

解説

核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題

日本原子力学会 再処理・リサイクル部会
核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ

日本原子力学会 再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループでは、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、核燃料サイクル施設における内的及び外的事象に起因する事故を科学的・技術的観点からシビアアクシデントとして選定する方法について議論してきた。その成果を報告書として取りまとめたので、概要を報告する。

I. はじめに

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、核燃料サイクル施設についてもシビアアクシデント(SA)のリスクを検討し、これに基づいて安全確保のあり方を見直し、一層の安全性向上について検討することが、喫緊の課題となっている。

日本原子力学会 再処理・リサイクル部会では、科学技術的観点から上記課題を検討し、その成果を社会に発信することは重要な使命であると考え、平成25年4月に核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ(WG)を設置し、日本原子力学会 原子力安全部会の協力を得つつ、平成26年7月までに17回の会合を開催し、報告書¹⁾をまとめた。報告書は再処理・リサイクル部会のウェブサイトに掲載されている。

そこでは、核燃料サイクル施設における内的及び外的事象に起因する事故を科学的・技術的観点からSAとして選定する手法について議論した。具体的には、原子力分野で用いられてきたリスク分析の手法をレビューし、これを基に対応を検討すべきSAの選定方法を提案し、またその選定方法の実行可能性を確認するために、再処理施設を核燃料サイクル施設の代表施設として事故の発生可能性や影響の評価事例を検討した。さらに、これらの検討を通して認識されたりリスク評価上の技術的課題及

び評価結果の活用に向けた課題をまとめた。

なお、核燃料サイクル施設においては、発電用原子炉施設のようなSAという用語はこれまで使われていなかった。本報告書で用いる「核燃料サイクル施設のSA」とは、「設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故」と定義することとする。ここでは、原子力規制委員会による新規制基準²⁾での「重大事故」(「設計上定める条件より厳しい条件の下において発生する事故」とし6種の具体的な事故形態が定義されている)と区別して用いている。

上述のSAの定義から、その選定方法は、SAと呼ぶべき「影響の大きい事故を網羅的に同定する手法」と、同定されたSAの中から、発生の可能性を考慮しつつ、施設の安全確保の観点から「対応を検討すべきSAを選定する手法」の2つの内容を含んでいる。

以下では、報告書¹⁾の構成に沿って、第Ⅱ章において核燃料サイクル施設のリスク評価手法が持つべき特性を述べた上で、WGの検討結果としての「対応を検討すべきSAの選定手順」を説明する。次いで第Ⅲ章では、そこで必要となる定量的な判断基準を定める上での参考情報として国内外の安全規制におけるリスクの判断基準をレビューする。次いで第Ⅳ章では提案した手順の実施可能性を示すために具体的な適用例を検討する。第Ⅴ章では、全体のまとめと今後の課題について述べる。

(東海大学・浅沼徳子、日立GE・深澤哲生)

Ⅱ. 対応を検討すべきSAの選定手順

1. 基本的な考え方

我が国及び米国、英国、フランス等においては、発電用原子炉施設だけでなく核燃料サイクル施設について

Selection Method of Severe Accidents at Nuclear Fuel Cycle Facilities for which the Countermeasures should be considered and Remaining Issues: The Reprocessing and Recycle Technology Division, The Severe Accident Study Working Group for the Nuclear Fuel Cycle Facilities.

(2015年1月14日受理)

も、事故の経験を踏まえつつリスク評価の必要性が認識され、その評価手法の研究開発がなされてきている。この手法整備の経緯及び福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえるならば、SA と呼ぶべき事故を認識し、そこから対策を検討すべき事故を選定する上では、次の2つのことを踏まえた手法とすることが重要である。

(1) リスク評価の必要性

設計評価の基礎となる単一故障や二重偶発性の想定を超える多重故障や人的過誤を考慮し、かつ影響も評価する系統的手法が必要である。また、多重故障のシナリオは無数にあるので、有意な頻度を有するシナリオを選定できる手法が必要である。さらに、設計での想定を超える自然現象を考慮するため外的誘因事象のハザード評価を含む手法が必要である。(一般に、外的誘因事象の強度と発生頻度を評価することをハザード評価と呼び、本報告書で後述する施設の潜在的な危険要因を分析するハザード分析とは異なる概念である。)

(2) グレーデッドアプローチの重要性

核燃料サイクル施設では、影響の大きな事故が想定される一方、その拡大可能性を考慮しても影響が限られる事故も多い。それゆえ、事故のリスクの大きさに応じた対策を講じるグレーデッドアプローチが採られている。そのための評価手法についても、想定されるリスクの水準に応じて詳細さの異なる手法が使われており、評価手法に関するグレーデッドアプローチが採用されている。

2. 選定の手順

提案した選定手順は、次の3つのステップからなる(第1図参照)。

ハザード分析：施設に内在する潜在的な危険要因を体系的、網羅的に同定する。

概略的影響評価に基づくスクリーニング：危険要因が顕在化し拡大した時に、影響緩和機能を考慮せずとも大きな影響を与えるおそれのない事象を除外し、残りをSA候補事象とする。

リスク情報を活用した選定：各候補事象に対しリスク評価(半定量的な評価を含む)を行い、大きい影響を持つ事故をSAとする。影響と頻度の2次元の判断基準により、対応を検討すべきSAを選定する。

