



核燃料施設性能目標策定に係る技術的基盤の検討

Review of Technical Basis for Formulating 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
Nuclear Safety Research Committee

安全研究センター

Nuclear Safety Research Center

October 2010

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

核燃料施設性能目標策定に係る技術的基盤の検討

日本原子力研究開発機構 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

(2010年4月26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の策定の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行った。

本報告書は、平成20年度および21年度での同専門部会で調査、検討した内容をとりまとめ、核燃料施設での性能目標策定手順の例を提示した。

Review of Technical Basis for Formulating 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 April 26, 2010)

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. Major activities of the subcommittee were 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 and 2009 fiscal year have been summarized and the procedure to formulate performance goals is proposed in this report carried out 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案	3
2.1 我が国の安全目標案	3
2.2 発電炉施設の性能目標案	5
2.3 原子炉施設のリスク情報活用でのリスク指標に関する判定基準	6
3. 海外でのリスク情報活用に係る数値目標と活用事例	10
3.1 英国 HSE の安全評価原則における数値目標と法定限度	10
3.2 核燃料施設に関する安全評価原則の活用事例	14
4. 性能目標の形態と想定される使われ方	19
4.1 個別事象発生頻度型性能目標と英国安全評価原則方式階段型性能目標の比較	19
4.2 個別事象発生頻度型性能目標の許容待機除外時間の変更への適用例	20
5. 事象ごとの発生頻度を数値目標とする性能目標策定手順	25
5.1 提案する性能目標案	25
6. 再処理施設での代表的な事故事例での上限影響の試算	27
6.1 六ヶ所再処理工場でのセル内有機溶媒火災	27
6.2 東海再処理施設でのセル内有機溶媒火災	33
6.3 高レベル濃縮廃液沸騰事象	40
7. 再処理施設以外の核燃料施設の性能目標策定の課題	44
7.1 燃料加工施設の周辺公衆への影響	44
7.2 国内外での従事者リスクに対する基準	44
7.3 従事者被ばくに対する基準の比較	46
8. まとめ	49
参考文献	50
付録	52

Contents

1 . Introduction	1
2 . Safety goals and performance goals for nuclear power plants in Japan	3
2.1 Safety goals in Japan	3
2.2 Performance goals for nuclear power plant	5
2.3 Risk indicators for decision making on utilization of risk information in safety activities of nuclear power plant	6
3 . Examples of Numerical goals and its application for risk-informed regulation in foreign country	10
3.1 Numerical targets and legal limits of Safety Assessment Principles established by British HSE	10
3.2 Application of SAP for regulation of nuclear fuel cycle facilities	14
4 . Configuration of performance goals and supposed utilization in nuclear fuel facilities	19
4.1 Comparison of two types of performance goals of individual accident frequencies and SAP-like stepwise frequencies	19
4.2 Case study of utilization of “individual-accident-frequency-typed performance goals” in decision making on Change of AOT	20
5 . Procedure of formulating performance goals as frequencies of occurrence of individual accident	25
5.1 Proposed performance goals	25
6 . Preliminary estimations of bounding consequence of typical accident of reprocessing plant	27
6.1 Organic solvent fire in the cell of Rokkasho reprocessing plant	27
6.2 Organic solvent fire in the cell of Tokai reprocessing plant	33
6.3 Loss of Cooling of high level radioactive waste tank	40
7 . Issues on performance goals for other nuclear fuel cycle facilities	44
7.1 Consequences of maximum credible accident of nuclear fuel fabrication facilities	44
7.2 Examples of Risk level limits of workers in the world	44
7.3 Comparison of risk level of workers	46
8 . Summary	49
References	50
Appendix	52

1. はじめに

原子力安全委員会およ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、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、安全研究センター長の諮問を受けて機構が実施する安全研究に関わる事項を審議する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た。部会では、我が国におけるリスク情報活用に資することを目的に、核燃料施設の定量的な判断基準等の現状を調査し、性能目標案策定の基本的な考え方、参考となる情報を整理した。

我が国では、2003年に原子力安全委員会が「原子力施設の安全目標(案)」(以下、安全目標案)を定め⁽¹⁾、2006年には、安全目標への適合性を判断する補助的な目標として、より具体的な指標である「発電用軽水型原子炉施設の性能目標」(以下、原子炉施設性能目標案)を示している⁽²⁾。

安全目標案では、具体的水準を示す定量的目標の指標を、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および敷地境界から、ある距離の範囲の公衆の平均がん死亡リスクとし、いずれも「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」としている。さらに、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としている。

原子炉施設性能目標案としては、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) および、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) を性能目標の指標に選定し、具体的な値として、CDFは 10^{-4} /年程度、CFFは 10^{-5} /年程度を指標値案とするとしている。

これに対して、核燃料施設の性能目標としては、文献(1)で「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のようなもの」(下線部は文献(1)での表現をそのまま引用)が検討されることが適切であるとしている。

一方、日本原子力学会では、「原子力発電所の安全確保活動へのリスク情報活用に関する実施基準」の策定が進められている。その中でCDF、CFFおよび Δ CDF、 Δ CFF(安全確保活動の変更に伴うリスクの増分)のリスク指標に対する判断基準として原子炉施設性能目標案に基づく基準が示されている。

上述の判断基準では、原子炉施設性能目標案を満たすことに加え、安全確保活動の変更に伴う全リスクの増加(Δ CDF)が原子炉施設性能目標案の1/10以上では安全確保活動の変更を認めず、1/10以下1/100以上では、リスクの増加を低減する補償措置の実施を求めるという使い方が提案されている。

再処理施設に代表されるような核燃料施設では、原子炉施設と異なり、多様な事故が想定され

るので、原子炉施設性能目標案のような単一の事象の発生頻度をもって安全目標の代替となる数値目標にできない。また、たとえばウラン加工施設は、原子炉施設に比べれば施設全体のリスクは小さく、安全目標を十分に満たしていると考えられる。施設の全リスクと安全目標とが大きく異なる場合、周辺公衆のリスクの増加を抑制するための目標に加え、施設の安全確保活動の変更に伴うリスクの増加の受認可能レベルの判断指標が必要となり、これをどのような考え方に基づき性能目標として設定するかを検討も必要であり、リスク情報を活用した具体的な活動で利用し易い形式であることが望ましい。

以上のような現状を踏まえ、部会では、まず我が国の安全目標案、これに対応する原子炉施設性能目標案、海外におけるリスク情報活用に係る判断指標とその活用の現状を調査した。これを基に核燃料施設の性能目標として適切と考えられる複数の形式について再処理施設で想定される具体的な活用例の検討を踏まえて、それぞれの長所・短所を比較し、最も適していると思われる形式での性能目標策定の手順を検討した。さらにこの手順を基に、再処理施設を例に、代表的な事故事象の上限の事故影響を評価し、具体的な性能目標の導出過程を試行した。また、再処理施設以外の核燃料施設の性能目標策定での課題についても検討した。

2. 我が国の安全目標案と原子炉施設の性能目標案

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)をもとに以下について調査した。

- ・ 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

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としている

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するが、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。

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、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。

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、地震および津波・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。

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

以下に安全目標案の具体的な内容を示す。

(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。

また、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施設（以下、原文では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1PSAおよ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2PSAの結果、核燃料施設であればそれぞれの施設およ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

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。

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。

指標値案の導出

指標値案の導出に際しては、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が、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、対象とする起因事象の範囲、評価モデルやデータに含まれる不確か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に比較して、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の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、内の事象に対するアクシデントマネジメント対策の評価などに、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。文献(2)に提示される性能目標案は、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。

2.3 原子炉施設のリスク情報活用でのリスク指標に関する判定基準

日本原子力学会では、「原子力発電所の安全確保活動へのリスク情報活用に関する実施基準」^③ (以下、活用基準) の策定を進めている。その中でリスク指標に関する判断基準として2.2で示した原子炉施設の性能目標を用いた場合の基準が示されている。

この標準では、内の事象および外的事象を含む全リスクの増加量に対する判定基準と、内の事象のリスクの増加量に対する判定基準を設定している。安全確保活動の変更にあたっては、内の事象および外的事象を含む全リスクに対する判定基準を適用することが望ましいとしている。

しかし、現時点では、評価対象事象の種類によってはPSAに係る手法やデータなどの技術基盤の整備が必ずしも十分でないため、リスク情報活用を促進させることを目的として、我が国で十分な実績がある内の事象PSAの評価結果で、内の事象のリスクに対する判定基準と比較することをこの標準では規定している。内の事象のリスクに対する判定基準を用いる場合には、外的事象のリスクに対して変更による影響が限定的であることを定性的な検討または、定性的な検討と定量的な評価の組合せにより示す必要があるとしている。

判定基準を示す図2.1および図2.2における横軸のベースラインCDFまたはCFF (以下、ベースラインリスク)は、安全確保活動の変更前のCDFまたはCFFとしている。また、図中縦軸のCDFまたはCFFの増加量は、当該変更後のCDFまたはCFFとベースラインリスクとの差分としている。

したがって、ベースラインリスクには、これまでの安全確保活動の変更によるリスクの累積が反映されていることとなるとしている。

性能目標案は安全目標案を満足するための目標としてCDF、CFFの絶対値を定め、内的事象および外的事象を含む全リスクの抑制水準を示している。一方、この標準は安全確保活動の変更に伴うリスクの増加を抑制する判定基準を定めることを目的としているため、判定基準としては、変更後の内的事象および外的事象を含む全リスクが性能目標案よりも小さな値として定めることが適切である。また、ある変更に伴うリスクの増加量がわずかであったとしても、変更を複数回重ねることにより、リスクが増大していくことも考えられるため、必要に応じて、性能目標案を満足していることの確認を求める必要があると考える。次に、基本ガイドラインでは、リスク情報を用いた活動によるリスクの変化量(絶対値)および変化割合(相対値)の両者が有意に増加しないことを原則とするとしている。

絶対値としてのリスク増加量が大きいことは、直ちに性能目標案を超過する可能性につながるため、リスク増加の絶対値を抑制する判断基準値(以下、絶対値基準)を定め、これを超えないことを前提とするとしている。

次に、基本ガイドラインの趣旨を踏まえて、現状のリスクの水準を劣化させるべきでないとの観点から、リスクの変化割合を抑制する判定基準値(以下、相対値基準)を併せて設定する。ただし、リスク情報の活用を促進するためには、安全が確保されている範囲における電気事業者の自由な活動を過度に抑制しない基準であるべきことを考慮し、相対値基準を超える場合には一切の変更を認めないということではなく、絶対値基準を満足していることを示したうえで、補償措置の検討を求めることとするとしている。

リスクの変化に対する指標の判定基準案

1) 絶対値基準

現状リスクからの増加であることを踏まえ、リスクの増加量が有意未満と考えられる基準とする。原子力発電所の安全確保活動によって達成し得るリスクの抑制水準を定めたのが安全目標案であることから、安全目標案の抑制対象である公衆に対するリスクを有意に増加しないことが必要である。安全目標案への適合性を判断するための補助的な目標として定義された性能目標案は公衆に対するリスクの増加に対し有意ではないため、性能目標案よりも明らかに小さな値の範囲であれば、リスクの増加量は有意未満であると考えられる。このため、性能目標の $1/10$ (CDF: 10^{-5} /炉年、CFF: 10^{-6} /炉年)を絶対値基準として採用した。

つぎに、リスクの増加量が絶対値基準近傍となる場合には、基準に対する余裕を確保するため、合理的な範囲でのリスクの抑制努力をするべきであり、絶対値基準の $1/10$ 以上のリスク増加がある場合には、何らかの補償措置を講じる。

更に、変更によるリスクの増加分を含めた、最終的なリスクが性能目標案に近い領域では、リスクの抑制努力に加え、性能目標案を満足していることを確認する必要があることから、次の場合には、変更によるリスク増加分を含めた、最終的な内的事象および外的事象を含む全リスクが性能目標案を満足していることを確認する。

- ・ ベースラインCDFが 10^{-5} /炉年以上かつ、 Δ CDFが 10^{-6} /炉年以上
- ・ ベースラインCFFが 10^{-6} /炉年以上かつ、 Δ CFFが 10^{-7} /炉年以上

2) 相対値基準

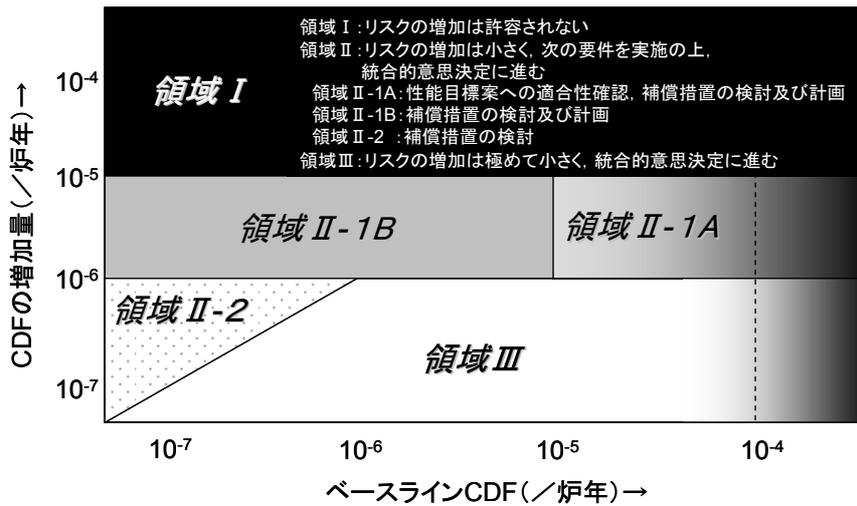
ある一定量に対し変化割合が有意未満であると言った場合、変化の対象物により、その数値は大きく異なるものと考えられる。人によって感覚の相違はあるものの、PSAの評価結果においては、

- ・不確実さ解析により得られる数倍程度のばらつきがあるものとするのが一般的である。
- ・CDF、CFFの評価では、評価結果が小さいほど、不確実さが大きいと考えるのが一般的である。

これらの点を考慮すれば、リスクの絶対値として有意未満の数値に対し、1～2倍程度の変化が有意であるとは考え難い。したがって、絶対値基準において、リスク増加量が有意未満としたリスクの水準(ベースラインCDF:10⁻⁵/炉年、ベースラインCFF:10⁻⁶/炉年)に対し、1倍の変化($\Delta\text{CDF}/\text{CDF}=1$ 、 $\Delta\text{CFF}/\text{CFF}=1$)であれば、リスクの変化割合は有意未満であると解釈できるとしている。このことから、絶対値基準を満足していることを前提に、相対値基準を1倍とし、1倍以上のリスク増加がある場合には、何らかの補償措置を検討することを求めている。

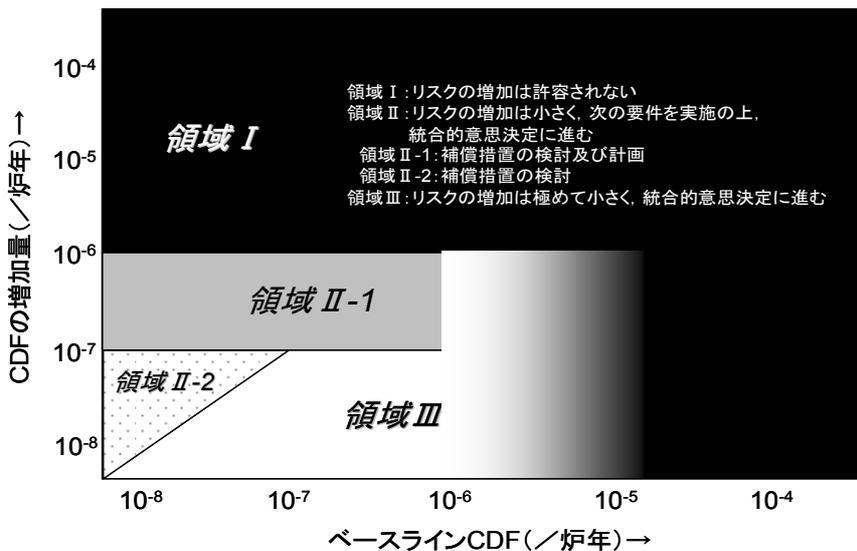
絶対値基準と相対値基準を併用した経緯については、本判定基準を設定するにあたり、絶対値基準、相対値基準のそれぞれについて、採用する場合の目的と留意点が議論され、絶対値基準、相対値基準とも採用する意義と留意点(弱点)を有していたことから、弱点を補う方策を考慮しつつ、両者を併用することとしたとしている。

