

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報告書

「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」

平成 26 年 9 月 30 日

目次

1. はじめに	
1.1 検討の目的	1
1.2 報告書の構成	2
2. 対応を選定すべきシビアアクシデントの選定方法	
2.1 基本的な考え方	5
2.2 選定の手順	8
2.3 選定手順の各ステップの詳細	13
3. 対応を検討すべきシビアアクシデント選定の判断基準	
3.1 新規制基準が示す判断基準等	26
3.2 英国、米国の判断基準	28
3.3 WG での検討	33
4. 対応を検討すべきシビアアクシデント選定方法の具体例への適用	
4.1 概要	36
4.2 セル内有機溶媒火災	36
4.3 臨界事故	39
5. まとめ及び課題	
5.1 リスク情報を活用した対応を検討すべきシビアアクシデント選定方法の提案	45
5.2 リスク評価及びリスク情報活用に関する課題	46
6. おわりに	47

参考文献

付録 A 発電用原子炉施設に関する確率論的リスク評価手法の開発と活用の経緯	A-1
付録 B シビアアクシデント及びリスク評価に関する用語	B-1
付録 C 略語	C-1

1. はじめに

1.1 検討の目的

我が国では、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、発電用原子炉施設を除く核燃料サイクル施設（以下「サイクル施設」という）についてもシビアアクシデントのリスク^(注)を検討し、これに基づいて安全確保のあり方を見直し、深層防護の強化を図り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。

一般社団法人日本原子力学会 再処理・リサイクル部会は、再処理施設等の建設、運転、安全評価、研究開発、人材育成等に係わる多様な組織の研究者、技術者により構成される部会である。この特質を活かして、部会員が有する最新の知見及び専門的経験に基づき、技術的観点から上記課題を検討し、その成果を発信することは当部会の使命と認識する。これにより、科学的合理性の高い安全確保及び安全規制並びにそれらに係る社会への説明責任の達成に資することができる。

再処理・リサイクル部会では、サイクル施設において想定しうる事故を体系的に検討し、シビアアクシデントとして認識し、対策の必要性を含めて検討すべき事故を科学的・技術的観点から選定する方法を明らかにすることが重要な課題であると考え、その課題を検討することを目的として、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（以下、本 WG）を設置した。本 WG は、再処理・リサイクル部会が主催し、原子力安全部会の協力を得て運営するとともに、必要に応じてオブザーバとして実務経験者を招き説明を受ける等、平成 26 年 7 月までの間に計 17 回の会合を開催した（WG 構成委員及び開催日時等を表 1.1 及び 1.2 に示す）。また、原子力規制委員会で進められていた新規制基準案に係るパブリックコメントに対して WG の意見を 2 度提出した。

本報告書は、本 WG の検討結果をとりまとめたものである。

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、これを基に対応を検討すべきシビアアクシデント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今後の課題をまとめた。再処理施設を代表とした理由は、同施設が使用済み燃料の溶解、溶解液からの U、Pu の抽出分離、高レベル廃液の処理等の化学工程、低レベルのウラン或いは廃液等を扱う工程、MOX 粉末を扱う工程、固体を扱う機械工程等から構成されている。それゆえ、再処理施設を代表にした検討結果は、他のサイクル施設でも参考とすることができるからである。

なお、サイクル施設においては、発電用原子炉施設のようなシビアアクシデント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“サイクル施設のシビアアクシデント”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、新規制基準での“重大事故”（「設

^(注) シビアアクシデントの定義は、本節にて後述。リスクとは、一般的には好ましくない事態の発生のシナリオとその発生可能性及び影響の大きさの組み合わせをいう。詳しくは付録 B の用語説明参照。

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(3.1節参照)と区別して用いている。この2つの用語は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、重大な影響を与える事故の発生を防止するという目的では一致しているが、同定する方法が異なるので異なる用語を用いることとした。なお、上述のシビアアクシデントの定義から、その選定方法は、シビアアクシデントと呼ぶべき“影響の大きい事故を網羅的に同定する手法”と、同定されたシビアアクシデントの中から、発生の可能性を考慮しつつ、施設の安全確保の観点から“対応を検討すべきシビアアクシデントを選定する手法”の2つの内容を含んでいる。