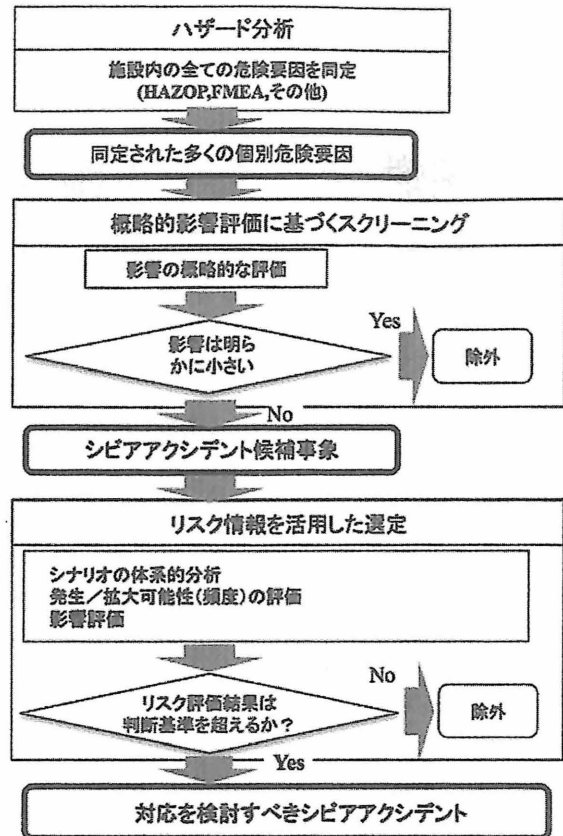
各ステップの要点は次の通りである。

(1) ハザード分析

ハザード分析では、広い範囲での危険要因の詳細な分析に適した手法として、次をベースとして用いる。

a) 故障モード影響解析(Failure Mode and Effect Analysis : FMEA)

システムを構成する機器が故障した際に、その故障の形態(故障モード)毎にシステムに与える影響を分析する。



第1図 対応を検討すべきSAの選定手順

b) ハザードと運転分析(Hazard and Operability Analysis ; HAZOP)

システム内に生じる擾乱に着目し、その擾乱がシステムに与える影響を評価するとともに、擾乱の発生原因についても分析する。

ただし、低頻度の自然現象や多重故障までを含め、発生可能性が極めて小さな事象が洩れることがないよう危険要因を同定することが重要であり、例えば放射性物質は全て危険要因とするといった方法で広めに列挙する。

(2) 概略的影響評価に基づくスクリーニング

ここでは、(1)で上げられた候補事象について、保守的方法を用いて概略的に影響を評価し、大きい影響を持ち得ない事象を除外する。例えば、設計基準への対応として既に備えられた設備や運転操作等の影響緩和機能に期待しない評価を実施し、影響が小さい事象を除く。

(3) リスク情報を活用した選定

ここでは、まず対象施設のリスクの特性に応じて、適切なリスク評価手法を選定し、リスク評価を行う。ここでいうリスク評価とは、発生しうる事故のシナリオ、その発生可能性及び拡大可能性(この2つは定量的には発生頻度で表現する)及び影響(敷地近傍の被ばく線量で表現する)の大きさを定量的又は半定量的に評価することである。外的誘因事象の評価等、評価手法が未整備の部分は、可能な範囲で軽水型原子力発電施設の確率論的リスク評価(PRA : Probabilistic Risk Assessment)の手法

(学会標準等)を援用する。手法については、次節でさらに説明する。

次に、発生可能性及び拡大可能性と影響に関する判断基準に基づいてSAの選定を行う。

ここでは、まず核燃料サイクル施設のSAの定義に基づいて、設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故をSAとする。さらにSAに対して、発生頻度と影響の2次元の尺度を考慮して、対応を検討すべきSAを選定する。

なお、設計基準の条件の範囲内の構築物・系統・機器のみを考慮してリスク評価を行った場合は、既にアクシデントマネジメント(AM)策を講じている事象も含めた「対応を検討すべきSA」が選定される。また、AM策を含めてリスク評価を行った場合は、その段階での「新たに対応を検討すべきSA」が選定される。

3. 選定手順の各ステップの特徴

対応を検討すべきSAの選定に用いるリスク評価手法について説明する。

(1) シナリオの体系的分析と発生/拡大可能性(頻度)の評価

シナリオの分析には、よく知られたイベントツリー手法及びフォールトツリー手法を用いる。ただし、発生頻度の評価では、必要な起因事象発生頻度や機器故障率などのパラメータが必要となるが、発電用原子炉施設では同種の施設が多く存在し、従来から運転経験データの蓄積があるのに対し、核燃料サイクル施設ではデータの蓄積が限られていることや、安全確保の手段には自動化されていない機器や管理的手法による割合が大きいことから、これに適した手法が必要となる。具体的には、頻度指標や信頼度指標と呼ばれるオーダーレベルで数値を設定する半定量的なパラメータを用いる手法を必要に応じて用いる。

(2) 影響の評価

環境への放射性物質放出量の評価では、核燃料サイクル施設の決定論的安全評価及びリスク評価において従来から用いられてきた五因子法をベースとして用いる。これは、放出量を次式のような5つのパラメータの積で表現する方法である。

$$ST = MAR \times DR \times ARF \times LPF \times RF$$

ここで、ST：放出量、MAR：存在量、DR：事故影響を受ける割合、ARF：浮遊割合、LPF：放出割合、RF：吸入され得る粒子割合である。なお、RFは吸入による被ばくの評価でのみ用いる。