特に相対値基準については、ベースラインリスクが小さなプラントにおいてリスクの増分が極めて小さな数値が判定基準となるケースが想定され、このような値はもはやリスクの抑制を期待する領域ではないとの議論もあった。しかしながら、現状でのリスクの水準を劣化させないとの方針は全プラントに適用しておくことが妥当との考えから、最終的に相対値基準も採用することとした経緯がある。極めて小さなリスク増分を抑制することが効果的かという議論の中には、性能目標案と比較してあまりに小さな値であることと、PSAの評価結果がもつ不確実さと比較して小さな値であるとの観点がある。今後、リスク情報の活用実績を蓄積していく中で、実際に評価されるリスクの増減値や評価結果の不確実さを考慮しつつ、より効果的な判定基準の設定方法がないか、継続的に検討することは重要であるとしている。



- 注a) 内的事象及び外的事象を含む全リスクに対して適用し、図2と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースラインCDFの境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースラインCDF(横軸)は当該変更実施前のCDF、CDFの増加量(縦軸)は当該変更実施後のCDFとベースラインCDFの差とする。(附属書H.1e)参照。)
- 注d) 評価結果が本図の範囲外である場合には、領域の境界線を直線外挿する。

図2.1 CDFの判定基準(全リスク) (文献(3)より転載)



- 注a) 内的事象リスクに対して適用し、図4と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースラインCDFの境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースラインCDF(横軸)は当該変更実施前のCDF、CDFの増加量(縦軸)は当該変更実施後のCDFとベースラインCDFの差とする。(附属書H.1e)参照。)
- 注d) 評価結果が本図の範囲外である場合には、領域の境界線を直線外挿する。

図2.2 CDFの判定基準(内的事象のリスク) (文献(3)より転載)

3. 海外でのリスク情報活用に係る数値目標と活用事例

3.1 英国 HSE の安全評価原則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。

SAP の最新版である 2006 年版⁽⁴⁾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情報として、数値目標および法定限度（NT：Numerical Targets and Legal Limits）が示されている。以下に、その概要をまとめる。

3.1.1 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、「リスクの受認可能性」（TOR：Tolerability of Risk from nuclear power station）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）⁽⁵⁾」¹ 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また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：Basic Safety Level)および基本安全目標(BSO：Basic Safety Objective)が用いられる。BSL および 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)」および「広く容認可能(Broadly acceptable)」の 3 つの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）およ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 および BSO は全て、法定限度ではなく目標値(Targets)である。

新設の施設および活動に関しては、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。

¹ 人間の活動によって生じるリスクに対する作業従事者および公衆の健康と安全の保護に係わる HSE が行う規制上の意志決定における基本的な考え方を明確に示すことを目的とした HSE の公開文書。

3.1.2 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。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。

<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

3.1.3 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 : Design Basis Analysis)、確率論的安全解析(PSA : Probabilistic Safety Analysis)およびシビアアクシデント解析(SAA : Severe Accident Analysis)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。

このうち PSA ではフォールトシーケンスの全範囲を見て、その結果は敷地内およ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。以下に、PSA および SAA に対する数値目標である Target 5 から Target 9 を概説する。

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 8×10^{-4} 年に設定した。R2P2 で設定した 1×10^{-3} 年の上限レベルを満たすには、事故に割り当てられるリスクは 2×10^{-4} 年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 1×10^{-4} 年を設定したが、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および線量目標（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。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定されている。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 1×10^{-4} 年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 および BSL 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。

通常運転時の敷地内の個人のリスク限度は、Target 3 として 5×10^{-5} 年に設定されている。事故に対する BSL の目標値を加えると、全リスクは 1.5×10^{-4} 年で、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実さを考慮すれば 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および線量目標（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、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 3×10^{-4} 年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、 1×10^{-5} 年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、 1×10^{-7} 年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 1×10^{-4} 年および 1×10^{-6} 年の値より小さいが、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。

3.1.4 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、これまでは、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、放出量と死亡数の関係、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などの問題があった。

最新の SAP 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、およびその組み合わせなどである。

HSE では健康保護局 (HPA : Health Protection Agency) の研究結果に基づき、社会的リスクの指標を 100 名以上の即発また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。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としている。

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、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としている。

3.2 核燃料施設に関する安全評価原則の活用事例

経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA : Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency) の原子力施設安全委員会 (CSNI : Committee on Safety of Nuclear Installations) のリスク評価に関するワーキンググループ (WGRISK : Working Group on Risk Assessment) および燃料サイクル安全に関するタスクグループ (WGOE-FCS : Working Group on Operating Experience Subgroup on Fuel Cycle Safety) 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た。特に、英国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、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が報告された。以下では、ここでの発表論文⁶⁾に基づいて、安全目標の利用方法について概説する。

確率論的安全基準

英国の規制機関である 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核燃料会社 (BNFL : British Nuclear Fuels Limited) 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。

英国では、PSA は、表 3.1 の SAP における確率論的安全基準に示すように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、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リスク基準における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または運転による方策を意味している。

公式の決定論的安全解析の導入

英国では、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、公式の決定論的安全解析(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への過度の依存を避けるようにする

- 英国の規制要求である 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

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 $>10^{-5}$ /年 の全ての起因事象について、[許容されている任意の運転状態]における[起因事象の発生]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 3.1 になる。このような場合、安全対策の非信頼度は、 $10^{-5}/\text{demand}$ 以下とする必要があるので、全ての起因事象シーケンスについて、その影響の厳しさによらず少なくとも 2 系統、可能なら 3 系統の独立した安全対策が必要になる。

確率論的な基準の考え方

一方、図 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を示す。ここでは、起因事象シーケンスは、影響の大きさに区分された領域ごとに 10 個ずつと仮定されている。図 3.1 と比較することで、リスク基準に照らせば安全対策が必要でない領域の起因事象シーケンスに対して、決定論的安全評価では、過度に安全対策を要求することになることが分かる。

決定論的基準と確率論的基準の比較

図 3.3 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を比較している。決定論的基準だけでは、明らかに、厳しすぎる要求となる。

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 3.4 に示す。また、決定論的基準との比較を図 3.5 に示す。

まとめ

BNFL からの発表では、まとめとして以下が指摘されている。

- 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つの基準を併用する場合、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がある。
- 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。

表 3.1 英国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前身線量(mSv) 施設の総体(サイト)について合算された発生頻度に対する頻度目標(1/年)

0.1 to 1	10^{-2}
1 to 10	10^{-3}
10 to 100	10^{-4}
100 to 1000	10^{-5}
1000 <	10^{-6}

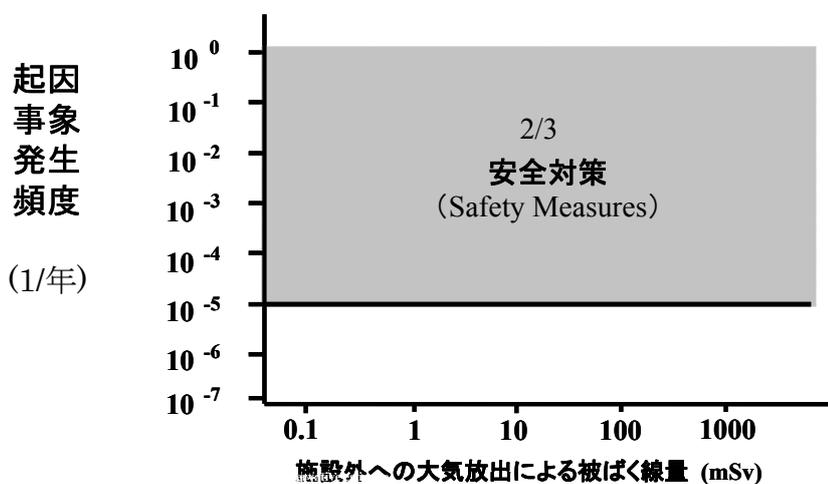


図 3.1 厳格な決定論的安全評価の考え方(文献(6)より転載)

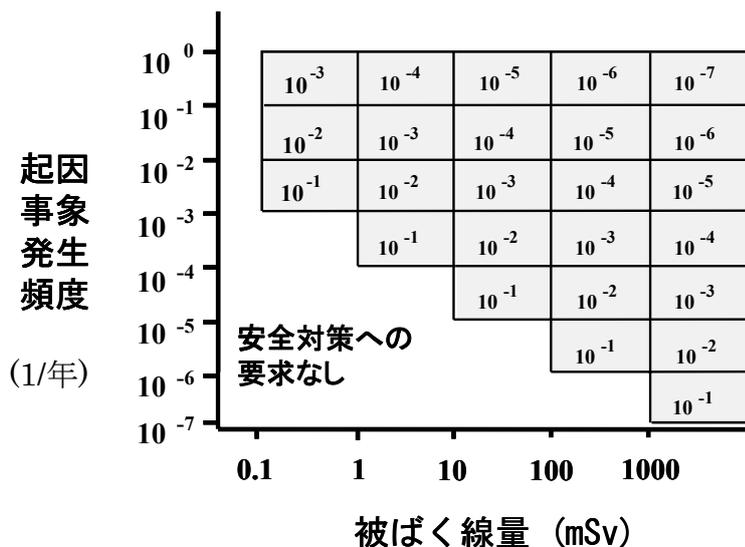


図 3.2 安全対策がリスク基準を満たすために必要なデマンド発生時失敗確率(pfd)(文献(6)より転載)

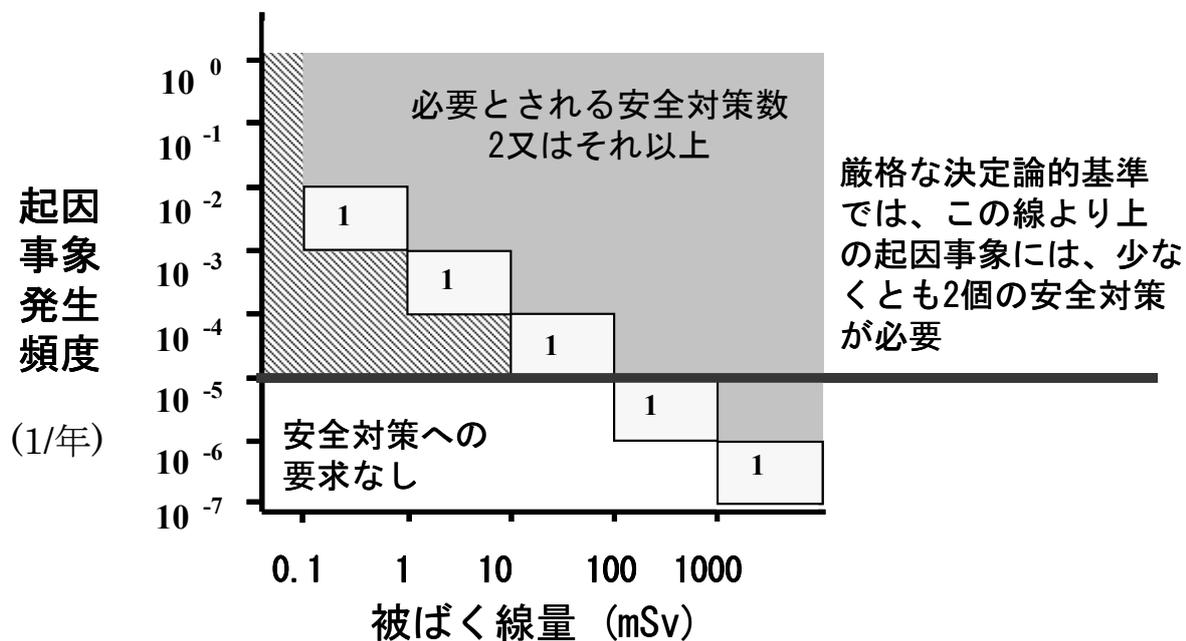


図 3.3 リスク基準を満たすために必要となる安全対策の個数と厳格な決定論的基準による要求個数の比較 (文献(6)より転載)

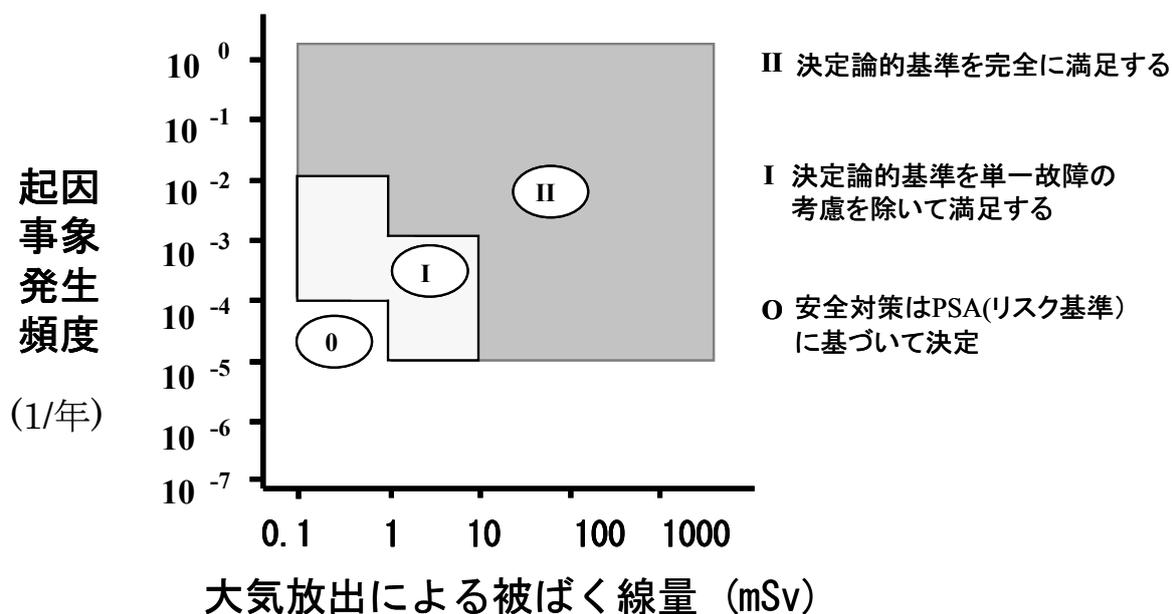


図 3.4 改定された決定論的基準 (文献(6)より転載)