1.2 報告書の構成

本報告書は、次のように全6章より成っている。

第1章“はじめに”では、本報告書の背景と意義を述べている。

第2章では、施設が有する潜在的な危険要因を洩れなく洗い出すハザード分析手法及び同定された危険要因の事故へと進展するシナリオを体系的に分析し、その発生可能性、拡大可能性及び影響の程度を評価するリスク評価手法をレビューするとともに、リスク情報を活用した対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法を提案している。この選定方法の安全確保活動への利用可能性についても第2章で述べている。

第3章においては、リスク評価結果を活用して検討対象とすべきシビアアクシデントを選定する際に必要となる判断基準について、国内外の規制上の判断基準をレビューし、本WGとしての提案内容を説明している。

第4章においては、具体的な事故例を対象として、対応を検討すべきシビアアクシデントを選定する手順を実現するための手法を示すとともに、今後充実整備する必要のある技術的知見等を抽出し整理している。ただし、対応を検討すべきシビアアクシデントの選定を本WGが実施することは入手可能な情報及び作業量の観点から不可能であるため、手順の全体を通した実施例ではなく、対応を検討すべきシビアアクシデントの選定に必要な技術の存在を示すという観点から、評価の要素技術としての可能性評価及び影響評価(リスク評価)の適用例を示している。

第5章では、対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法とその利用方法に関する提案をまとめるとともに、評価技術及び安全管理の観点からの今後の課題について述べている。

第6章“おわりに”では、本ワーキンググループの成果として提案された対応を検討すべきシビアアクシデント選定方法が有意義に活用されることへの期待を述べている。

なお、報告書で使用する用語の定義を文末の付録Bに示す。

表 1.1 ワーキンググループの構成員

敬称略

	氏名	所属機関	備考
主査	池田 泰久	東京工業大学	
副主査	村松 健	東京都市大学	
幹事	浅沼 徳子	東海大学	
〃	阿部 仁	日本原子力研究開発機構	
〃	深澤 哲生	日立 GE ニュークリア・エナジー(株)	
委員	青柳 春樹	日本原燃(株)	
〃	池田 昭	(株)東芝	平成 25 年 10 月 18 日から
〃	井上 正	電力中央研究所	
〃	大濱 稔浩	関西電力(株)	平成 25 年 8 月 5 日から
〃	佐藤 修彰	東北大学	
〃	澤田 佳代	名古屋大学	
〃	清水 武範	日本原子力研究開発機構	
〃	竹内 努	(株)東芝	平成 25 年 10 月 17 日まで
〃	玉置 等史	日本原子力研究開発機構	平成 26 年 3 月 17 日まで
〃	塚田 毅志	電力中央研究所	
〃	中島 健	京都大学	
〃	林 昭宏	電気事業連合会	平成 25 年 8 月 5 日から
〃	平野 光将	電力中央研究所	
〃	眞部 文聡	三菱重工業(株)	
〃	丸茂 俊二	電気事業連合会	平成 25 年 8 月 4 日まで
〃	水田 仁	関西電力(株)	平成 25 年 8 月 4 日まで
〃	森岡 信男	三菱マテリアル(株)	平成 25 年 6 月 14 日から
〃	吉田 一雄	日本原子力研究開発機構	平成 26 年 5 月 8 日から それ以前はオブザーバ
オブザーバ	飯塚 政利	電力中央研究所	
〃	越智 英治	日本原燃(株)	
〃	久野 祐輔	日本原子力研究開発機構	
〃	小玉 貴司	日本原燃(株)	
〃	瀬川 智史	日本原燃(株)	
〃	関根 啓二	日本原燃(株)	
〃	玉内 義一	日本原燃(株)	
〃	藤田 玲子	(株)東芝	
〃	松岡 伸吾	日本原燃(株)	