パラメータの選定に際しては、サイクル施設を対象とした米国の事故解析ハンドブック(AAH: Accident Analysis Handbook)³⁾等の文献から条件が最も近いと考えられる推奨値を選択する方法が考えられるが、必要に応じて、評価対象条件に一層適合した実験データ・解

析データを取得することにより信頼性を向上させることができる。環境影響の評価では、次の2つの方法が可能であるが、SA選定の判断基準を定義する上で、英国、米国などで従来から用いられている指標との整合性が得やすいことなどから、後者を適用する。

a) 発電用原子炉施設のレベル3PRA手法

事故シナリオ毎に評価されるソースターム(放出核種、放出量、放出タイミング等の情報)を用いて、気象条件の確率分布を含めて、短期及び長期の健康影響を評価する方法。

b) 旧「発電用原子炉の安全解析に関する気象指針」に基づく手法

事故シナリオ毎に評価されるソースタームを用いて、保守的に選定された気象条件を用いて敷地近傍での一定時間内の被ばく線量を評価する方法。

(3) 外的誘因事象に関するリスクの考慮

地震を例として、2つの評価手法を説明する。

a) 地震に関する確率論的リスク評価(地震PRA)

対象サイトの周辺の地震活動を調査し、これに基づいて発生しうる地震動の強さと発生頻度の関係を定める地震ハザード評価、入力地震動の強さに応じて機器の損傷する確率を定めるフラジリティ評価、発生しうる事故のシナリオとその発生頻度を定める事故シーケンス評価の3つのタスクからなる評価手法である。

b) 耐震裕度評価手法(マージン法)

耐震設計における基準地震動 S_s を超える地震の発生を仮定して余裕を評価する手法である。地震ハザード評価は含まれていない。

比較的大きい影響がありうる核燃料サイクル施設ではPRA手法を適用することが望ましいが、手法の整備が十分でない場合には、地震動の発生頻度への配慮等を適切に加えることにより、耐震裕度評価手法を適用することも可能と考えられる。

(4) リスク評価の品質確保に関する一般的留意事項

リスク評価を行うにあたっては、施設のリスクの大きさに応じて、適切な品質を有するように、以下を考慮して評価作業を管理することが望ましい。

a) 品質保証活動

適切な基準の下に品質保証(QA: Quality Assurance)活動を行う。

b) 文書化

情報公開、ピアレビュー、継続的更新などへの利用を考慮する。

c) 不確実さへの配慮

不確実さを考慮した評価手法及び結果の活用方法を用いる。

(東京都市大学・村松 健、三菱重工業・眞部文聡)

Ⅲ. 対応を検討すべき SA 選定の判断基準

SA の選定に当たり、どのレベルの頻度及び影響を判断基準にするかは、国際的な動向から大きく離れるべきものではない。そこで、今後の判断基準検討の参考に資するため、我が国の規制基準における判断基準及びリスク情報を活用している英国と米国の規制基準を調査した。

1. 新規制基準が示す判断基準等

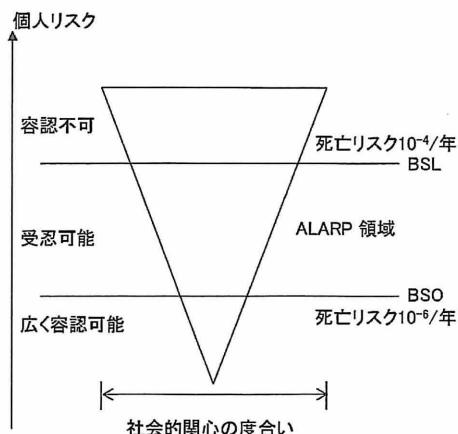
我が国では福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、核燃料施設の新規制基準が策定された。新規制基準では、従来の安全審査指針で求められていた設計基準事故に関する評価に加え、新たに「設計上定める条件より厳しい条件の下において発生する事故(臨界、蒸発乾固、水素爆発、有機溶媒等の火災・爆発、使用済燃料の著しい損傷及び放射性物質の漏えい)」を「重大事故」と定め、その発生の防止、拡大防止及び影響緩和のための対策(重大事故対処策)を講じることを求めている。影響の大きさについては、対処策の有効性を判断する基準として、長期影響を低減する観点から、放出される放射性物質量が、 ^{137}Cs 換算で 100 TBq を十分下回することを求めている。

安全確保活動における資源の有効配分あるいはグレーデッドアプローチの適用という観点からは、発生の可能性と影響という2つの情報、即ち、リスクの大小を考慮した優先度付けが必要となるが、国の定める「重大事故」は、設計基準事故を超える事象を全体として一まとめに扱っているため、リスクの大小により対応の軽重を付けることが難しくなっている。

2. 英国、米国の判断基準

(1) 英国

英国では、保健安全執行部の原子力規制局(ONR)により、安全評価原則(SAP: Safety Assessment Principles)⁴⁾への適合性が審査される。第2図に示すよ