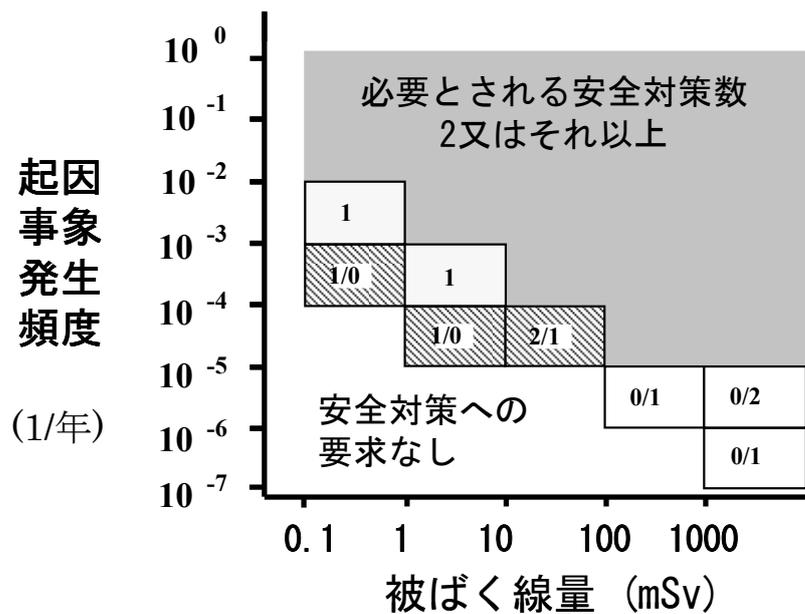


図 3.5 改訂された基準で要求される安全対策の数のリスク基準との比較 (文献(6)より転載)

4. 性能目標の形態と想定される使われ方

2. で示したように、文献(1)「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」のなかで、原子力利用活動の分野毎の性能目標案として検討されるべき具体例として、核燃料施設については、“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”が示されている。一方、3. において示した英国の SAP のように、事故を特定せず、事故の影響の区分毎に対する発生頻度を数値目標とする例もある。本章では、前者を“個別事象発生頻度型”性能目標、後者を“SAP 方式階段型”性能目標とし、これら2つの形式の性能目標を、原子炉施設の性能目標策定での考え方との整合性を考慮し、両者の妥当性、適切性、利点、問題点を比較する。

4.1 個別事象発生頻度型性能目標と英国安全評価原則方式階段型性能目標の比較

SAP 方式階段型性能目標の表現形式は、図 4.1 に示すようなものが想定される。図中では、安全目標案(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 1.0×10^{-6} /年以下に抑えるべき)を基に、ICRP が提唱⁽⁷⁾する致死確率係数 0.05 (1/Sv) を用いて年当たりの被ばく線量に換算した値を安全目標案として示している。

$$\begin{aligned} & \text{被ばく線量区分 } i \text{ に含まれる事象 } j \text{ の発生頻度} \leq \text{影響区分 } i \text{ の上限発生頻度} \\ & \text{かつ} \\ & \text{安全目標 (敷地境界での被ばくリスク)} \geq \sum \{ (\text{事象 } j \text{ の発生頻度}) \times (\text{事象 } j \text{ の影響}) \} \end{aligned}$$

性能目標の策定に際して検討されるべき事項として以下を挙げることができる。

- SAP は被ばく線量区間に対して均等なリスク配分を採用している。しかし、個別の施設ではリスクプロファイルは、各線量区間で均等ではないと考えられるので、各区間のリスクの合計値が我が国の安全目標(案)を満足していても、リスクに寄与する事故事象が多い区間では性能目標を満足しない場合が生じうる。したがって、安全目標(案)と等価な性能目標とする観点では均等配分が最良とは限らない。(軽水炉に関する性能目標も SAP 方式ではない。)
- 個別施設ごとの性能目標とする場合、リスク配分は個々の施設のリスクプロファイルの実態に即して定めることができ、事業者としては利用し易いが、規制側は、設定された数値目標の妥当性を判断する必要がある。
- 頻度の下限(影響の上限)、影響の下限をどうするか？

利用に際しては、以下の事項が課題となる。

- 機器の許容待機除外時間(AOT: Allowed Outage Time)の変更に伴うリスク増分に対する判断基準を導く場合、当該機器が複数の事象に関わる場合や発生防止策と影響緩和策の両方に関わる場合、事象の発生頻度として定めた性能目標でリスク増分を評価できるのか？
- SAP 方式階段型性能目標の具体的な利用例として AOT 変更を想定すると、関係する個々の事象の影響から、性能目標としての頻度を求める必要がある。この場合各影響区分に含まれる事象の数を PSA により予め決めておく必要がある。

表 4.1 に SAP 方式階段型および個別事象発生頻度型の性能目標の比較を示す。SAP 方式階段型性能目標は、策定に際しての課題や手間は多くないが、利用に際して、事業者は個々の事象の発生頻度を決めなければならない、規制側も導出された事象発生頻度の妥当性を確認しなければならない。これに対して個別事象発生頻度型性能目標は、策定に際しての課題や手間は多い。規制側は、事業者が導出する性能目標をレビューする必要があるが、策定手順通りであることを確認するだけでよい。両者では、策定の手間と、利用しやすさの点が trade off の関係にある。

また、SAP 型は論理的に単純明快に見えるが、規制判断の合理性が PSA に大きく依存することとなる。一方、個別事象発生頻度型は、個々の事象に関する議論に分けて考えられるので、目標値や判断の意味がわかりやすいという面がある。

4.2 個別事象発生頻度型性能目標の許容待機除外時間の変更への適用例

個別事象発生頻度型性能目標を利用する場合、一つの機器が複数の事故（性能目標）に関係するので、検査の合理性向上等に性能目標をどのように使うかが検討課題の一つとなる。このため、多数の事故に関係する非常用ディーゼル発電機（以下、DG）を例にとり、その適用性について検討した。

4.2.1 DG が関係する事故の候補

六ヶ所再処理工場では DG は安全上重要な機器（以下、安重）とされている。それは、設計基準事故および設計基準外事故に関連する安全機能を有していることによる。各事故における DG の安全機能への関与の有無を以下に記す。

（1）設計基準事故

① 使用済燃料の落下破損：DG の安全機能への関与なし

使用済燃料集合体(冷却期間 1 年)の移送中に 6m の高さから集合体 1 体が燃料取出しピットの床(水中)に落下し、燃料棒の全量が破損したと想定する。放射性物質は大気中に放出されると仮定するため DG の安全機能への関与はない。

② セル内での溶媒火災：排風機運転継続（影響緩和）

プルトニウム精製設備のプルスカラムを収納するプルトニウム精製塔セル内で漏えいした有機溶媒が加熱されて着火すると想定する。セル換気系排風機運転継続により閉じ込め機能を維持することによる影響緩和に DG が関係する。

③ 溶解槽における臨界：排風機運転継続（影響緩和）

溶解槽における硝酸濃度の異常な低下、溶解したウランおよびプルトニウム濃度の異常な上昇によって臨界に至ると想定する。臨界で発生する放射性物質は排気系を經由して施設外に放出されるので、換気系排風機運転継続により閉じ込め機能を維持することによる影響緩和に DG が関係する。

④ 高レベル濃縮廃液の漏えい：スチームジェットの起動、排風機運転継続（影響緩和）

配管に貫通亀裂が発生し、廃液中の放射性物質が漏洩して気相に移行する事象である。スチームジェットポンプによる漏えいした廃液の回収およびセル換気系排風機運転継続による閉じ込め機能維持による影響緩和に DG が関係する。

⑤ 溶融ガラスの漏えい：排風機運転継続（影響緩和）

ガラス溶融炉とガラス固化体容器の結合ができない状態で溶融ガラスが漏洩し、ガラス固化体 2 本分の溶融ガラスが落下すると想定している。セル換気系排風機運転継続により閉じ込め機能を維持することによる影響緩和に DG が関係する。

⑥ TBP 等の錯体の急激な分解：排風機運転継続（影響緩和）

プルトニウム濃縮缶でのリン酸三ブチル（以下、TBP：Tri-Butyl Phosphate）等の多量な流入と温度の異常な上昇によって、硝酸等と急激な熱分解反応を起こすことを想定する。事故により発生する放射性物質を含む気体は廃ガス処理系で処理される。仮にセル内に漏えいしてもセル換気系のフィルタで除去される。これらの影響緩和機能の維持に DG が関係する。

⑦ 全動力電源喪失：DG 起動（発生防止）

六ヶ所再処理工場では、商業用送電線(2回線)より受電する他、第1および第2非常用 DG を各2台、さらに運転予備用 DG から受電できるので、電源供給の信頼度は高い。しかしながら、安全設計の妥当性を確認するため、「短時間の全交流動力電源の喪失」を想定している。DG は、全動力源の喪失の発生防止に関わる。

(2) 設計基準外事故

⑧ 高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰：DG 起動（発生防止）

放射性物質を内蔵する貯槽等では、放射性物質の発熱による温度上昇を抑えるため、常時冷却する必要がある。外部電源喪失時には、DG を起動して冷却機能を維持し、沸騰を防止する。

⑨ 水素爆発：DG 起動（発生防止）

放射性物質を内蔵する貯槽等では、水の放射線分解で水素が発生するので貯槽等の内部での水素ガスの停留による水素濃度上昇を抑えるため常時空気により掃気する必要がある。外部電源喪失時には、DG を起動して掃気機能を維持し、水素濃度の上昇を抑え水素爆発を防止する。

4.2.2 事故影響緩和および事故防止への DG 関与

(1) 事故影響緩和の場合（事故②～⑥）

再処理施設安全審査指針により、事故時の安全評価では発電用原子炉施設と同様に事故評価では外部電源喪失と事故の収束、拡大防止および影響緩和に関わる機器の単一故障の仮定が求められている。DG は影響緩和の安重とされている。AOT を変更した場合のリスク増分を計算するため、初期リスクを安全側に 0 とし、変更後は AOT を長くとるために 1 台待機、1 台修理状態とする。いずれの事故（②～⑥）も関係する DG は本体設備の DG 2 台のみである。（六ヶ所再処理工場には、本体設備の DG 2 台の他、運転予備用 DG 1 台、プール水系 DG 2 台の合計 5 台が設置されている。以下に示すように安全冷却水には 5 台、水素掃気には 3 台が使用可能である。）

a) 排風機

事故に伴う放射性物質を浄化し排気筒に放出するため、換気系が必要（排風機運転継続に電源/DG が必要）である。外部電源喪失頻度を 10^{-2} /年、DG 故障率を 10^{-3} /demand とすると、火災

継続時間 t 時間内に全電源が喪失する確率は $10^{-9} t$ ($10^{-2}/\text{年} \times 10^{-3} \times t \text{ 時} / (24 \times 365)$) となる。このため、1 台の DG が待機状態にあれば、事故時の電源喪失による排風機停止発生頻度は、事故発生頻度を控えめに一律 $10^{-3}/\text{年}$ と仮定して $10^{-12} t / \text{年}$ となる。1 日以内に事故の終息が期待できるとともに外電復帰確率が高いので事故継続時間として 1 日を考慮すれば十分であるから、事故時電源喪失発生頻度は $3 \times 10^{-11}/\text{年}$ となる。この値は、安全確保上無視しうる程小さいと判断される。

b) スチームジェット

スチームジェットは、セル内に漏えいした放射性物質を含む溶液を回収するための機器である。電源喪失あるいは蒸気の供給が停止すると機能喪失に至る。事故時機能喪失発生頻度としては、上記 a) 排風機と同様の結果が得られる。

(2) 事故発生防止の場合

上記(1)では事故発生時にのみ DG が必要となるので、AOT 増加によるリスク増加は無視し得る程小さくなるが、事故発生防止の場合では放射性物質が存在する限り DG は常時（冷却系あるいは掃気系）必要になるという大きな違いがある。下記 3 事故がこの場合に相当する。

a) 短時間の全動力電源喪失⑦

ガラス固化セルの換気が停止し、セル雰囲気温度が熔融炉の余熱により上昇して揮発性 Ru を含む膨張空気が地上放出する。電源喪失時間が延びると放出量が増加して影響は増加するが、時間ともに熔融炉温度が下降すると膨張は停止して影響の増加はとまる。ここでは、上限影響として 1 mSv 、性能目標として $10^{-3}/\text{年}$ を仮定する。

b) 高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰⑧

電源喪失に伴う冷却水系の全停止により発生する。本事故と他の事故（②～⑦）との違いは、本体設備 DG 2 台に加えて、運転予備 DG 1 台およびプール水系 DG 2 台が使用可能なことである。ここでは、上限影響を 250 mSv 、性能目標として $10^{-5}/\text{年}$ を仮定する。

c) 水素爆発⑨

高レベル濃縮廃液貯槽においては、掃気機能が喪失しても Pd イオンの触媒効果により水素の可燃限界濃度を超えることはないのに対象外とする。Pu 貯槽および不溶解残渣貯槽の場合は可燃限界濃度を超える。ここでは、上限影響を 10 mSv 、性能目標として $10^{-4}/\text{年}$ を仮定する。なお、本事故と他の事故（②～⑧）との違いは、本体設備 DG 2 台に加えて、運転予備 DG 1 台が使用可能なことである。

(3) DG の AOT 変更検討

各事故 i の性能目標を F_i 、PSA により得られる事故発生頻度を f_i とする。変更後の AOT は十分長く、1 台待機、1 台は修理状態にあると仮定する（1 台しかない運転予備 DG には現実的非信頼度 $\sim 10^{-1}$ を与える）。性能目標 (F_i) は上限影響 ($C_{\text{MAX}i}$) を考慮して定められ、そのときに各事故へのリスク配分 (R_i) が等しい仮定するれば、変更によるリスク増加は、発生頻度増加分の性能目標に対する割合の和を用いて以下のように表される。

$$\sum_{i=1}^9 \Delta r_i = \sum_{i=1}^9 \Delta f_i C_i \leq \sum_{i=1}^9 \Delta f_i C_{\text{MAX}i} = \sum_{i=1}^9 \Delta f_i R_i / F_i \cong R \sum_{i=1}^9 \Delta f_i / F_i$$

上式の最右辺のΣ項において、事故②～⑥の性能目標は $\leq 10^{-4}$ /年を仮定すると、 $\Delta f_i/F_i$ はDG使用可能台数の最も少ない事故⑦の値が最も大きくなるので、下式に示すようにDGのAOT変更に伴うリスク増加は、「短時間の全動力電源喪失」を対象に検討すれば、他の事故はこの結果に包絡される。

$$\sum_{i=1}^9 (\Delta f_i / F_i) = \sum_{i=2}^6 (\Delta f_i / F_i) + \sum_{i=7}^9 (\Delta f_i / F_i) \leq \sum_{i=2}^6 3 \times 10^{-11} / 10^{-4} + \sum_{i=7}^9 (\Delta f_i / F_i)$$

$$\leq 1.5 \times 10^{-6} + \sum_{i=7}^9 (\Delta f_i / F_i) \approx \Delta f_7 / F_7$$

表 4.1 SAP 方式階段型および個別事象発生頻度型の性能目標の比較

	SAP 方式階段型		個別事象発生頻度型	
	共通	施設個別	共通/同種施設共通	施設個別
利点	安全目標案に対する裕度と影響区分、区分毎のリスク配分を決めればよい、	施設毎のリスクプロファイルの特徴を反映できる。	事業者が定める必要がなく、規制側もレビュー不要。	個別施設のリスクレベルに応じて設定可能。
欠点	個別事象の影響をもとに事象の発生頻度を利用者が導出しなければならない。	個別事象の影響をもとに事象の発生頻度を利用者が導入しなければならない。	異種施設にも共通の場合、U加工は、敷地境界が近くに施設毎で差がある。例えば火災事象でも、U加工と再処理では発生メカニズム、シナリオが違ふ。	<ul style="list-style-type: none"> 事象毎の上限影響と配分するリスクを決める必要がある。 規制側が、事業者の定めた性能目標をレビューしなければならない。
策 定 で の 課 題	<ul style="list-style-type: none"> 影響区分の区分け、区分け毎の事象数に基づくリスク配分 影響の下限、頻度の上限の設定 		<ul style="list-style-type: none"> 対象とする事象の選定基準 説得性のある上限影響の設定 	
		策定手順のガイダンスの策定		策定手順のガイダンスの策定