表 1.2 ワーキンググループの開催日等

回数	開催日	場所	主な議論内容
第 1 回	平成 25 年 4 月 16 日	秋葉原ダイビル	WG の設立趣旨, 進め方
第 2 回	平成 25 年 4 月 26 日	秋葉原 UDX ビル	WG 趣意書, 重大事故選定方法
第 3 回	平成 25 年 5 月 17 日	東大工学部 8 号館	設計基準事故
第 4 回	平成 25 年 6 月 14 日	秋葉原ダイビル	検討の方向性, 外部事象評価例
第 5 回	平成 25 年 7 月 9 日	電中研大手町	今後の進め方
第 6 回	平成 25 年 7 月 18 日	電中研大手町	SA の定義
第 7 回	平成 25 年 8 月 5 日	電中研大手町	新基準骨子案へのコメント
第 8 回	平成 25 年 8 月 27 日	物産ビル別館	具体例評価
第 9 回	平成 25 年 9 月 9 日	電中研大手町	SA の定義
第 10 回	平成 25 年 9 月 24 日	秋葉原ダイビル	SA の選定
---	平成 25 年 10 月 11 日	メール審議	新基準政令案へのコメント
第 11 回	平成 25 年 10 月 18 日	電中研大手町	SA の対策
第 12 回	平成 25 年 11 月 14 日	秋葉原 UDX ビル	報告書案
第 13 回	平成 25 年 12 月 6 日	電中研大手町	報告書案
第 14 回	平成 25 年 12 月 27 日	秋葉原ダイビル	報告書案
第 15 回	平成 26 年 2 月 20 日	電中研大手町	報告書のまとめ方
第 16 回	平成 26 年 5 月 8 日	電中研大手町	報告書案
第 17 回	平成 26 年 7 月 18 日	三菱重工品川ビル	報告書最終案

SA : シビアアクシデント

2. 対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法

2.1 基本的な考え方

(1) これまでの安全評価の考え方と福島第一原子力発電所事故以降の変化

これまでのサイクル施設の安全設計は、決定論的安全評価手法により、その妥当性が確認されてきた。すなわち、施設に内包する潜在的な危険要因が事故として顕在化し、施設外へ放射性物質が放出される事態に至るシナリオを代表する設計基準事故を想定して、事故の発生及び拡大の防止策、事故影響の緩和策として設計された安全確保策の有効性を評価し、安全設計の妥当性を確認する手法である。設計基準事故では、事故原因として関連する系統や設備の単一故障等を仮定し、事故影響が評価される。しかし、福島第一原子力発電所事故の経験から、設計基準事故の想定を超える事象のリスクを認識して深層防護の厚みを増すことが必要となった。

発電用原子炉施設での放射性物質が環境中に放出される事故としては、炉心が大規模に損傷し、炉心に集中する放射性物質が圧力容器さらには格納容器から拡散する事故及び使用済み燃料プールの燃料が冷却機能の喪失により大規模に破損する事故であり、環境に放射性物質が放出されるとその影響は極めて大きい。この事故を発電用原子炉施設のシビアアクシデントとし、そのリスクは、影響が甚大との前提の下に発生頻度だけで評価されることが多い。一方、サイクル施設のシビアアクシデントは、これまで定義されていなかった。

福島第一原子力発電所事故の教訓から、原子炉等規制法により重大事故への対策が要求されたことを受けて、旧原子力安全基盤機構（JNES：Japan Nuclear Energy Safety Organization）において加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討が成された。この検討では、重大事故の定義について、文献調査に基づいて従来明確な定義がなかったことを指摘した上で、“核燃料物質が臨界事故状態になること。その他設計基準事故を超える事故であって、閉じ込め機能を喪失する又は喪失するおそれがある事故”と提案した。

サイクル施設の事故の種類として、臨界、蒸発乾固^(注)、水素爆発、有機溶媒等による火災又は爆発等が通常挙げられる。また、放射性物質は、様々な工程中に多様な形態で存在し、その取扱量も施設により異なり、事故の種類、発生場所により環境への影響も異なり、かつ想定される事故影響は必ずしも甚大ではないので、事故の発生及び拡大防止及び影響緩和策も一様ではない。それゆえ、事故の重大さは、事故の種類で表すことはできず、事故の発生可能性と環境への影響を組み合わせた尺度で捉えるのが適切と判断される。そこで、本報告書では、サイクル施設のシビアアクシデントを“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”と定義することとした。サイクル施設のシビアアクシデントは、多種・多数のシナリオから成る可能性があり、

(注) 貯槽内の高レベル濃縮廃液は冷却設備によりその崩壊熱が除去されるが、冷却機能が喪失すると、蒸発から沸騰により乾固に至る過程で放射性物質が蒸気に同伴、あるいは揮発して環境に放出されるおそれが出てくるので、事故として取り扱われる。この事故を、新規基準に依り蒸発乾固という。