第2図 ALARP の概念

うに、SAP では「リスクの受忍可能性」の枠組み(「容認不可」、「受忍可能」及び「広く容認可能」の3つのレベル)に基づき基本安全レベル(BSL: Basic Safety Level)及び基本安全目標(BSO: Basic Safety Objective)が用いられ、数値は主として、線量レベル、頻度で構成されるリスクで表される。事業者は、ALARP (As Low As Reasonably Practicable)の原則に則ってリスクの低減を図る。

事故による敷地外の公衆に対する個人リスクは、敷地内のすべての施設起因のすべての事故による敷地外の個人の死亡リスクを対象とし、BSL: 1×10^{-4} pa, BSO: 1×10^{-6} pa (pa: per annum, 1/y と同義)が示されている。また、その補助目標値として、単一の施設からの個人の被ばくのリスクとして第1表に示す線量区分毎の発生頻度の指標が示されている。

さらに、SA 解析に対しては、大規模事故が考察され、社会的リスクに対する目標値として、100 人又はそれ以上の死亡を伴う事故の頻度として BSL: 1×10^{-5} [1/y], BSO: 1×10^{-7} [1/y]が記されている。社会的影響を生起する事故の頻度目標は、1992 年版の SAP では、特定の2つの核種の放出量(^{131}I については10,000 TBq, ^{137}Cs については200TBq)に対して与えられていた。しかしながら、放出量と死亡数との関係、放出される主要な核種が ^{131}I 及び ^{137}Cs ではない事故での放射性物質の放出量を定める方法が明確でない等の問題があった。現行の SAP では、社会的リスクの指標を100 人以上の即発、又は最終的死亡の発生のリスクに置き換えている。

(2) 米国

米国の原子力規制委員会(NRC: Nuclear Regulatory Commission)は、2000 年9月に核燃料サイクル施設を対象とした連邦規則法典 10 CFR Part70⁵⁾(以下、10 CFR 70)を改訂した。そこでは、事業者に対し総合安全解析(ISA: Integrated Safety Analysis)⁶⁾を実施(10 CFR 70.62)し、すべての潜在的な事故を同定し、その影響と発生の可能性を評価し、すべての事故が10 CFR 70.61 に示す性能要求(第2表)を満たすことを示すように求めている。

影響区分は、「従事者」、「公衆」、「環境」の各々について放射線及び化学的影響について定義されている。第3

第1表 SAP におけるサイト外個人被ばく線量目標値

実効線量 [mSv]	全予測頻度 [1/y] 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}

(単一クラスの事故の頻度は1/10)

第2表 リスクマトリクスに示した「性能目標」

頻度 影響	頻度区分1 極めて低い	頻度区分2 低い	頻度区分3 低くない
影響区分3 大	許容可	許容不可	許容不可
影響区分2 中	許容可	許容可	許容不可
影響区分1 小	許容可	許容可	許容可

第3表 影響区分

影響度	従事者	公衆	環境
影響区分3	1Sv以上	0.25Sv以上	
影響区分2	1Sv以下 0.25Sv以上	0.25Sv以下 0.05Sv以上	10CFR20 App.B の表2の5000倍
影響区分1	上記以下	上記以下	上記以下

表には放射線影響の区分を示す。頻度区分はNRCの合意を得て事業者が定義する。

具体的な判断基準の例として、例えばMOX燃料加工施設を対象とした標準審査計画⁷⁾ Appendix Aに次のような値が示されている。

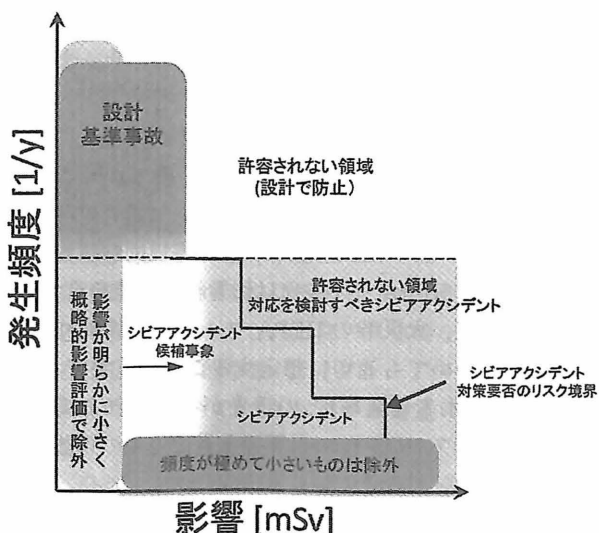
頻度区分1：極めて低い： $< 10^{-5}/\text{y/event}$

頻度区分2：低い： $< 4.0 \times 10^{-4}/\text{y/event}$

頻度区分3：低くない： $> 4.0 \times 10^{-4}/\text{y/event}$

3. WGでの検討

WGが提案するSA選定基準の概念を第3図に示す。SAは、“設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故”であるから、横の破線の下側のグラデーションを施した淡い灰色の領域に位置する。選定手順の「概略的影響評価に基づくスクリーニング」で、「影響が小さい事故」が除外され、「SA候補事象」が選別される。「リスク情報を活用した選定」の段階で実施するリスク評価の結果から、「頻度



第3図 対応を検討すべきSA選定の基準の概念

が極めて小さい事故」は除外される。それ以外の領域において、SA対策の要否のリスク境界(階段状の実線)の右側の許容されない領域に位置する事故が、「対応を検討すべきSA」として選定される。