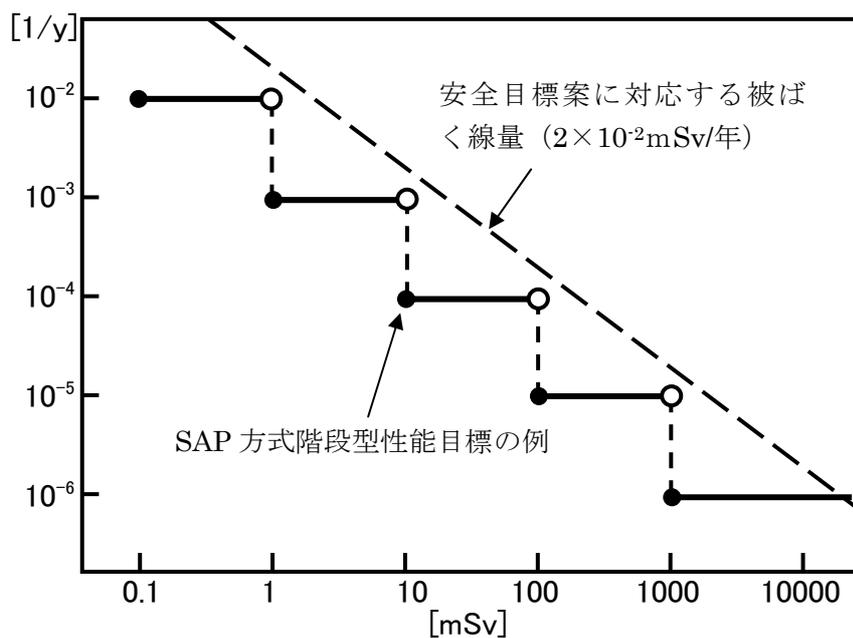


図 4.1 SAP 方式階段型性能目標の例と安全目標案との比較

5. 事象ごとの発生頻度を数値目標とする性能目標策定手順

5.1 提案する性能目標案

安全目標案およびそれを基に策定される性能目標は、平常時のリスクを対象外とし、事故リスクに限定している。文献(1)では、核燃料施設の性能目標検討に当たっては、施設固有の重大な事象（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）とすることが適切であるとしている。性能目標策定に際しては「重大な事故」とは何か、「・・・ある規模の・・・放射性物質の放散」を施設外の公衆への影響（mSv）に対応させることが必要である。

原子炉施設性能目標案の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必要となる。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。我が国の再処理施設においては、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（～10⁻⁷/年領域の“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定めることができる。

5.1.1 性能目標導出手順案

上で提案する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5.1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。

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ものと考えられる。

5.1.2 性能目標検討に当たっての考慮する事故のリスクの下限界についての考え方

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の判断基準の250 mSvが参考となる。しかし、ほとん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/年のリスクは安全目標案に対応する図4.1に示した0.02mSv/年と比較すると120倍である。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5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考えもあるが、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」でない事故および「ある規模」以下の事故までを含め考える必要がある。

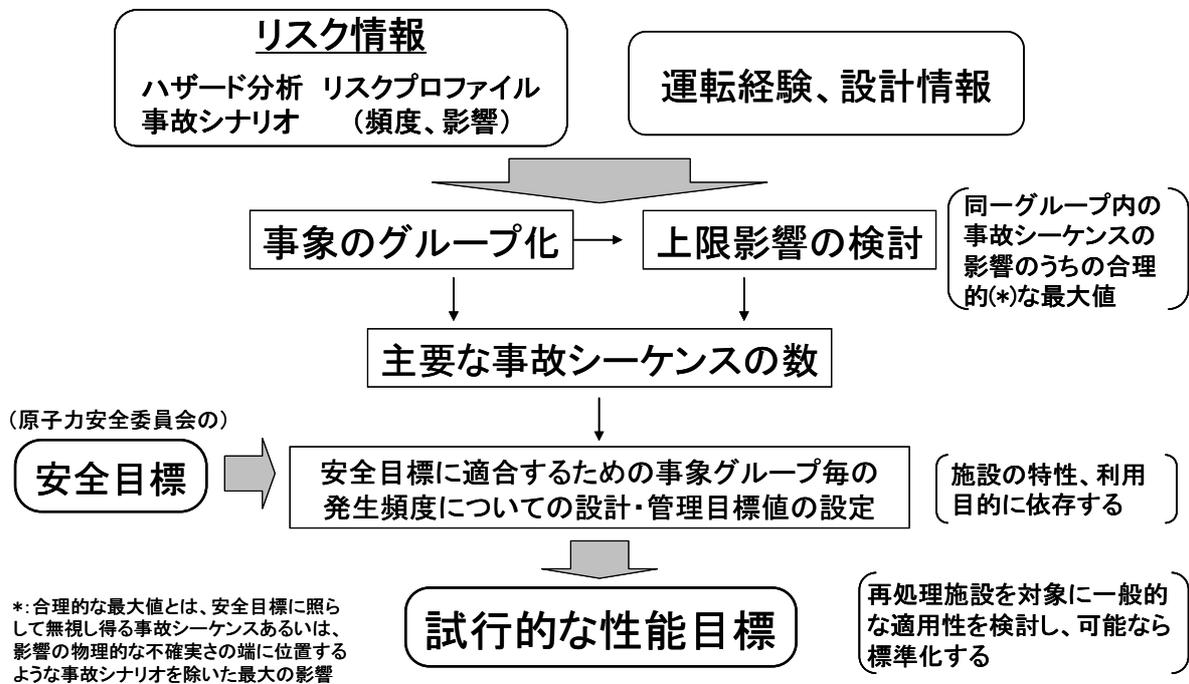


図 5.1 試行的な性能目標の導出手順案

6. 再処理施設での代表的な事件事例での上限影響の試算

再処理施設には互いに関係しない各種の事故（臨界、火災、水素爆発、TBP等錯体の急激な分解、沸騰等）が想定される。これらの事故防止のため多くの安全対策が安全上重要な施設に選定され、運転段階ではAOTの設定、定期検査等の対象とされる。発電炉の過酷事故防止の考え方が横並び使用されているので、合理性向上を図るには、発電炉の過酷事故相当の発生可能性領域（頻度でいえば～10⁻⁷/年）までを対象とした各種事故の影響（「上限影響」という）を明らかにする必要がある。

6.1 六ヶ所再処理工場でのセル内有機溶媒火災

本節では、セル内火災の上限影響を国内外における決定論および確率論的評価の結果等を参考に検討した。

6.1.1 国内外における火災事故評価事例

まず「セル内有機溶媒火災」がどのように評価され、設計にどのように反映されているかについて調査した結果を以下に示す。

(1) 東海再処理工場（決定論的評価）

設置承認申請書の災害評価において、発生は考えられないものの仮想的に分離抽出器の有機溶媒火災が数時間継続するとし、公衆への全身線量を 0.8 mSv と評価している。また、アスファルト火災爆発事故の教訓反映のため各種事故対策の妥当性を確認する中で、発生は考えられないものの評価対象事故の一つに取り上げ、ドリフトレイ集液部の回収残として漏えい溶媒が放置され、何らかの原因により加熱、着火するとしている⁽⁸⁾。その結果、HEPA（High Efficiency Particulate Air）フィルタが目詰まりする可能性のある廃溶媒貯蔵場の影響が最も大きく 9.7×10⁻³ mSv としている。

(2) 六ヶ所再処理工場（決定論的評価⁽⁹⁾および確率論的評価^{(10)~(12)}）

事業指定申請書において、火災発生は考えられないが設計基準事故としている。ドリフトレイ集液部の回収残として漏えい溶媒が放置され、何らかの原因により加熱、着火するとして、公衆の被ばく線量を 0.02 mSv と評価している。確率論的安全評価も 6.1.2 に示すように実施している。

(3) 原子力安全基盤機構での検討（確率論的評価⁽¹³⁾）

リスク情報活用の基盤整備として代表的事故の手順整備を実施し、そのなかで「セル内有機溶媒火災」を評価している。そこでは、溶媒がセル内に漏えいし、滞留した溶媒中の崩壊熱や加熱源（スチーム、温水配管等）により溶媒が加熱され、かつ着火源が存在すると、発火に至るとしている。

(4) Thorp 再処理工場（確率論的評価⁽¹⁴⁾）

パルスカラム内有機溶媒の温度制御装置および過加熱停止装置の故障を半年間気付かず（検査を年1回行うことによる）、この間溶媒が引火点を超えるとともにセルへ漏えいすることを重ねあわせ、発生頻度を求めたところ 10⁻⁶/年という十分低い値が得られたとしている。これ以下の頻度は評価手法の範囲を超えるので正当化されず、また、不要として着火確率を議論せず1を採用し

ている。影響評価はしていないが、潜在的な影響が大きいと判断されたセルには消火設備を設置している。

(5) La Hague 再処理工場（確率論的検討⁽¹⁵⁾）

ミキサセトラを設置している室とその上部にあるモータ室とは、鉄板で仕切られているものの、僅かな間隙が存在する。モータ室には人の出入りが可能であるので、液体可燃物を持ち込み、何らかの原因による着火および燃焼液体の下部室内への重力による流入を考えるとしている。これらを確率論的に評価すると想定不要となるが、規制側の了解は得られなかったという。影響評価はしていない。セルには消火設備を設置している。

いずれの評価例も、火災発生には①セル内への溶媒漏えい、②漏えい溶媒の引火点以上への加熱、③着火源の3条件の同時成立が必要としている。②の加熱要因としては、(a)抽出器内温度制御失敗による漏えい前溶媒の過熱（THORP、六ヶ所）、(b)崩壊熱（JNES、六ヶ所、東海）、(c)回収時のスチームジェットポンプ蒸気逆流（六ヶ所）が言及されている。しかし、崩壊熱については、東海再処理施設および六ヶ所再処理工場の溶液温度評価において引火点を超えないことを確認^{(8),(10)}しているので除外できる。着火原因については、六ヶ所再処理工場は可能性として自然放電を、La Hague ではミキサセトラ上部からの運転員の持ち込んだ燃焼液体の流入としている。いずれの機関も説得性のある着火シナリオを見出せていない。

6.1.2 火災事故発生頻度の検討

6.1.1で示した事故シナリオを参考に、モデルセルに対し表6.1に示す事故シーケンスを考えた。表6.1の発生頻度は、表6.2に示す各機関のPSAで使用しているパラメータ値を用い算出している。

表 6.1 セル内有機溶媒火災イベントツリー

①起因事象 (漏えい)	②引火点以上への加熱		③着火	事故シーケンス (頻度)
	抽出器での過熱	スチーム逆流		
10 ⁻³ //年	10 ⁻³	10 ⁻³	10 ^{-3*}	
				OK OK 火災<10 ⁻⁹ /年 OK 火災<10 ⁻⁹ /年
			(合計)	10 ⁻⁹ /年

*着火源は自然放電とし、ランダムに発生するが1年間の内に100%発現すると仮定する。すなわち、発現頻度は1/8760/hとする。これに漏えい溶媒の引火点以上の継続時間を乗じることにより着火確率10⁻³が得られる。

表 6.2 各機関の火災発生頻度評価で使用されているパラメータ値

火災要因		六ヶ所 ⁽¹¹⁾	JNES ⁽¹³⁾	Thorp ⁽¹⁴⁾
①漏えい		10 ⁻³ /年	7×10 ⁻⁴ /年	10 ⁻³ /年
②過加熱	スチームジェット(起動時スチームジェット吸い込み側への蒸気逆流)	<10 ⁻³	10 ⁻³	—
	抽出温度制御失敗	<10 ⁻³	—	10 ⁻³
③着火		<10 ⁻²	—	1*
発生頻度		<10 ⁻⁸ /年	—	<10 ⁻⁶ /年

*10⁻⁶/年以下の頻度議論は手法の限界を超えるとして着火確率 1 を採用。

以上より「セル内有機溶媒火災」の発生頻度は、少なくとも 10⁻⁶/年以下であるとして問題はないと考える。

6.1.3 上限影響の検討

上述の発生頻度からすると、セル内火災は、発生の可能性は極めて低いと考えられるので、上限影響設定不要とするのも一つの選択肢であるが、国内外において典型的評価対象事故とされ消火装置が設置されていること、六ヶ所再処理事業指定申請書では立地評価事故にも選定されていることから、代表的な事故事象として上限影響を試算する。

以下には、六ヶ所再処理工場を念頭にモデルプラントを設定し上限影響を検討する。公衆の被ばく線量の点でも、また HEPA フィルタへの目詰まりの点でも他のセル内火災に対する包絡性を有する Pu 精製設備のセル内火災を対象とする。すなわち、セル内火災の中では本火災が最大のリスクを有する。

(1) 上限評価に影響する因子

換気システムの浄化機能喪失が発生すると影響が増大する。機能喪失を引き起こす要因は、セル換気停止と火災煤煙による HEPA フィルタの目詰まりである。

a) セル換気の健全性

セル換気は排風機および HEPA フィルタから構成される。火災発生中のセルおよび建屋排風機の全台停止（電源喪失等）は確率（<10⁻⁵）の観点から考慮しない。このため、火災煤煙による HEPA フィルタの目詰まり劣化を検討する。目詰まりは溶媒燃焼量に依存する。

b) 溶媒燃焼量

運転員は火災発生をセル内火災検知器により認知し、防火ダンパを閉止するか、排風機を停止すれば、セル内酸素がなくなり窒息消火できる。このような運転員の対応時間を 1 時間と仮定すれば、漏えい量とは無関係に火災による溶媒燃焼量が決まる。しかし、セル内の最大容量の機器 1 基分および当該機器の 1 時間流通量の和を超える漏えいは考え難く、この値が 1 時間溶媒燃焼量より小さい場合は、1 時間が経過する以前に溶媒が燃え尽きるためこの値が溶媒燃焼量となる。本検討対象の Pu 精製設備の火災は後者に該当する。なお、炭酸ガス消火設備（安全上重要な設

備ではない) の機能は期待しない。

(2) HEPA フィルタの健全性検討

a) モデルセル条件

最も厳しい目詰まりを与えるセルの条件として以下を想定する。

- セル容積 : 1,200 m³
- 換気風量 : 2 回/h
- 換気系統総風量 100,000 m³/h

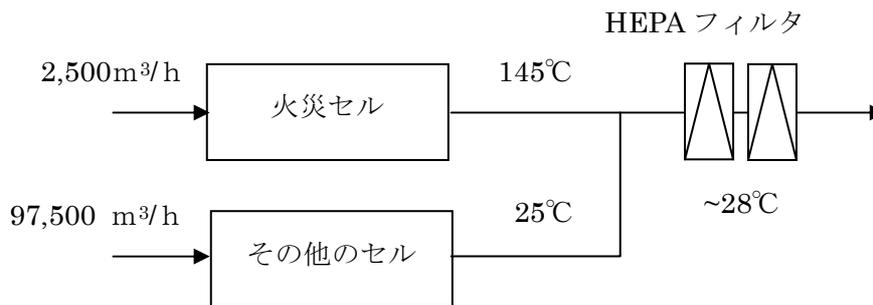


図 6.1 換気系統構成

b) 火災解析による目詰まり検討

火災解析には FIRST コード*を用いた。本コードでは、溶媒の物性値としてケロシンの値が使用されているが、n-ドデカンより蒸気圧が高く安全側の結果を与えると考えられる。一方、以下の検討に必要な物性値には n-ドデカンの値を用いている。