それらの発生可能性及び影響は様々であって、発電用原子炉施設のように炉心損傷、それに引き続き発生する可能性のある格納容器破損のように単一ではない。それゆえ、様々な事故シナリオの発生可能性及びその影響の大きさ、即ちリスク評価の結果として得られるリスク情報を活用した対応を図る必要がある。

設計での想定を超える事象のリスクを評価するには、それをを超える自然現象や多重故障により引き起こされる事故を含めて考える必要がある。原子力の安全に係る分野では、リスク評価の方法として、確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）が有効な方法の一つと考えられ、PRAから得られるリスク情報の活用が重要とされてきた。

サイクル施設では、PRA以外のリスク評価手法も考えられるので、リスク情報を活用した対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法を述べるに先立って、サイクル施設のリスク評価手法の開発経緯を述べる。なお、本WGは、シビアアクシデントの影響について一般公衆への被ばく影響だけではなく、環境汚染、さらには従事者の被ばくも考慮する必要があると考えるが、以下では一般公衆への被ばく影響を中心に述べる。

(2) サイクル施設に関するリスク評価手法の開発の経緯

米国電力研究所（EPRI：Electric Power Research Institute）が、1970年代後半に発電用原子炉施設と同様の手法でサイクル施設のリスクを把握するための評価を実施し、発電用原子炉施設と比較している^{2), 3)}。この評価結果によれば、サイクルを構成する施設の中では再処理施設とMOX燃料加工施設が比較的大きいリスクを持つが、単位発電電力量当たりの公衆のリスクへの寄与としては、発電用原子炉施設によるリスクが支配的であるとの結果となった。

その後、2000年に米国原子力規制委員会（NRC：Nuclear Regulatory Commission）は、臨界事故防止の観点から、サイクル施設だけでなく臨界量を超えて核物質を取扱う施設を対象とした連邦規制法典10 CFR Part 70⁴⁾を改訂するとともに、規制のガイドラインとして、サイクル施設を対象とした標準審査計画（SRP：Standard Review Plan）⁵⁾を策定した。10 CFR Part 70では、事業者に対して、総合安全解析（ISA：Integrated Safety Analysis）⁶⁾を実施し、すべての潜在的な事故を同定し、その影響と発生可能性を評価することを求めるとともに、ISAの結果を利用して、3段階に区分された影響の大きさに応じて、発生可能性（Likelihood）を抑制するために必要な設備や管理手順を安全確保要件（Items Relied on for Safety, IROFS）として定め、それを適切に維持するよう求めた。すなわち、事故の影響のレベルに応じて発生可能性の抑制を図る適正な安全対策を求めるグレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方が適用されている。ただし、NRCは、ISAについては、発生可能性を厳密に定量的に求める発電用原子炉施設のPRAレベルでのリスク評価の実施は要求しておらず、SRPには発生可能性の定量的な評価基準の策定の基本的な考え方及び発生頻度をオーダーで表す発生頻度指標を用いた半定量的な評価方法が例示されている。NRCが既存のWASH-1400⁶⁾のPRA手法ではなく、半定量的なリスク評価を容認した根底には、評価手法にも影響のレベルに応じた詳細さを求めるというグレーデッドアプローチの考え方があり、事業者に対して施設の危険性をリスクとして把握し、設計・建設さらに日常の運転管理に反映させることに主要な狙いがある。

その後、2000年代のブッシュ政権の頃、発電用原子炉施設の新規建設の機運に応じて再

処理施設の建設が検討されたため、NRC はその規制基準を検討し、スタッフ報告書 SECY-11-0163⁸⁾ に規制上の課題と解決のための方策を示した。この中で、再処理施設は核燃料加工施設よりも複雑でかつ潜在的により大きい影響をもたらす事故が想定され得るため、甚大な影響をもたらし得る事象 (Very high consequence event) に対しては、定量的かつ詳細なリスク評価が必要であるとした。多様な工程を含む再処理施設の評価手法として、ISA と PRA を併用することを提案している。