このような2次元的な判断基準の導入は、公衆の被ばく影響が幅広いスペクトルを有する核燃料サイクル施設において、科学的合理性の高い安全規制を行う上で非常に有効である。また、事業者が自主的に継続的安全向上を図る際に、影響の大きい事故へ手厚い対応を行うための目標を合理的に設定できる。このような基準は、グレーデッドアプローチ及びリスク情報活用の基本である。

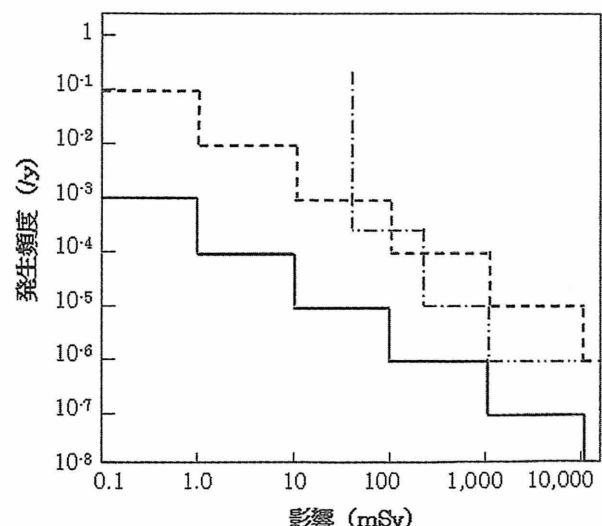
以上、対応を検討すべきSA選定の判断基準の基本的な考え方を提案した。WGの目的は選定の考え方を示すことにあり、SAP型基準を導入する際の具体的な判断基準値については、WGで定めることはしないが、参考として、第4図に英国と米国の核燃料サイクル施設の異常事象に対する判断基準の比較を示す。なお、NRCは将来の再処理工場建設に備えた検討をしており、許容可・不可に対するリスク判断基準に対するスタッフ提案が文書化され公表されている⁸⁾。(JAEA・吉田一雄)

IV. 適用例

1. 適用例検討の目的

第1図に提案した選定手順を適用するには、現状で定量的または半定量的なリスク評価を行う技術が存在することが前提となる。そこで、現状でリスク評価が可能かについて、再処理施設におけるセル内有機溶媒火災と臨界事故を例として、具体的な評価例を調査・検討した。以下に、その検討の結果得られた評価例、評価を実施する際に参考となる情報及び改良すべき評価上の技術的課題を示す。

なお、リスク評価の準備段階としてハザード評価及び



第4図 英国、米国の核燃料サイクル施設異常事象の判断基準比較

概略的影響評価に基づくスクリーニングを行う必要があるが、ハザード分析では、有機溶媒が存在すれば容器の破損等で漏えいし火災に至ると見なすこと、核燃料物質が存在し臨界管理が必要な場合はその失敗により臨界に至ると見なすことで、これらの事故は危険要因として選定される。以下では、リスク評価に限って述べる。

2. 再処理工場における安全対策の概要

再処理施設は、核物質を取り扱う巨大な化学工場である。具体的には、使用済燃料のせん断、せん断燃料片の硝酸による溶解、溶解液からの U・Pu と核分裂生成物・マイナーアクチニドとの分離、U と Pu の分離・精製、精製された硝酸ウラン及び硝酸ウラン・硝酸プルトニウムの脱硝(UO₃及び UO₂/PuO₂製品)、高レベル廃液のガラス固化(製品)等多数の工程から構成される。

再処理工場はこのように多量な放射性物質を取り扱うため、放射性物質を適切に閉じ込めることにより周辺公衆及び従事者を守ることが最も重要な安全機能となる。そのためには、この閉じ込め機能を損なうおそれを防止する以下の安全対策を確実に実施する必要がある。具体的には、核分裂性物質が臨界量以上存在する工程では、臨界事故の防止を図る必要がある。高濃度の放射性溶液が存在する工程では、冷却機能喪失時の崩壊熱による沸騰事故、掃気機能喪失時の放射線分解水素爆発事故の防止が必要となる。その他、化学工場に特徴的な火災・爆発事故、重量物の落下或いは腐食に伴う放射性物質を含む溶液の漏えいなど閉じ込め機能の喪失につながる事故の防止が重要となる。

再処理施設の安全対策は、旧原子力安全委員会の「再処理施設安全審査指針」⁹⁾に従い、周辺公衆保護を目的とした深層防護の考え方に基づいて、レベル1：異常の発生防止、レベル2：異常の事故への拡大防止、レベル3：事故の影響緩和の3段階に分けて計画・設計されてきた。

例えば、セル内溶媒火災に対しては、レベル1では、漏えい防止や溶媒の温度管理、異常な発熱の防止等の対策を採る。レベル2では、漏えい発生や溶媒温度の異常を早期に発見し、漏えい箇所の隔離や異常を検知して工程を停止する操作が可能な設計とする。レベル3では溶媒火災の発生を想定して消火設備を準備する。

さらに、各種の異常や事故に共通の安全対策として、施設を多数の部屋(セル)に区分してコンクリートの壁で仕切ること、セルに HEPA (High Efficiency Particulate Air) フィルタを備えたセル換気系を置くこと、及び建屋全体に対して HEPA フィルタを備えた建屋換気系を置くこと、重要な安全機能をもつ設備に対しては外部電源喪失時にも機能するよう多重性を持たせた非常用電源系を備えること等の対策を行っている。これらは、異常の拡大防止及び影響緩和に重要な役割を果たしている。