漏えい溶媒量は 6.1.3 (1) b) の検討より 245 kg (300 l) である。解析結果から、漏えい量全量は 45 分間で燃焼する。火災に伴い気相に移行する溶媒は、火源内で消費される溶媒量 (燃焼溶媒量および未燃焼蒸発量の和) および火源外から蒸発する溶媒量 (未燃焼蒸発量のみ) である。火災晩期には溶媒が枯渇するとともに TBP が主体となるので蒸気圧の関係から火源外蒸発は抑制されるが、安全側にこのような効果は考慮しなかった。この場合、火源内および火源外消費量は各々 161 kg および 84 kg となる。火源内消費量のうち換気系に移行し目詰まりに寄与する可能性があるのは、乾燥煤煙 8 kg (旧原研の火災実験結果から消費溶媒量の 5%とする⁽¹⁶⁾)、蒸発溶媒 15 kg (旧 KfK の実験結果から乾燥煤煙の 1.8 倍とする⁽¹⁷⁾) および燃焼した溶媒 146 (=161-15) kg から発生する水 236 kg である。この他に火源外蒸発溶媒量として、コード解析結果である溶媒への入熱量を n-ドデカンの気化熱で除して得られた換気系への移行量 84 kg が加わる。

しかし、換気系では図 6.1 に示したように他セルから大量の換気が合流する。火災燃焼時間 45 分当たりの風量(100,000×45/60 m³)に見合う飽和蒸気量 (図 6.1 では 28°C であるが、25°C を採用) は n-ドデカンで 76 kg となる。

以上の検討から、蒸発溶媒 99 kg の内 76 kg は蒸気のままフィルタを通過する。また、燃焼反応により発生した水 235 kg は、25°C 入気時の相対湿度が仮に 100%であったとしても、図 6.1 にみられるように火災熱により 3° C 上昇するので、結露することはない。相対湿度が 91%であれば、温度上昇がなくとも結露しない。すなわち、目詰まりに寄与するのは凝縮した蒸発溶媒 23 (=99-76) kg および乾燥煤煙 8 kg、合計 31 kg である。火災晩期には TBP 主体の溶媒となるが蒸気圧は n-ドデカンの 1/25 程度であるから上記計算は保守的である。

〔*本コードのセル内火災解析への適用性は、旧原研の火災実験結果との比較および実験実施者との議論により確認した。〕

c) フィルタ劣化の判断基準

旧原研の実験結果を参考にすると、火災煤煙量に対する六ヶ所再処理工場における発生差圧の関係は下式で与えられる。六ヶ所再処理工場のフィルタ面の風速は実験風速の 2.1 倍であるので、風速補正を大風量実験の結果⁽¹⁸⁾を用いて行なっている。この結果、単位面積当たりの煤煙量が同じでも差圧上昇は 2.1 倍となった。

$$\Delta P = 0.034L_s^2 + 2.9L_s + 40$$

上式で L_s は煤煙量 (kg) であり、初期差圧は 40 mm とした。

上記 b) の検討結果からフィルタに捕捉される煤煙 (乾燥煤煙 + 蒸発溶媒) 量 31 kg を代入すると、 $\Delta P = 163$ mm となる。

煤煙による目詰まりに係る成功条件は、1,000mm 以下 (煤煙量換算 131kg) とする。これは、尾崎らの「圧力変化試験⁽¹⁸⁾」により明らかにされたフィルタ破損差圧であり、CELVA-1D コードにおいても破損判断基準として用いられている⁽¹⁹⁾。なお、旧原研の火災実験では、本節で想定する火災のような大規模な実験は実施されていないが、400mm 程度までフィルタが健全であることが示されている⁽²⁰⁾。結果を最も厳しくする NaCl ダスト (質量中位径 0.2 μ m) における劣化差圧は 460 mm である。これらのより厳しい成功条件を採用してもフィルタの健全性は維持される。

このように判断基準差圧は火災終了時の差圧より大きくフィルタの劣化はないので、 $DF > 10^3$ が使用できる。上述の劣化差圧の 460 mm を超えた場合でも、直ちに $DF = 1$ になるわけではない。NUREG/CR 6410 によれば、健全なフィルタの $DF = 10^3$ 、劣化フィルタ (フレームからろ材が分離するような状態) の $DF = 17 \sim 100$ としている。これより、本差圧以下では $DF > 10^3$ が使用できる。

(3) 上限影響

a) 放出量評価

5 因子法を用い影響を評価する。各因子は設計基準事故の影響評価と同様の値⁽⁹⁾を用いた。上記検討結果より、フィルタ劣化を考慮する必要はなく、 $LPF = 10^3$ を使用できる。他の因子は： $MAR \cdot DR =$ 燃焼溶媒量中の放射能； $ARF = 0.01$ ； $RF = 1$ である。

b) 公衆線量評価

設計基準事故影響評価と同様の評価法⁽⁹⁾ およびパラメータ値を用いる。周辺公衆の実効線量は 0.1 mSv 以下と計算される。

c) 上限影響の検討

上述のように評価値は最大でも 0.1 mSv 以下であるが、立地評価事故の評価値が 2 mSv であることを考慮し、暫定的に 2 mSv を採用する。本上限影響に対応する火災発生頻度は、下記理由により表 6.1 で検討した頻度 $< 10^{-6}$ /年よりさらに小さくなる。上限影響に至るには、漏えい量が 300 l であり、それが燃え尽きる火災継続時間が必要である。さらに、従来の評価結果を考慮し、この影響の 20 倍としている。このような火災は火災の中でもある小さな確率を有している。 10^{-7} /年程度を上限影響発生頻度の目標とするならば、これらの確率は 10^{-1} 程度あれば十分である。上

限影響の条件発生確率は 10^{-1} よりかなり低い領域までをカバーしていると考えられる。

6.1.4 性能目標算出方法

ここでは上限影響から性能目標を算出する方法を示す。火災上限影響を 2 mSv とし、全リスクに対する「セル内有機溶媒火災」のリスクを $a\%$ と仮定した場合の性能目標は以下のように計算される。すなわち、再処理施設においてある事故の性能目標を定めようとする場合には、施設全体のリスクの概略を把握する必要がある。

「セル内有機溶媒火災の性能目標値」

$$\begin{aligned}
 &= \frac{(\text{安全目標(案)} \times (\text{全リスクに対するセル内有機溶媒火災のリスク}))}{\text{上限影響(Sv)} \times 0.05 \text{ death/Sv} \times 0.1} \\
 &= \frac{10^{-6} \text{ death/年} \times a \times 0.01}{(2 \times 10^{-3} \text{ Sv}) \times (0.05 \text{ death/Sv}) \times (0.1)} \approx a \times 10^{-3} / \text{年}
 \end{aligned}$$

なお、上式中の“0.1”は気象指針に基づく線量を敷地近傍の平均的個人線量に換算するため、条件付き死亡確率を安全側に0.1とした場合の補正係数である。上式より、性能目標は $a \times 10^{-3}$ (/年)となる。

6.2 東海再処理施設でのセル内有機溶媒火災

性能目標策定のための具体的な事例を示し、その中で評価上の技術的課題や不足データ等を明確にする観点から、6.1 ではセル内有機溶媒火災事象を対象として主に六ヶ所再処理工場の設計情報およびリスクプロファイルに基づくセル内有機溶媒火災の上限影響および性能目標の試算例を示した。本節では、上限影響や性能目標は再処理施設共通にすることの可能性を検討するため、東海再処理施設を対象に同様の評価を試みた結果を示す。

東海再処理施設では、アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の後、施設の安全性を再度確認するため、東海再処理施設の安全性確認作業を実施しており、その結果は報告書⁽⁸⁾（以下、安全性確認報告書）としてセル内有機溶媒火災の評価結果も含め公開されている。ここでは、これらの公開情報を基に東海再処理施設を対象としたセル内有機溶媒火災の上限影響について検討した。

6.2.1 セル内有機溶媒火災のシナリオ

安全性確認報告書で想定されているセル内有機溶媒火災は、機器から漏洩した溶媒を回収した後、ドリフトレイの集液部（サンブ部）に残留した未回収溶媒を対象としている。一方、6.1 で示した六ヶ所再処理工場のモデルセルを対象としたセル内有機溶媒火災では、抽出器の温度制御に失敗し、高温の溶媒が漏洩する、もしくは漏洩した溶媒をスチームジェットで回収する際に駆動用蒸気が吸引側に逆流することにより漏洩した溶媒を過熱し、そこに何らかの原因で着火することを想定しているため、本節でも六ヶ所再処理工場と同様のシナリオを想定することとした。

漏洩する溶媒量については、六ヶ所再処理工場ではセル内機器の溶媒保有量+1時間通過量あるいは1時間燃焼量の小さい方を想定しており、上限影響評価の観点からは、火災継続時間における最大燃焼量だけを評価すれば良いと考えられることから、本評価ではセル内およびセル換気に伴い供給される酸素量に基づく燃焼溶媒量を評価した。

火災発生から消火に至るまでの継続時間については、六ヶ所再処理工場は各セルに温度検知器が複数設置されており、火災発生時は、それらにより即座に検知できると考えられるが、東海再処理施設では、温度検知器は排気ダクトに設置されているため、火災の検知に時間を要することが予想される。

しかしながら、セル内有機溶媒火災の事故シナリオでは、機器や配管からの漏洩液をスチームジェットで回収する非常作業中に火災が発生することを想定しており、運転員の注意力は定常状態に比べて高いレベルにあるものと考えられる。したがって六ヶ所再処理工場と同様の1時間で検知・対応が可能と考えられるが、本評価では上限影響評価の観点から、火災継続時間として2倍の2時間を想定した。

6.2.2 モデルセルの設定

上限影響を評価するにあたり、東海再処理施設でセル内有機溶媒火災が想定される各セルを包含するような仮想的なモデルセルを設定した。

モデルセルの容積および換気風量は、安全性確認報告書に記載されている分離精製工場の各セルの容積や換気風量の最大値を保守的に設定し、セル容積 500m³、換気風量 2,500m³/h とした。なお分離精製工場以外の有機溶媒を取り扱う施設は、被ばく影響の観点からは安全上重要な施設に相当しないことから評価対象外とした。

分離精製工場の排気系を参考に、図 6.2 に示すようなモデルセルからの排気は他セルの排気系

と合流後、HEPA フィルタ（2 段）を通して主排気筒から放出されるものとした。

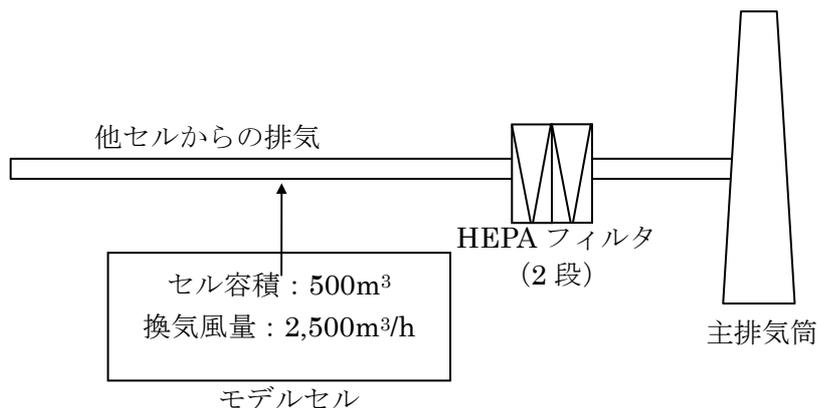


図 6.2 モデルセルの換気系の概要

6.2.3 燃焼モデルの設定

燃焼モデルについては、六ヶ所再処理工場の評価を参考に、火災初期とそれ以降とを分けて評価した。火災初期は、セル内の酸素を短時間で消費して燃焼する「燃料支配型」の火災（以下、1 次燃焼）を想定し、セル内の酸素を消費した後は換気により供給される酸素量に応じた「換気支配型」の火災（以下、2 次燃焼）が継続されるものとした。

① 1 次燃焼における溶媒燃焼量の推定

1 次燃焼では、セル内酸素を短時間で消費する燃料支配型の火災を想定し、燃焼する溶媒の量を以下の通り推定した。なお燃焼量の計算では、空気中の酸素が 21% から燃焼限界濃度の 13% までの範囲において、有機溶媒（30%TBP・ドデカン）が完全燃焼することを想定した。

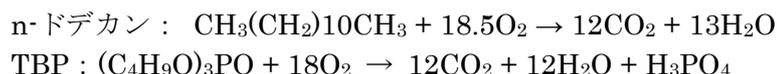
$$\text{セル内空気中の燃焼に寄与する酸素量は、} 500[\text{m}^3] \times (0.21 - 0.13) = 40[\text{m}^3]$$

セル内初期温度は、セル換気の給気温度が安全性確認報告書において 40℃ となっていることを踏まえ、本評価では保守的に 25℃ と設定した。

以上から、セル内の酸素 mol 数は、

$$\frac{40,000[\ell]}{22.4[\ell/\text{mol}]} \times \frac{273}{273 + 25} \cong 1,640[\text{mol}]$$

n-ドデカンおよび TBP それぞれ 1 mol を完全燃焼させるのに必要な酸素 mol 数は、下式よりそれぞれ 18.5 と 18 となる。



30%TBP・ドデカン中の TBP 重量分率は、TBP と n-ドデカンの密度をそれぞれ 0.97[g/cm³]、0.75[g/cm³] とすると、以下の計算から 0.36[g/cm³] となる。

$$\frac{0.97 \times 0.3}{0.97 \times 0.3 + 0.75 \times (1 - 0.3)} = 0.356 \cong 0.36$$

有機溶媒 1kg を燃焼させるのに必要な酸素 mol 数は、TBP と n-ドデカンの分子量をそれぞれ 266.3[g/mol] と 170[g/mol] とすると、

$$\left(\frac{0.36}{266.3} \times 18 + \frac{(1-0.36)}{170.3} \times 18.5 \right) \times 1000 \cong 94[\text{mol/kg}]$$

したがって、1次燃焼で消費される溶媒量は、以下の計算から約 17.5[kg] となった。

$$\frac{1640[\text{mol}]}{94[\text{mol/kg}]} = 17.45 \cong 17.5[\text{kg}]$$

燃焼時間は、n-ドデカンの大気中における燃焼速度を基に 5 mm/min、燃焼範囲を半径 2m の円と仮定すると以下のようなになる。ここで溶媒密度は 30%TBP-ドデカンの値として 816 kg/m³ (0.97×0.3+0.75×(1-0.3)=0.816[g/cm³]) を用いた。

$$\text{溶媒燃焼速度} : 5 \times 10^{-3}[\text{m/min}] \times \pi \times 2^2[\text{m}^2] \times 816[\text{kg/m}^3] \cong 51.3[\text{kg/min}]$$

$$\text{溶媒燃焼時間} : 17.5[\text{kg}] / 51.3[\text{kg/min}] \cong 0.34[\text{min}]$$

燃焼範囲が半径 1m の場合でも、燃焼速度は約 13[kg/min] となることから、1次燃焼は数分程度で終了するものと考えられる。

② 2次燃焼における溶媒燃焼量の推定

1次燃焼以降は、セル換気により供給される酸素量に応じた 2次燃焼が継続されることを想定し、1時間あたりの燃焼量を以下の通り推定した。供給される空気中の燃焼に寄与する酸素量は、①と同様に、

$$2,500[\text{m}^3/\text{h}] \times (0.21-0.13) = 200[\text{m}^3/\text{h}]$$

セル換気の給気温度は、セル内温度の場合と同様に 25℃ と設定した。

以上から 1時間あたりに供給される酸素 mol 数は、

$$\frac{200,000[\ell/\text{h}]}{22.4[\ell/\text{mol}]} \times \frac{273}{273+25} \cong 8,180[\text{mol/h}]$$