我が国でも、サイクル施設にリスク情報を活用するという米国の動きに前後して、1980年代に日本原燃(株) (JNFL: Japan Nuclear Fuel Limited)、旧日本原子力研究所、旧動力炉核燃料開発事業団、旧原子力発電技術機構において、再処理施設のための PRA 手法開発が開始された。その後、民間ウラン燃料加工施設における臨界事故の事故調査委員会報告書⁹⁾では、この事故の背景として、施設の持つリスクを俯瞰できず、リスクに応じた対応が準備できていなかったことが挙げられ、「リスクを基準とする安全の評価」への意識の転回が求められた。また、その教訓を踏まえて、ウラン加工施設や MOX 燃料加工施設に ISA や PRA を適用する研究も産業界及び旧 JNES、日本原子力研究開発機構 (JAEA: Japan Atomic Energy Agency) でなされてきている。さらに、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴い、2006年に旧原子力安全・保安院は、再処理施設に対しても地震が有する「残余のリスク」^(注)について、定量的評価手法の確立に向けた取組みについて報告するよう、再処理事業者に求めた。

その後、福島第一原子力発電所事故の発生により、原子力施設のリスク評価では、内的事象 (施設内でランダムに発生する故障や過誤により引き起こされる事象) に加えて、地震や津波などの自然現象を含めた外的誘因による事象をも考慮することが重要であることが再認識された。

なお、英国では米国に先んじて PRA を規制に取り入れる制度が整備され、これに基づいて再処理施設についても PRA が適用されてきている。また、フランスでも 1980年代に再処理施設高レベル濃縮廃液の冷却機能喪失事故への PRA 適用研究がなされた。

(3) リスク評価の必要性和グレーデッドアプローチ

以上のように、サイクル施設においても 1980年代以後、リスク評価の適用研究が続けられ、英国及び米国では、既にリスク情報を参考にした規制が導入されている。サイクル施設において、対応を検討すべきシビアアクシデントを選定するためのリスク評価の必要性和英米で実際に実施されたリスク評価手法の特徴をまとめるならば、次の通りである。

1) リスク評価の必要性について

- ① シビアアクシデントの同定には、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てシビアアクシデントに至るシナリオを系統的に洗い出し、その影響の拡大可能性を検討できる手法が必要である。また、多重故障のシナリオは多数あるので、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。このような手法として、これまでに PRA が開発されている。

(注) 付録 A の脚注を参照

② シビアアクシデントは、設計での想定を超える自然現象が誘因事象となって発生する場合があります。設計での想定を上回る現象の発生可能性とその発生による影響を評価できる手法が必要である。特に、重大な影響があり得る場合には、自然現象の強さと発生頻度の関係を定量的に評価するハザード評価（一般に、外的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ぶが、本報告書で言う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）を含むリスク評価が必要である。

2) グレーデッドアプローチの重要性

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。

本WGでは、上記の背景を踏まえ、対応を検討すべきシビアアクシデントを選定する方法に関して、現状利用できる技術をレビューし、その選定手順を検討した。なお、本報告書で検討する対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法とは、サイクル施設で発生し得る事故を系統的に分析してシビアアクシデントに至る事故を同定するとともに、それらから対策の必要性の検討を含めて、安全確保の観点で検討を要するシビアアクシデントを選定する一連の方法を意味している。

2.2 選定の手順

(1) 選定手順の概要

サイクル施設では、放射性物質が様々な工程中に様々な形態で存在し、放射性物質の取扱量及びその取扱い環境がそれぞれ異なる。このため、対応を検討すべきシビアアクシデント選定手順においては、放射線又は放射性物質が閉じ込め境界を越えて環境に至るおそれ、いわゆる危険要因がどのような場所に存在するか、またどのような事故の種類が想定できるかを網羅的に分析し、抜け落ちなく同定する必要がある。さらに、この分析においても地震や津波等の外的誘因事象による影響が、工程にどのような影響を与えるかについても考慮し分析を行う必要がある。なお、サイクル施設には、再処理施設のように放射性物質だけでなく化学物質を扱う施設もあるが、本報告書では、放射性物質による公衆への影響の観点から検討を行うこととする。