3. セル内有機溶媒火災

(1) 概略的影響評価に基づくスクリーニング

影響緩和機能の喪失を仮定すれば平常時線量限度を超えるので候補事象となる。概略的影響評価には、五因子法を用いることが有効である。

(2) SA 候補事象のリスク情報を活用した選定に係る検討

a) シナリオの体系的分析

有機溶媒火災発生に必要な①有機溶媒の漏えい、②引火点以上への加熱(崩壊熱、漏えい溶媒回収時のスチームジェットポンプ蒸気の逆流や温水配管の破損による加熱水の漏えい等)、③着火源の存在(ケーブル破損によるスパーク等)の条件の成立性を、設備・運転管理情報及び外的事象に関する情報に基づき検討し、事故シナリオを系統的に構築することが重要である。放射線分解水素の放出がある場合は、爆発の観点からの検討も必要となる。

b) 発生可能性(頻度)の評価

内的事象としての火災発生に関する PRA 結果が、旧英国核燃料会社 (BNFL British Nuclear Fuel Limited)¹⁰⁾及び JNFL^{7, 11)}から報告されている。また、旧 JNES は発生頻度を評価している¹²⁾。これらの報告書によると火災発生頻度はいずれも $10^{-6}/y$ 以下としている。JAEA では火災に対する性能目標設定の観点から、その発生頻度評価で用いられているイベントツリー及びそこで用いられているパラメータを比較検討している¹³⁾。リスク評価の精度向上には、これらにおいて例示された発生頻度パラメータの引用根拠及び評価結果に及ぼす影響を明示することが重要である。また、有機溶媒の着火条件に係る科学的知見の整備や水蒸気の静電放電発生への影響及び放電エネルギーの上昇による着火確率への影響も検討する必要がある。

c) 拡大可能性の評価

セル内酸素濃度が 13% 以下になれば消火する。内的事象の PRA 事例では、防火ダンプの閉止、セル排風機の停止による窒息消火のシナリオを想定している。地震時には、防火ダンプの閉止不全が想定されるが、換気入口の閉塞ができれば窒息消火が有効である。セル排風機の地震による機能喪失は影響緩和策として働くが、セル換気系統はセルと環境間の最短経路となるので HEPA フィルタは影響緩和機能を有する。したがって、火災時の HEPA フィルタの性能に係るデータについても適切に想定することが重要である。他の事象(水素爆発等)との重量が考えられる場合には、HEPA フィルタへの影響の重量を発生の可能性との関連で検討する必要がある。

d) 影響評価

影響は五因子法を用いて評価することが有効であ

る。LPF を計算コード等で評価し、被ばく線量を求めることにより現実的な値を得ることができる。

(3) 評価上の技術的課題

耐震 S クラスの機器は、基準地震動 S_s を超える地震時でも安全機能の全てあるいは一部を維持している可能性がある。このため、影響評価では想定される地震動の強さの関数として影響緩和機能の喪失割合の関係が必要な場合がある。例えば、換気系と HEPA フィルタのように、健全か完全喪失かの 2 つの状態だけではなくその中間の状態もあり得るからである。このため、HEPA フィルタのフラジリティ曲線と除染係数を関係づけられれば影響評価に役立つ。建屋の場合も、遮へい、閉じ込め、設備・機器の保持等の安全機能を有するが、通常は耐震壁のひずみにより損傷の有無の判断基準(損傷基準)を定義し、それを超えた場合は保守的に建屋の崩壊とし、それ以上のシナリオ分析を行わない場合がある。しかし、損傷の程度に応じて上記安全機能の一部が維持される可能性がある。この関係を定量化できれば、より現実に近い影響評価が可能となる。地震 PRA 標準¹⁴⁾では破損モード(例えば、亀裂や表層剥離などの破損の形態)と部位を抽出することを求めているが、このような損傷モードと放出量との関係をモデル化することができれば、より現実的な評価が可能となる。

具体的には、地震動の強さの関数である地震の発生頻度(地震ハザード曲線)及び地震動の強さの関数で表される構築物・系統・機器の安全機能の喪失割合の積を地震動強さで積分し平均することによって、実効的な安全機能の喪失割合を定義し、それを使用することも考えられる。

4. 臨界事故

(1) 概略的影響評価に基づくスクリーニング

臨界事故時の核分裂数は、核燃料物質質量、添加反応度、臨界を終息させる影響緩和策によって決まる。また、遮へい(影響緩和策)がなければ核分裂に伴う放射線により従事者が大きな影響を被るおそれがある。これらの点から SA 候補事象として同定される。