①と同様の考え方にに基づき、2次燃焼で消費される溶媒量は、以下の計算から約 87[kg/h] となった。

$$8,180[\text{mol/h}] / 94[\text{mol/kg}] \cong 87[\text{kg/h}]$$

6.2.4 煤煙発生量の評価

溶媒の燃焼に伴う煤煙の発生量は、火災に伴う溶媒の燃焼量に煤煙化率を乗じて算出する。安全性確認報告書では文献(16)を参考に煤煙化率として 5% を採用しているが、本評価では旧原研で実施された試験結果⁽²¹⁾を踏まえ煤煙化率として 11% を考慮した。

これらの設定に基づき 1次燃焼および 2次燃焼に伴う煤煙発生量を以下の通り試算した。

- 1次燃焼 : 17.5[kg] × 0.11 ≒ 2.0[kg]
- 2次燃焼 : 87[kg/h] × 0.11 ≒ 9.6[kg/h]

6.2.5 HEPA フィルタの健全性評価

① HEPA フィルタの差圧評価

安全性確認報告書では、以下の式に基づき煤煙負荷による HEPA フィルタの差圧を評価しているため、本評価でも同様の考え方に基づき HEPA フィルタの差圧評価を行った。

$$\Delta P[\text{mmAq}] = 2 \times (0.00065L_s^2 + 0.2761L_s) + 22.5753$$

ここで、 L_s : フィルタ 1 台あたりの煤煙負荷量(g)

上記式から表 6.3 に 1 次燃焼および 2 次燃焼継続 2 時間までの期間におけるフィルタ差圧を計算した結果を示す。なおモデルセルの換気系は HEPA フィルタが 2 段設置されているものとし、1 段あたりのフィルタ設置数は安全性確認報告書の分離精製工場の例 (90 台) を参考に、メンテナンスに伴う利用不可状態等を考慮し保守的に 72 台とした。

表 6.3 煤煙発生量とフィルタ負荷の評価結果

	煤煙発生量 (kg)	フィルタ 1 台あたり の煤煙負荷量(g)	フィルタ差圧 (mmAq)
1 次燃焼	2.0	28	39
1 次燃焼 + 2 次燃焼 1 時間	11.6	162	147
1 次燃料 + 2 次燃焼 2 時間	21.2	295	299

煤煙負荷による HEPA フィルタ機能喪失の目安として、安全性確認報告書と同様にフィルタ差圧 400mmAq を考慮すると、1 次燃焼+2 次燃焼 2 時間後のフィルタ差圧は約 300mmAq となり、400mmAq を下回ることから、フィルタの機能は維持されるとした。

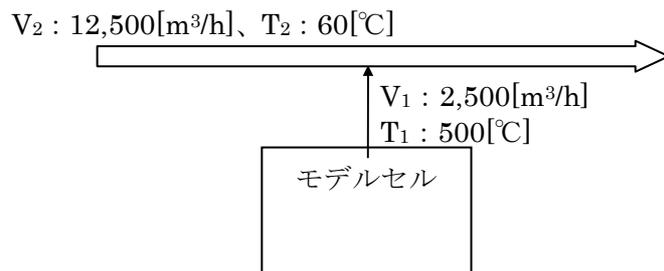
② HEPA フィルタの熱的影響評価

HEPA フィルタへの熱的影響については、フィルタ到達時の排気温度を概算することにより評価した。モデルセルおよび他セルからの排気風量、排気温度に基づき、合流前後における熱収支を断熱モデルを仮定して以下の式より計算した。

$$V_1\rho_1C_1(T_1 - T) = V_2\rho_2C_2(T - T_2)$$

ここで

- V_1 : モデルセルからの排気量 2,500[m³/h] (給気量と同じとした)
- T_1 : モデルセルからの排気温度 500[°C] (安全性確認報告書に基づき設定)
- ρ_1 : モデルセルからの排気密度[kg/m³]
- C_1 : モデルセルからの排気の比熱[J/g・K]
- V_2 : 他セルからの排気量 12,500[m³/h] (安全性確認報告書に基づき保守的に設定)
- T_2 : 他セルからの排気温度: 60[°C] (安全性確認報告書に基づき設定)
- ρ_2 : 他セルからの排気密度[kg/m³]
- C_2 : 他セルからの排気の比熱[J/g・K]



上記条件に基づき、合流後の排気温度を試算したところ 134°Cとなり、フィルタの耐熱温度 200°Cを下回るため、フィルタへの熱的影響はないとした。なお計算においては、モデルセルおよび他セルからの排気密度および比熱は同等と仮定した。

③水蒸気等の HEPA フィルタへの影響評価

セル内火災に伴い、セル排気には大量の水蒸気や蒸発溶媒が同伴してくるものと考えられるが、上記試算より合流後の温度は 100°Cを上回ると考えられることから本評価ではフィルタ性能に影響を及ぼすような水の凝縮等は起こらないとした。

上記試算はフィルタへの到達温度を評価するため断熱状態を仮定しているが、フィルタへの凝縮を考慮する上では保守的な設定ではないことから、オフガス経路内での熱損失を考慮した評価も必要に応じて実施すべきと考えられる。

6.2.6 火災に伴う被ばく上限影響評価

セル内有機溶媒火災に伴う上限影響を評価するため、安全性確認報告書を参考に以下の試算を行った。

(1) セル内有機溶媒火災に伴う放出量評価

セル内有機溶媒火災に伴う放出量評価にあたっては、事故解析ハンドブックに記載されている以下の Five-Factor Formula (5 因子法) を用いた。

$$\text{ソースターム [Bq]} = \text{MAR} \times \text{DR} \times \text{ARF} \times \text{RF} \times \text{LPF}$$

- MAR (Material at Risk) : 内蔵放射能量 [Bq]
- DR (Damage Ratio) : 損傷割合 (通常は保守的に 1)
- ARF (Airborn Release Fraction) : 放出割合 (移行率)
- RF (Respirable Fraction) : 吸入割合 (通常は保守的に 1)
- LPF (Leak Path Factor) : オスガス系等での低減割合

上式において、MAR、ARF、LPF はそれぞれ以下の考え方に基づき設定した。なお RF は保守的に 1 とした。

① セル内放射能量の設定 (MAR×DR) [Bq]

安全性確認報告書に基づき、セル内有機溶媒火災が想定される分離精製工場の各セルについて、漏洩した溶媒中の放射性物質質量と溶媒燃焼量から放射性物質濃度を算出し、核種毎に濃度が最大

のものを組み合わせ、これを保守的に丸めて下表に示すモデルセル用放射能濃度を設定した。これに 6.2.3 で算出した溶媒燃焼量（1次燃焼 17.5kg、2次燃焼 87kg/h）および、6.1 節の評価結果を参考に、燃焼に伴うふく射熱等で蒸発する溶媒量を燃焼量と同等と仮定し、それらを掛け合わせるによりセル内放射エネルギーを算出した。なお溶媒の密度は、30%TBP-ドデカンの 0.816[kg/l]を用いた。

表 6.4 モデルセルの溶媒中の放射能濃度

核種	モデルセルの溶媒中の放射能濃度(Bq/l)
Np-237	5.0E+06
U-234	5.0E+06
U-236	8.0E+05
U-238	1.0E+06
Pu-238	7.0E+10
Pu-239	2.0E+10
Pu-240	2.0E+10
Pu-241	5.0E+12
Am-241	3.0E+09
Cm-242	2.0E+11
Cm-244	9.0E+09
Ru-106	6.0E+12
Ce-144	2.0E+13
Sr-90	2.0E+12
H-3	2.0E+09
その他 FP	3.0E+12

② 火災時の移行率 (ARF) [-]

火災時の放射性物質の気相への移行率は安全性確認報告書に基づき 10⁻¹ を考慮した。ただしルテニウム、トリチウムは 1 とした。

③ オスガス系の低減割合 (LPF) [-]

本評価で想定している火災継続時間中に HEPA フィルタの機能低下はないと考えられることから、フィルタ 2 段分の DF として 10⁵ を考慮した。ただしトリチウムは 1 とした。

以上の設定に基づき、1次燃焼および2次燃焼継続2時間までの期間におけるソースターム量を試算した。結果を表 6.5 に示す。

表 6.5 セル内有機溶媒火災に伴う放出量試算結果

核種	1次燃焼 [Bq]	1次燃焼 +2次燃焼 1時間 [Bq]	1次燃焼 +2次燃焼 2時間 [Bq]
Np-237	2.1E+02	1.3E+03	2.3E+03
U-234	2.1E+02	1.3E+03	2.3E+03
U-236	3.4E+01	2.0E+02	3.8E+02
U-238	4.3E+01	2.6E+02	4.7E+02
Pu-238	3.0E+06	1.8E+07	3.3E+07
Pu-239	8.6E+05	5.1E+06	9.4E+06
Pu-240	8.6E+05	5.1E+06	9.4E+06
Pu-241	2.1E+08	1.3E+09	2.3E+09
Am-241	1.3E+05	7.7E+05	1.4E+06
Cm-242	8.6E+06	5.1E+07	9.4E+07
Cm-244	3.9E+05	2.3E+06	4.2E+06
Ru-106	2.6E+09	1.5E+10	2.8E+10
Ce-144	8.6E+08	5.1E+09	9.4E+09
Sr-90	8.6E+07	5.1E+08	9.4E+08
H-3	8.6E+10	5.1E+11	9.4E+11
その他 FP	1.3E+08	7.7E+08	1.4E+09

(2) セル内有機溶媒火災に伴う上限影響試算

前項で算出した放出量を用い、セル内有機溶媒火災に伴う周辺公衆の被ばく量を推定した。なお、放出される放射性物質に希ガスが含まれないことから、実効線量として吸入摂取による内部被ばくのみを考慮した。内部被ばく評価方法は、安全性確認報告書と同様に以下の式を用いた。

$$D_{\text{eff}} = R \cdot (\chi/Q) \cdot \sum (H_{50})_i \cdot Q_i$$

D_{eff} : 内部被ばくによる実効線量 (Sv)

R : 呼吸率[m³/h] (安全性確認と同様に 1.2 とした)

χ/Q : 相対濃度[h/m³] (安全性確認と同様に 1.3×10^{-9} とした)

$(H_{50})_i$: 核種 i の預託実効線量換算係数[Sv/Bq]

(ICRP Pub.60 および Pub.72 を基に設定)

Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)

上式に基づき前項の各放出量に対する周辺公衆の被ばく量を試算した結果を以下に示す。

表 6.6 周辺公衆の被ばく量の評価結果

核種	1次燃焼	1次燃焼 +2次燃焼 1時間	1次燃焼 +2次燃焼 2時間
被ばく量 試算値[mSv]	1.2E-03	6.7E-03	1.3E-02

6.3 高レベル濃縮廃液沸騰事象

再処理施設の「高レベル濃縮廃液沸騰事象」について国内の確率論的評価例を参考にし、発生頻度が 10^{-7} /年領域にある上限影響を検討し、性能目標案を試算した。

6.3.1 沸騰事故評価事例

ここでは、日本原燃㈱が実施した六ヶ所再処理工場の高レベル濃縮廃液貯槽沸騰事象の評価事例⁽²²⁾、旧原子力発電技術機構が実施したモデル再処理施設（実施施設の公開情報に基づく仮想施設）の Pu 貯槽沸騰事象の評価事例⁽²³⁾の概要を示し、上限影響検討の参考とする。

(1) 日本原燃㈱の評価事例

(a) 冷却水系統の構成

図 6.3 に、当該施設の冷却水系統の構成を示す。

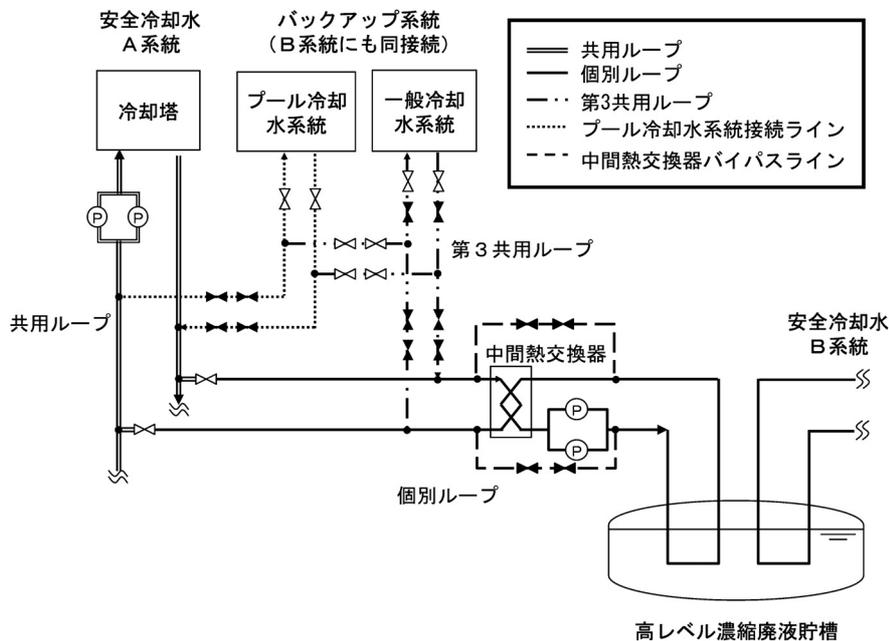


図 6.3 六ヶ所再処理工場の冷却水系統の構成（参考文献(22)から転載）

冷却は、AおよびBの互いに独立した2系統の安全冷却水系統を用いて行う。これらは1系統でも、発生する崩壊熱を十分除去できる設計としている。各系統とも、共用ループおよび個別ループにより構成される。共用ループとは、沸騰防止を必要とする多数の貯槽に共通使用される冷却水系統部分である。個別ループとは各貯槽個別に設置している部分である。共用ループおよび個別ループの循環ポンプはいずれも各系統に各2台設置し、1台稼働、1台待機である。また、共用ループと個別ループを隔離する弁は個別ループ側に含まれるとしている。

中間熱交換器または個別ループ循環ポンプに異常が発生した場合には、これら機器のバイパス操作を、手動弁を開閉して行うことにより、共用ループの冷却水を個別ループに導入して貯槽の直接冷却を可能にするとしている。

安全冷却水系統の共用ループに故障が発生した場合には、一般冷却水系統（1系統設置）およびプール冷却水系統（独立2系統設置）の冷却水を導入使用することが可能であるとしている（以

下、バックアップ系統の接続操作といい、A、Bいずれの系統にも接続可能)。

外部電源は2回線から受電している。安全冷却水系統AおよびBには、ディーゼル発電機各1台を有する独立した2系統の母線から給電する。さらに、バックアップとしてのプール冷却水2系統および一般冷却水1系統の計3系統には、ディーゼル発電機各1台を有する別の独立した3母線より給電するとしている。

(b) 起回事象の発生頻度

起回事象として、冷却塔機能喪失、ポンプ停止による冷却水循環機能の喪失、配管等からの漏えいによる冷却水保持機能の喪失および系統の電源喪失を想定しており、これらの起回事象の発生頻度を 1.7×10^{-1} /年としている。

(c) 安全対策の失敗

通常状態においてはA、B両系統が稼動している。このとき、AまたはBのどちらか1系統で冷却機能が喪失し、他の系統も継続運転に失敗し、かつ、運転員による中間熱交換器等のバイパス操作、液移送操作および通常稼動状態にあるバックアップ系統の接続操作の全てに失敗すると冷却機能が全喪失し、沸騰事故となる。その頻度は、 2.0×10^{-8} /年としている。