(2) SA 候補事象のリスク情報を活用した選定に係る検討

a) シナリオの体系的分析

外的事象起因の臨界事故については、臨界状態に至る具体的なシナリオを分析するには、詳細な設備情報を必要とするため、これ以降の具体的な分析はしないこととした。内的事象(管理グレードの低い機器への誤移送等)について、SA 候補事象選定シナリオを検討した。

b) 発生可能性(頻度)の評価

誤移送に起因する臨界事故の評価では、溶液の機器間の移送が複数のパラメータで管理される場合には、

各パラメータの組合せで臨界となる領域を臨界計算により求め、各パラメータの失敗の種類及び失敗の回数の組合せを考慮し臨界発生シナリオを構築することが有効と考える。この場合、1 つの失敗の原因が他の失敗の共通原因に成り得るかについても検討することが重要である。

c) 拡大可能性の評価

過去の事故における臨界停止機構として、中性子吸収材投入等の人為的措置、臨界事故により発生した機械的(圧力)及び熱的エネルギーによる臨界体系の変化(容器破損、沸騰蒸発による減速条件変化等)等がある。これらの条件を考慮して評価することが必要である。具体的には、核分裂率が高い、例えば、 10^{16} fissions s^{-1} の場合、発熱は 300 kW 程度になるので、貯槽外に蒸気が放出され、凝縮水が戻らない構造であれば臨界は停止する。一方、核分裂率が低い場合、発熱は貯槽を通して放熱されるが、あるレベルの核分裂数、例えば 10^{20} fissions に達するには、時間余裕があり、また、放射線強度も核分裂率に比例するので低くなり、セル等の遮へい壁があれば運転員による未臨界措置を講じやすい。また、燃料溶液が過減速状態の場合や低濃度のプルトニウム溶液体系では、正の温度係数となる場合があり、適切な停止措置が実施されなければ、高出力状態が継続する可能性もあるので、評価の際に留意すべきである。

d) 影響評価

国内の再処理施設の安全評価では、臨界事故が発生した場合の周辺公衆への影響は、建屋外へ放出された短半減期の気体状放射性核種からのガンマ線被ばくとされている。一方、JCO の臨界事故を含め過去の事故において、公衆が気体状放射性核種から有意な被ばくを受けたという報告はない。また、塔槽類換気を停止すればこれら核種の多くは外部に放出される前に減衰する。臨界体系への影響(蒸気流量の変化による溶液濃度の変化等)を考慮したうえで、塔槽類換気の停止の有効性について検討することが重要である。

(3) 評価の詳細化に向けた課題

周辺公衆への影響を評価する場合には、施設外への放射性物質の放出履歴を知る必要がある。五因子法の MAR(存在量)(あるいは定義の考え方によっては $MAR \times DR$ (事故影響を受ける割合))の時間変化は、体系中の核分裂率の時間履歴に各核種の生成収率を乗ずることで求められる。したがって、信頼性の高い計算コードあるいは評価式を用いて、未臨界措置等も考慮したうえで、反応度添加条件や体系の冷却条件を考慮して総核分裂数や核分裂率を評価することが重要である。総核分裂数の増加(臨界継続時間の増加)は、この間の未臨界措置の可能性が増加するので、発生可能性(頻度)は減少することになる。

明確な事故シナリオの想定とシナリオに基づく解析により核分裂数を求めることが困難な場合には、我が国の臨界安全ハンドブック第2版¹⁵⁾や米国の事故解析ハンドブック³⁾等が参考となる。前者には臨界事故評価事例として、米国では最大 2×10^{19} fissions(米国指針に基づくものと考えられる)が、我が国では 10^{20} fissions(過去の事故の最大値を踏まえたものといえる)が紹介されている。後者には体系条件で区分した核分裂数の一覧が掲載されている。溶液体系では最大 3×10^{19} fissionsである。SAの想定核分裂数を定めるにはこれらの情報が役立つ。

放射性物質の移行解析を行う場合には、再処理施設特有の条件を考慮したARF(浮遊割合)及びLPF(放出割合)を採用することが重要である。短寿命核種の施設外への放出量の評価の観点からは、臨界事故発生以降の換気系運転の有無やリークパスをどのように考えるかが重要となる。外部事象に起因する臨界事故では、地震及びそれに起因する溢水(地震による配管の破損あるいは津波)による施設や設備・機器の損傷の程度と関連付けて施設外へのリークパス等を考慮する必要がある。

(JAEA・阿部 仁)

V. まとめ及び今後検討すべき技術的課題

WGでは、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた核燃料サイクル施設における安全の確保・向上を目的として、対応を検討すべきSAの選定方法を検討した。その結果、核燃料サイクル施設の特徴を考慮して、定量的又は半定量的なリスク評価手法を基礎とし、SAを体系的に洗い出すとともに、その中から発生の可能性と影響の2面から対応を検討すべきSAを選定する方法を提案した。

この過程でリスク評価及びリスク情報活用に関する技術的課題についても検討を行い、次の事項を指摘した。

(1) 地震等によるSAのシナリオ分析と発生可能性評価に係る課題

地震等を誘因とする外的事象の発生可能性(頻度)評価においては、核燃料サイクル施設では評価の経験が少なく、内的事象と異なる以下のような評価上の技術的課題がある。

- ・ 機器等の地震時脆弱性評価
- ・ 事故時の対応方策を考慮できるリスク評価手法及びデータの整備
- ・ 長期の事故管理を想定した場合の評価用データの整備

(2) SA選定での影響評価の重要性

再処理施設は、発電用原子炉施設と同等の安全対策を要求されることが多い。リスクを重要な情報として、SAの選定、対策の検討及びその妥当性の評価・改善に用いる場合には、発生可能性(頻度)だけでなく影響を適

切に評価する必要がある。

(3) リスク評価対象外事象への考慮

対応を検討すべきSA選定方法は、潜在的影響を有する事故を漏れなく洗い出すための工夫がされているが、それにもかかわらず漏れた事故及びシナリオの特定や評価が難しいテロ等についても対応する必要がある。これらを考慮して、柔軟性及び融通性を有する対応を考える必要がある。