(d) 影響緩和策の失敗

参考文献(23)では、故障継続確率についても評価しており、沸騰が24時間以上($t > 15 + 24$)継続する事故の発生頻度は、冷却機能全喪失発生頻度の1/10以下に、また、48時間以上($t > 15 + 48$)継続する事故は1/40以下に低減されるとしている。

(2) 旧原子力発電技術機構の評価事例

ここで参照する評価事例は、国内の実施設の公開情報を参考に想定した仮想的な再処理施設のPu精製設備のPu貯槽の冷却機能喪失による沸騰事象の評価事例⁽²⁴⁾である。

(a) 冷却系統の構成

評価対象とする冷却系統は、実施設の公開情報に基づくため六ヶ所再処理工場と基本的に同一である。

(b) 起回事象の発生頻度

評価対象となるPu貯槽では、1系統のみで冷却される貯槽と、2系統で冷却される貯槽があり、後者については2系統の機能喪失を起回事象として評価している。(1)の評価事例との比較対象として、本評価事例での一系統のみの機能喪失頻度および電源機能喪失頻度の評価結果を積算すると、 1.5×10^{-2} /年であった。

(c) 安全対策の失敗

(1)(c)で示した発生頻度は、冷却機能全喪失の頻度であり、どちらか1系統の機能喪失に加え、もう一方の系統の冷却機能維持にも失敗し、さらの運転員の異常検知の失敗、運転員による中間熱交換器等のバイパス操作、液移送操作および通常稼動状態にあるバックアップ系統の接続操作の全てに失敗することで冷却機能全喪失に至るシナリオを想定している。「もう一方の系統の冷却機能維持」失敗については、運転員の対応、複数の動的機能および静的機能の維持を含むイベン

トの失敗の組み合わせを考慮しているのに対して、本評価事例では、同一の起因事象によって2系統同時機能喪失するとし、これに加えて運転員の検知失敗、対応失敗、のシナリオを想定しているため、これらの頻度の積算 (9.7×10^{-8} /年) を日本原燃(株)の評価事例と直接比較できない。

(d) 影響緩和策

影響緩和策としては、空気冷却器、循環ポンプ、外部および内部ループ等の6時間あるいは24時間の修復を考慮しており、24時間までの修復に失敗する事故シーケンスの頻度は、 10^{-10} より低く評価されている。

6.3.2 上限影響の検討

廃液の仕様 (廃液量、放射能量、発熱量)

六ヶ所再処理工場の事業指定申請書⁽⁹⁾記載の下記情報に基づき、ORIGEN コードで廃液組成等を算出した放射能量⁽²⁴⁾をもとに、発熱量を文献(22)記載の発熱量 0.6MW/基から 5W/lとし、蒸気流量および放射性物質濃度を想定した。

廃液量:120m³、燃焼度 : 45,000 MWD/t・U_{pr}、4年冷却
 発熱量 : 9.33W/l

沸騰継続時間

参考文献(20)では、冷却機能全喪失し、沸騰事故に至る頻度は、 2.0×10^{-8} /年であり、沸騰が24時間以上($t > 15 + 24$)継続する事故および48時間以上($t > 15 + 48$)継続する事故頻度は、冷却機能全喪失発生頻度の1/10以下および1/40以下になるとしている。一方、沸騰継続時間が、24時間から48時間と長くなったとしても、その時の影響の増加は、2倍に留まり、リスクはむしろ小さくなるとしている。これより、上限影響を与える事故シナリオとして24時間沸騰継続を想定すれば十分と判断される。

ARF (RF=1.0を仮定)

Kataoka-Ishii の飛沫同伴相関式で求めたARF⁽²⁵⁾の平均値 : 1.2×10^{-4} を用いる。

LPF

沸騰蒸気は高性能粒子フィルタを経由せず圧力放出系を介し、排風機下流側の主排気ダクトを経て、排気筒より放出されるとする。換気系ダクトでのエアロゾル除去効果(沈着、凝縮)を考慮せず、LPF=1.0とする。

χ/Q

再処理事業指定申請書記載の主排気筒からの17時間放出時の値 : 5.8×10^{-7} s/m³を利用する。

被ばく線量

上記の条件で、敷地境界での被ばく線量は、表6.7に示すように8mSv/基と算出される。

表 6.7 貯槽一基当たりの放出量と被ばく線量

核種	放出量(Bq)	吸入被ばく(Sv)
Co-60	1.03E+10	9.38E-08
Sr-90	1.23E+13	6.68E-04
Y-90	1.23E+13	4.33E-06
Ru-106	5.75E+12	1.15E-04
Rh-106	5.75E+12	0.00E+00
Sb-125	2.50E+13	0.00E+00
Te-125m	2.14E+02	6.49E-07
Cs-134	8.63E+12	1.66E-05
Cs-137	1.73E+13	2.29E-05
Ba-137m	1.78E+13	0.00E+00
Ce-144	5.34E+12	8.36E-05
Pr-144	5.34E+12	9.64E-09
Pm-147	6.99E+12	1.14E-05
Eu-154	1.52E+12	1.82E-05
Eu-155	7.40E+11	1.37E-07
Np-239	6.18E+07	6.47E-12
Am-241	1.48E+11	2.74E-03
Cm-244	4.11E+11	4.25E-03
合計		7.93E-03

注 : 沸騰が24時間継続した場合の放出量

上記評価の不確かさを考慮し、上限影響は 15mSv/基とし全体で3基分の廃液が沸騰するとし
て保守的に 50mSv とする。

6.3.3 性能目標の試算

「高レベル濃縮廃液沸騰事象」の上限影響を 50 mSv とし、再処理施設の全リスクに対する
「高レベル濃縮廃液沸騰事象」のリスクを b%と仮定した場合（今後明らかにされるであろう
施設毎のリスクプロファイルに基づく）の性能目標は以下のとおり試算される。

「高レベル濃縮廃液沸騰事象の性能目標値」

$$\begin{aligned}
 &= \frac{(\text{安全目標(案)} \times (\text{全リスクに対する高レベル廃液沸騰事象のリスク割合}))}{\text{上限影響(Sv)} \times 0.05 \text{death/Sv} \times 0.1} \\
 &= \frac{10^{-6} \text{ death/年} \times b \times 0.01}{(5 \times 10^{-2} \text{ Sv}) \times (0.05 \text{ death/Sv}) \times (0.1)} \approx 4 \times b \times 10^{-4} / \text{年}
 \end{aligned}$$

7. 再処理施設以外の核燃料施設の性能目標策定の課題

再処理施設、燃料加工施設などの代表的な核燃料施設は、発電用原子炉施設に比べて、周辺公衆に対するリスクレベルは低い。中でもウラン加工施設、MOX 加工施設は施設全体のリスクが、再処理施設に比べて小さい。このため、5. で示した代表的な事故事象の発生頻度を性能目標とする案では、毎年発生しても良いことになる。本章では、国内の燃料加工施設のリスクレベルの定量的な差異を理解するために各施設の事業許可申請書⁽²⁶⁾～⁽³²⁾での安全評価で示されている最大想定事故時の敷地境界での個人の被ばく線量を比較する。さらに、公衆へのリスクが低い施設は、従事者リスクから性能目標を定めるとの考え方もあると考えられるので従事者リスクに対する国内外の基準を示す。

7.1 燃料加工施設の周辺公衆への影響

燃料加工施設の事業許可申請での安全評価では、最大想定事故での敷地境界での個人被ばく線量が示されている。評価において想定された事故事象、関連する発生防止策、進展防止策および影響緩和策（フィルター透過率）実行線量等を表 7.1 に示す。この表で示す「緩和機能を期待しない事故影響」は、物理現象を現実的に計算すればより小さくなる可能性があり、緩和設備が機能喪失すればその値となるという意味ではない。MOX を含め多くの燃料加工施設では、焼結炉の水素爆発を最大想定事故として選定している。この事故で HEPA フィルタの機能喪失を仮定した場合でも、その影響は 0.1mSv オーダーであることから周辺公衆へのリスクレベルは低いと言える。この点より、ウラン加工施設のリスクは、安全目標を十分に下回るレベルであり、周辺公衆へのリスク低減のための性能目標を設定する必要はないと考えられる。このような低リスクの核燃料施設については、周辺公衆より従事者リスクに対する安全目標あるいは性能目標が必要と考えられる。

7.2 国内外での従事者リスクに対する基準

7.2.1 米国 NRC の 10 CFR 70⁽³³⁾

米国の原子力規制委員会（NRC : Nuclear Regulatory Commission）は 10 CFR 70.61 において、統合安全解析（ISA : Integrated Safety Analysis）として、公衆だけでなく従事者に対しても想定される事故の影響(consequence)および発生頻度(likelihood)が十分に低いことを示し、性能要求に従っていることを評価するよう求めている。この性能要求では、事故時の核物質および化学物質による公衆および作業従事者に対する影響と事故の発生頻度を大きく 3 つのレベルに分け、許容される発生頻度と事故影響の関係が示されている。10 CFR 70.62(c)では、総合安全解析を実施し、すべての潜在的な事故を同定し、その影響と発生頻度を評価するとともに評価に用いた基準の定義についても示すよう求めている。ただし、NRC は発生頻度を厳密に求める完全な PSA の実施は要求しておらず、MOX 燃料加工施設の標準審査計画（SRP : Standard Review Plan）⁽³⁴⁾ の Appendix A では発生頻度をオーダーで表す発生頻度指標を用いた評価が例示されている。以下に、事故影響度分類、事故発生頻度分類および、それらを組み合わせたリスクマトリクスを示す。

(1) 事故影響度分類

10 CFR 70.61 に基づき、施設で取り扱う核物質による放射線影響および核物質およびそれ以外の危険物質による化学的被害の厳しさの度合いに応じて、表 7.2 に示す 3 つのカテゴリーに事

故を分類する。化学的影響の判断基準である CHEM1、CHEM2、および CHEM3 は、AEGL(Acute Exposure Guideline Level)、EPRG(Emergency Response Planning Guidelines)に基づき申請者が独自に選定するとしている。

(2) 発生頻度分類

10 CFR 70.61 では、上記の影響カテゴリー3 およびカテゴリー2 の事故の発生頻度が、“highly unlikely” および “unlikely” であることをすべての事故について示すよう要求している。“highly unlikely” および “unlikely” の尺度については、10 CFR 70.65 において、申請者が作成する ISA Summary の中で申請者自身が、根拠を示して定性的または定量的に定義することを求めている。文献(34)の本文第 5 章には、定量的定義に基づく基準の策定根拠が示され、Appendix A には頻度の例として次の値が示されている。

頻度カテゴリー1 ; Highly Unlikely、	10 ⁻⁵ /年/event 以下の頻度
頻度カテゴリー2 ; Unlikely、	4×10 ⁻⁴ /年/event 以下の頻度
頻度カテゴリー3 ; Not Unlikely	それ以上

(3) リスク指標

上述の事故影響度分類と発生頻度分類で構成される表 7.3 に示すリスクマトリクスを定義する。それぞれのカテゴリー番号の積を個々の事故のリスク指標とする。このリスク指標を基に許容されるか否かを判断する。許容されるリスク指標は 4 以下である。影響カテゴリー 1 に分類される事故は、発生頻度評価の必要は無いことになる。

(4) 頻度カテゴリーの基準値策定の基本的考え方

NREG-1718⁽³⁴⁾の Appendix A によれば、“Highly Unlikely” の基準値は、米国内で 10CFR Part70 で規制される同種の施設における臨界事故あるいは同程度の影響を及ぼす事故が施設の寿命期間中に発生しないようにすることを目的とするとしている。そのため、このような影響を持つすべての事故の総発生頻度の期待値を、年間 1/100 以下とする。ここでのすべての事故とは全同種施設の全 “High Consequence” シナリオの合計である。このようなシナリオの合計数を Nh とすると、この数は、同種施設の ISA の結果を待たないと決定できないが、Appendix A では暫定的に保守的と考えられる 1000 を仮定することで 10⁻⁵/年/event の値を得ている。1Sv 以上の影響をもたらす事故シーケンスの発生頻度下限値としては、たとえば、10Sv の影響を及ぼす事故の発生頻度は、10⁻⁶/年/event とするよう反比例した値を基準値とするとしている。

一方、“Unlikely” の基準値は、米国全体での 0.25Sv 以上の従事者被曝事故の発生頻度を有意に増加させないという考え方に基づいているとしている。近年では、一般の社会活動ではこの程度の被曝事故は 2.5 年に一度の頻度 (0.4/年) で発生していること、およびウラン燃料サイクルではこの程度の被曝事故は近年発生していない事実から、0.04/年を “Intermediate Consequence” 事故の規制の下限値とする。“Highly Unlikely” の場合と同様に全同種施設の全 “Intermediate Consequence” シナリオの合計である Ni に対して 100 を仮定すると 4×10⁻⁴/年/event となる。

7.2.2 英国 SAP における施設内の事故による個人リスク (施設内の任意の個人)

英国 SAP における施設内の事故による個人リスクは、Target 6 の “個別施設の単一事故に対す

る頻度および線量目標（敷地内の個人）”に示されている。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 1×10^{-4} 年の死亡リスクに対応する。

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}	

7.2.3(独)原子力安全基盤機構(JNES)のウラン加工施設 ISA でのリスク区分⁽³⁵⁾

JNES のウラン加工施設 ISA でのリスク区分を表 7.4 に示す。このリスク区分は、NRC の ISA の区分を参考に、国内での関連する基準を反映して定められていると考えられる。

7.3 従事者被ばくに対する基準の比較

図 7.1 に従事者被ばくに関する国内外の基準値を比較する。SAP は、我が国の安全目標案に比べ 10~100 倍大きなリスクを許容している。米国および JNES の ISA での従事者の被ばくリスク限度は、高線量域で低く、50~100mSv 以下では発生頻度の上限は設定されていない。

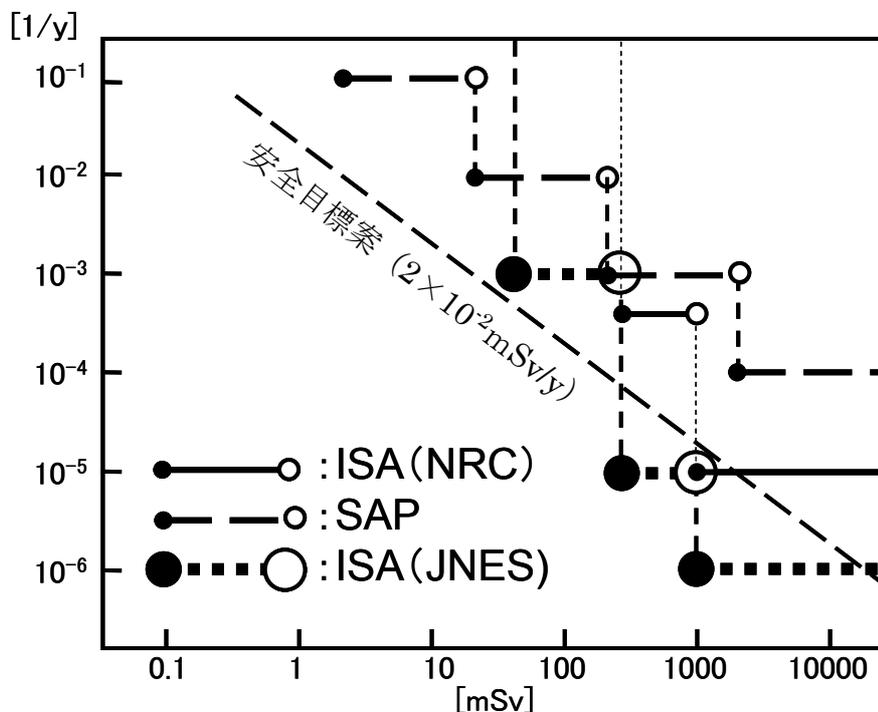


図 7.1 従事者に対する線量および発生頻度の各種限度の比較

表 7.1 燃料加工施設の事業許可申請における事故評価結果と緩和機能を考慮しない事故影響の比較

(注意)この表での「緩和機能を期待しない事故影響」では、物理現象を現実的に計算すればより小さくなる可能性があり、緩和設備が損傷すればその値となるという意味ではない。

施設	想定事象	発生防止策	発生可能性 ¹⁾	進展防止策	進展可能性 ²⁾	影響緩和策 フィルタ透過率	実効線量 ³⁾ (mSv)	緩和機能を考慮 しない事故影響 (mSv) ⁴⁾
U濃縮	均質・プレリテイグ設備でのUF6の漏えい	インターロックによる誤操作の防止	万一発生			排気系フィルタ 1×10^{-3}	2.0×10^3 Bq (放出量のみ評価)	—
	5kgUF ₆ ⁵⁾							
M社	UF6の漏えい	装置、配管は耐圧、気密設計 機密性の事前確認			漏えいは極めて少ない	排気系フィルタ 3×10^{-4}	4×10^{-3}	13
	0.41gU ⁶⁾							
G社	焼結炉の爆発	炉内圧力低下時は窒素ガスを供給し圧力維持				排気系フィルタ 1×10^{-3}	2×10^{-3}	2
	50gU ⁷⁾							
N社 T事業所	焼結炉での水素爆発	炉内正圧を維持する設計	おそれない			排気系フィルタ 1×10^{-3}	1.7×10^{-4}	0.17
	60gU ⁸⁾	2重化した温度制御、過加熱防止装置						
N社 K事業所	焼結炉での水素爆発	可燃性又は不燃性材料の使用	万一発生			排気系フィルタ 1×10^{-3}	5.9×10^{-4}	0.59
	390gU							
J社 MOX	焼結炉での水素爆発	炉内正圧を維持する設計	おそれない			排気系フィルタ 1×10^{-3}	1.6×10^{-4}	0.16
	60gU ⁹⁾	2重化した温度制御、過加熱防止装置						
JAEA MOX	焼結炉での水素爆発	炉内正圧を維持する設計	おそれない			排気系フィルタ 1×10^{-3}	2×10^{-4}	0.2
	79gU ¹⁰⁾	2重化した温度制御、過加熱防止装置						
R再処理	焼結炉での水素爆発	空気が流入し難い構造	極小			排気系フィルタ 1×10^{-3}	6.1×10^{-3}	6.1
	4.8gPu ¹¹⁾	酸素濃度計の設置						
東海 第2 発電所	焼結炉の爆発	焼結炉排ガス処理装置で水素を希釈 水素濃度5%以下 空気の混入しない気密構造	小さい			排気系フィルタ 1×10^{-4}	5.5×10^{-1}	550 (2.7 ¹⁴⁾)
	450gPu ¹²⁾							
HAW貯槽の沸騰								56 ¹⁵⁾
120m ³ × 2基、8.35 × 10 ¹⁰ Bq/基								
大破断LOCA(仮想事故)								
炉内よう素: 6.0 × 10 ¹⁰ Bq								
放出量(Bq) 2.6×10^{14}						ストレイ低減: 100 漏えい率: 0.005/d	4.9	112000 ¹⁶⁾

1) 2) 申請書における関連する記述を転載

3) 網掛けした数値は、最大想定事故の評価値、その他は最大想定事故候補として評価した事象で申請書に評価値が掲載されているもの

4) フィルタによるエアロゾルの除去機能を考慮しない場合の敷地境界での実効被ばく線量

5) 漏えい量: UF6放出速度(114gUF6/s) × 緊急遮断弁閉止所要時間(30秒) = 3.42kgUF6 → 5kgUF6

6) 排気系への移行量: UF6漏えい量(20,000gUF6/min) × (0.676gU/gUF6) × 遮断弁閉止所要時間(10分) × スクラバ捕集効率(0.01) = 0.41gU

7) 排気系への移行量: U取放量(470kgUO₂) × (0.88gU/gUO₂) × 影響を受ける割合(0.4) × I70V/L化率(0.03) × 排気系移行率(0.01) = 50gU

8) 排気系への移行量: U取放量(600kgU) × 影響を受ける割合(0.33) × I70V/L化率(0.03) × 排気系移行率(0.01) = 60gU

9) 排気系への移行量: U取放量(600kgU) × 影響を受ける割合(0.33) × I70V/L化率(0.03) × 排気系移行率(0.01) = 60gU

10) 排気系への移行量: U取放量(790kgU) × 影響を受ける割合(0.33) × I70V/L化率(0.03) × 排気系移行率(0.01) = 79gU

11) 排気系への移行量: 工程室内I70V/L濃度(100mgMOX(18%) / m³) × 工程室容積(3000m³) × (0.88gPu/gPuO₂) = 4.8gPu

12) 排気系への移行量: 影響を受けるMOX(80kgMOX(32%)) × I70V/L化率(0.1) × 吸入可能粒徑率(0.2) × (0.88gPu/gPuO₂) = 450gPu

13) 取り扱う核燃料は再生Uで少量のFPを含み、水素爆発では、Ru等の揮発性核種の全量移行を仮定しているためFPの被ばくに対する寄与がUと同程度になっている。

14) ウラン加工の焼結炉の水素爆発の解析条件を想定した場合の被ばく線量

15) 気相への移行率: 1.2×10^{-4} 、フィルタでの除去を考慮せず、24時間沸騰継続、主に吸入による被ばく

表 7.2 事故影響度分類

	従業者	公衆	環境
影響カテゴリー3 High	$D \geq 1 \text{ Sv}$ または $\geq \text{CHEM3}$	$D \geq 0.25 \text{ Sv}$ または 30mg sol U 摂取 または、 $\geq \text{CHEM2}$	
影響カテゴリー2 Intermediate	$1 \text{ Sv} > D \geq 0.25 \text{ Sv}$ または CHEM3 より小さく CHEM2 より大きい	$0.25 \text{ Sv} > D \geq .05 \text{ Sv}$ または CHEM2 より小さく CHEM1 より大きい	放射性物質放出量 > 10CFR20 App.B 中の Table2 の 5000 倍
影響カテゴリー1 Low	上記より少ない影響	上記より少ない影響	上記より少ない影響

表 7.3 リスクマトリクス

	頻度カテゴリー1 Highly Unlikely	頻度カテゴリー2 Unlikely	頻度カテゴリー3 Not Unlikely
影響カテゴリー3 High	3 acceptable	6 unacceptable	9 unacceptable
影響カテゴリー2 Intermediate	2 acceptable	4 acceptable	6 unacceptable
影響カテゴリー1 Low	1 acceptable	2 acceptable	3 acceptable

表 7.4 (独)原子力安全基盤機構のウラン加工施設 ISA でのリスク区分

Categories	Facility workers	Offsite public
4	*RD > 1 sievert (Sv)	RD > 250 mSv
3	250 mSv < RD ≤ 1 Sv	5 mSv < RD ≤ 250 mSv
2	50 mSv < RD ≤ 250 mSv	1 mSv < RD ≤ 5 mSv
1	Accidents of lower radiological exposures than those above in this column	Accidents of lower radiological exposures than those above in this column

Likelihood categories		Frequency of accident sequence
1	Extremely unlikely	≤10 ⁻⁶ /year (Frequency index ≤ -6.0)
2	Highly unlikely	>10 ⁻⁶ /year, ≤ 10 ⁻⁵ /year (Frequency index ≤ -5.0)
3	Unlikely	> 10 ⁻⁵ /year, ≤10 ⁻³ /year (Frequency index ≤ -3.0)
4	Not unlikely	> 10 ⁻³ /year (Frequency index > -3.0)

*RD = Radiological dose (Effective dose)

8. まとめ

日本原子力研究開発機構安全研究センターでは、安全研究センター長の諮問協議体である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、我が国におけるリスク情報活用に資することを目的に、性能目標案策定の基本的な考え方と策定する上で参考となる情報を整理した。

部会では、まず我が国の安全目標案、これに対応する原子炉施設性能目標案、海外におけるリスク情報活用に係る判断指標とその活用の現状を調査した。これを基に核燃料施設の性能目標として適切と考えられる複数の形式について再処理施設で想定される具体的な活用例の検討を踏まえてそれぞれの長所・短所を比較し、最も適していると思われる形式での性能目標策定の手順を検討した。さらにこの手順を基に、再処理施設を例に、代表的な事故事象の上限の事故影響を評価し、具体的な性能目標の導出過程を試行した。また、再処理施設以外の核燃料施設に対する性能目標を策定する上での課題についても検討した。

以上の検討を踏まえて、核燃料施設性能目標調査専門部会では、核燃料施設の性能目標の例として以下を提示する。

- ・ 核燃料施設の性能目標は、個々の施設のリスクを代表する事象の発生頻度を指標とする個別事象発生頻度型が適している。核燃料施設の種別は、多様であり同型の施設でも設備設計が異なるため、同様の事象であっても施設外の周辺公衆に及ぼす影響は大きく異なるため、核燃料施設共通あるいは同種施設共通の性能目標とすることは大きな困難を伴う。
- ・ 個々の施設のリスクを代表する事象は、施設全体を対象とした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し、施設全体のリスクを考慮して選定する。
- ・ 当該事故事象グループの上限影響は、事故シナリオ分析結果あるいは施設のリスクプロファイルをもとに、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実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とし、算出する。
- ・ 導出する性能目標は、施設のリスク特性、性能目標の利用目的に応じ、安全目標案で定められたリスクの上限の範囲で個々の事故事象グループにリスクを配分し、上限影響に対応する発生頻度を算出し、個々の施設の代表事象の性能目標案とする。
- ・ 規制当局によって上記のプロセスで策定された性能目標案がレビューされることを想定する。

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、「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標について－」平成18年3月28日
- (3) 日本原子力学会標準委員会、「原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準：200*（案）」、<http://www.aesj.or.jp/sc/public/public-44.html>
- (4) Health and Safety Executive, “Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities”, 2006 Edition, Rev. 1
- (5) Health and Safety Executive, “Reducing risks, protecting people, HSE’s decision-making process”,(2001)
- (6) 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.
- (7) 「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）
- (8) 大森 栄一 他「東海再処理施設の事故の拡大防止策及び影響緩和策の検討」 JNC TN8410 99-005（1999）
- (9) 日本原燃㈱ 再処理事業指定申請書添付書類八(平成元年3月30日付け申請；同8年4月、同13年7月、同16年10月変更許可申請)
- (10) 玉内 義一 他、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価(10)-ドリフトレイ上における漏えい液の温度上昇解析/3次元熱流動計算と1次元熱伝達計算-」、原子力学会2007年春の年会C16（2007）
- (11) 瀬川 智史 他、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価(11)-セル内有機溶媒火災発生頻度評価-」、原子力学会2007年春の年会C17（2007）
- (12) 玉内 義一 他、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価(12)-セル内有機溶媒火災発生時の影響に関する考察-」、原子力学会2008年春の年会J36（2008）
- (13) 原子力安全基盤機構、「再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝有機溶媒火災事象の解析手順＝」 JNES/SAE07-005 07 解部報-005
- (14) N. J. James, et al., “The Control of Flammable Hazards in Nuclear Reprocessing Facilities,” Paper presented to the Society of Fire Protection Engineers at the WATTEC 1987 Conf., Feb. 17-20, 1987, Knoxville, Tennessee.
- (15) J. Simonnet, “Use of PSA in parts of the design of La Hague plants – as seen by a former operator”.
- (16) 西尾 軍治 他、「再処理施設の溶媒火災に関する安全性実証試験」、JAERI-M 89-032（1989）年3月.
- (17) M. Ballinger, et al., “Aerosols Released in Accidents in Reprocessing Plants”, Nuclear Safety, 81, pp278-292 (1988).
- (18) 尾崎 誠 他、「高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験、(VII)圧力変化試験」、日本原子力学

- 会誌Vol. 30、 No. 4、 pp551-558 (1988).
- (19) 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) .
 - (20) 西尾 軍治 他、「再処理施設における溶媒火災と火災に伴うボイルオーバー燃焼の挙動に関する安全性実証試験」、JAERI-M 93-019 (1993)
 - (21) 高田 準一 他、「火災時における煤煙発生挙動と換気系フィルタ目詰まり特性」、JAERI-Tech 2002-102 (2003)
 - (22) 宮田 敬士 他、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価、(II) 高レベル濃縮廃液とう事故の発生頻度評価 (内的事象)」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 7、 No. 2、 pp. 85-98 (2008)
 - (23) 原子力発電技術機構 原子力安全解析所、「平成15年度 核燃料施設安全解析コード改良整備再処理施設の確率論的安全評価手法の整備に関する報告書」、INS/M03-49、平成15年9月
 - (24) 日本原子力研究所、「平成15年度 原子力損害賠償制度に関する技術的基礎調査研究 (文部科学省受託調査)」、平成16年3月
 - (25) 吉田 一雄 他、「核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査 (II) - 溶液沸騰事象での放射性物質の移行割合に関する基礎的データと試解析」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 9、 No. 1、 pp. 60-70、 (2010)
 - (26) 日本原燃(株)、「六ヶ所ウラン濃縮工場 核燃料物質加工事業変更許可申請書」、平成17年3月 (平成17年12月一部補正)
 - (27) ㈱グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、「核燃料物質加工事業変更許可申請書」、平成17年7月7日申請 (平成18年6月6日、平成18年11月22日一部補正)
 - (28) 原子燃料工業(株)、「核燃料物質加工事業変更許可申請書 (東海事業所)」、平成15年12月
 - (29) 原子燃料工業(株)、「核燃料物質加工事業変更許可申請書 (熊取事業所)」、平成15年12月
 - (30) 三菱原子燃料(株)、「核燃料物質加工事業許可内容 改1 (平成17年1月)、平成13年1月
 - (31) 日本原燃(株)、「核燃料物質加工事業許可申請書 (MOX核燃料加工施設)」、平成17年4月 平成19年2月一部補正)
 - (32) 日本原子力研究開発機構、「核燃料物質加工事業許可申請書補正案」、平成18年1月11日
 - (33) Code of Federal Regulations, Title 10, Energy, Part 70, “Domestic Licenaing of Special Nuclear Material.”
 - (34) Nuclear regulatory Commission (U.S.)(NRC). NUREG-1718, “Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide (MOX) Fuel Fabrication” NRC: Washington, D.C. (1999)
 - (35) Y. Ueda, “Outline od Rsk Assessment Study dor Fuel Cycle Facilities”, The 10th Koria-Jpan Joint Workshop on PSA, (2009)

付録

平成 21 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	埼玉大学 名誉教授 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 原子力システム安全部 システム評価室 審議役
	梶本 光廣	原子力安全基盤機構 原子力システム安全部 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
	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 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	東京都市大学 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
	内山 軍蔵	日本原子力研究開発機構 安全研究センター 研究主席 原子力エネルギー関連施設安全評価研究ユニット長
	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・防災研究グループリーダー
	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・防災研究グループ 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・防災研究グループ

執筆担当 (敬称略)

第1章 吉田

第2章 村松、吉田

第3章 3.1節 本間、3.2節 村松

第4章 4.1節 吉田、4.2節 松岡

第5章 吉田、松岡

第6章 6.1節 松岡、6.2節 石田、6.3節 吉田

第7章 吉田

第8章 吉田

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	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 ² m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	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
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=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 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=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm 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 =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
ファ	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx 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=1 cGy=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=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=4.1868 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