(4) 継続的安全性向上へのリスク情報の活用

本報告書で提案したリスク情報を活用したSA選定方法は、グレーデッドアプローチの考え方に基づいて、公衆及び環境保護の面で真に重要な対策に優先度を与えるために役立つと考えられるが、これに加えて、安全確保の最適化を図り、科学的合理性の高い安全性向上につなげることができれば一層効果的なものとなる。そのためには、安全規制や運転管理におけるリスク情報の効果的な活用方法を検討することが重要である。具体的には、安全機能の重要度分類、耐震重要度分類、SA対策の改善、教育訓練等への活用が考えられる。

(東京工業大学・池田泰久)

VI. おわりに

本WGでは、原子力分野で用いられてきたリスク分析の手法をレビューし、それを基に「対応を検討すべきSAの選定方法」を提案し、その選定方法の実行可能性を確認するため、再処理施設を例として事故の発生可能性や影響の評価事例を検討し、これらの過程でリスク評価及びリスク情報活用に関する技術的課題を抽出し、報告書としてまとめた。

本提案に対する忌憚のないご意見やご批判を歓迎するとともに、WGの報告書が規制機関、事業者及び学界における核燃料サイクル施設の科学的合理性の高い安全確保策の最適化検討及び更なる安全性向上の契機となることを期待する。

— 参考資料 —

- 1) http://www.aesj.or.jp/~recycle/sawg/sawg_report_final.pdf
- 2) 原子力規制委員会規則第二十七号「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」、原子力規制委員会規則第十七号「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」、2013. 他.
- 3) Science Applications International Corporation, "Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook," NUREG/CR-6410, 1998.
- 4) Health and Safety Executive, "Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities," 6 Edition, Rev. 1, 2006.
- 5) Code of Federal Regulations, Title 10, Energy, Part 70, "Domestic Licensing of Special Nuclear Material."
- 6) U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Integrated Safety Analysis Guidance Document," NUREG-1513, 2001.

- 7) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide (MOX) Fuel Fabrication," NUREG-1718, 1999.
- 8) U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Reprocessing Rulemaking: Draft regulatory basis and Path Forward," SECY-11-0163, 2011.
- 9) 原子力安全委員会, 「再処理施設安全審査指針」, 昭和 61 年 2 月 20 日, 原子力安全委員会決定.
- 10) 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.
- 11) 玉内義一, 他, "六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価, (Ⅲ) -セル内有機溶媒火災(内的事象)-", 原子力学会和文論文誌, Vol.10, No.3, pp.170-184(2011).
- 12) 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=に関する報告書", JNES/SAE07-005 07 解部報-005, 2007.
- 13) 核燃料施設性能目標調査専門部会, "核燃料施設性能目標策定に係る技術基盤の検討", JAEA-Review 2010-028, 2010.
- 14) 日本原子力学会標準委員会, 「原子力発電所の地震を起因と

した確率論的安全評価実施基準: 2007], AESJ-SC-P006: 2007, 2007.

- 15) 臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ, "臨界安全ハンドブック第2版", JAERI 1340, 1999.

核燃料サイクル施設 SA 研究 WG メンバー

(順不同, 敬称略, ○: 主査, □: 副主査, △: 幹事)

○池田泰久(東工大), □村松 健(東京都市大), △浅沼徳子(東海大), △阿部 仁(JAEA), △深澤哲生(日立 GE), 青柳春樹(JNFL), 池田 昭(東芝), 井上 正(電中研), 大濱稔浩(関電), 佐藤修彰(東北大), 澤田佳代(名大), 清水武範(JAEA), 塚田毅志(電中研), 中島 健(京大), 林 昭宏(電事連), 平野光将(電中研), 眞部文聡(MHI), 森岡信男(MMC), 吉田一雄(JAEA)

[オブザーバ]

飯塚政利(電中研), 越智英治(JNFL), 久野祐輔(東大), 小玉貴司(JNFL), 瀬川智史(JNFL), 関根啓二(JNFL), 玉内義一(JNFL), 藤田玲子(東芝), 松岡伸吾(JNFL)



From Editors 編集委員会からのお知らせ

ー最近の編集委員会の話題よりー
(4月7日第9回編集幹事会)

【論文誌関係】

- ・2月期に英文誌は37論文, 和文誌は4論文が投稿された。
- ・次年度編集委員を決定した。
- ・英文誌の引用を向上させるための方策を検討し, 編集委員への周知と注目論文の宣伝を出すこととした。
- ・JNST Article Awards 内規, PNST 出版要領の修正を検討した。

【学会誌関係】

- ・理事より, 次年度予算が承認された旨の理事会報告があった。

- ・委員の交代について, 学会誌編集長より報告があった。
- ・春の年会企画セッションの記事候補の進捗状況の報告があった。理事会セッションについては, ニュース記事として学会誌5月号に掲載する。
- ・今後の記事企画の材料とするため, 3月の特集号に掲載された各学会や有識者からの記事を整理している。また, 学会誌記事企画だけでなく, 秋の大会あるいは春の年会で「知の統合」をテーマに企画セッションを立案することとした。

編集委員会連絡先<hensyu@aesj.or.jp>