次に、分析により同定された危険要因には、その潜在的影響が著しく小さい事象、またその発生の可能性が想定できないような事象を含む非常に多くの危険要因が想定される。これらの中から事故として顕在化し、安全確保の観点で検討を要する事象を何らかの基準に基づき選定する必要がある。それゆえ、2.1 節に示した背景を踏まえ、ここで提案する対応を検討すべきシビアアクシデントの選定手順では、リスク情報を参考にして選定することが合理的であると考えられる。

ここで選定の対象となる事故について補足説明する。まず、事故のシナリオとは、事故の発端となる故障やトラブルの発生から、事故の拡大、影響の発生、終息までの筋道の全体を言うこととする。事故のシナリオが発生条件及び影響の観点で類似しており、一つの

グループとして考えることができる時は、そのグループを一つの事故として扱うことにする。本報告書では、このようにしてグループ化された事故を対象として、シビアアクシデント又は対応を検討すべきシビアアクシデントとして選定する方法を述べる。

選定の判断の指標として活用できるリスク情報を得るため、抽出した危険要因が具現化する事故シナリオを同定し、その事故の発生可能性の定量化及び具現化した際の影響を評価（影響評価）する。対応を検討すべきシビアアクシデントの選定のためのリスク情報である発生頻度及び影響の評価には、次のような理由から合理的なパラメータの利用が重要と考える。

シビアアクシデントの発生頻度や影響の評価では、多重故障や経験の少ない現象等不確実さを含む要因が多い。このような情報不足及び情報の不確実さが評価結果に及ぼす影響を回避するため設計基準事故の影響評価では、適切な安全余裕をもたせた保守的な値を用いている。シビアアクシデントのリスク評価において、全ての因子に保守的な値を用いて評価した場合、その結果がどの程度の裕度を持つのか不明瞭となるだけでなく、場合によっては発生可能性の大きい事故シナリオが不明確となる。これが原因で合理的なシビアアクシデントの発生防止及び影響緩和対策が抽出できなくなり、非合理的な設計や不要な対策の要求に繋がる可能性がある。このような理由から、対応を検討すべきシビアアクシデントの選定のためのリスク評価では、合理的なパラメータの利用が重要である。

発電用原子炉施設に関する国際原子力機関（IAEA：International Atomic Energy Agency）の安全基準¹⁰においても、設計基準事故を超えた状態ではあるが、放射性物質の放出を抑制できることを合理的なパラメータを用いる最適評価手法で確認するプラント状態を設計拡張状態（Design Extention Condision）と定義し、設計拡張状態にはシビアアクシデントまで含めることがあるとしており、シビアアクシデントについては、最適評価手法の適用が基本となることを示唆している。

以上のことから、シビアアクシデントの発生頻度及び影響の評価では、合理的なパラメータを用いる最適評価を基本とし、必要に応じて不確実さ評価を加えることが望ましい。

ただし、サイクル施設のなかには、リスクを低減する対策を講じずとも本質的にリスクが小さい、即ち、潜在的な影響が小さい施設も存在する。また、再処理施設のような様々なリスクレベルの事故が想定される施設又は事故に対しては、保守的なパラメータでおおよそのリスクを評価し、十分に許容できるレベル以下にあることを示すことができればよいとの考え方もある。したがって、発生頻度評価や影響評価の詳細さは、評価対象施設又は事故の潜在的な影響の大きさに応じてその評価手法を選択し、例えば発生頻度評価であれば、影響の小さい施設に対しては、定性的な評価も許容される等、評価の目的（対象）に応じて手法を選択するグレーデッドアプローチを許容するものである。

以上の背景に基づき、“対応を検討すべきシビアアクシデント選定手順”として、図 2.1 に示す下記のフローを提案する。

- ① 危険要因がどこにどのような形で存在するかを同定（ハザード分析）する（2.3.1 節で説明）。
- ② 同定された危険要因の中には、拡大可能性を考慮した影響の観点からシビアアクシデントとして評価する必要のない異常事象も含まれることから、簡易手法等による保守

的な評価を実施し、影響が十分に小さいことが確認された危険要因は評価対象外とする（2.3.2 節で説明）。

- ③ 候補事象の有するリスクを下記手順で評価し、得られたリスク情報を活用して選定を行う。
 - i) シナリオの体系的分析（2.3.3 (1) 節で説明）
類似の事象は必要に応じてグループ化する。
 - ii) 発生及び拡大可能性（頻度）の評価（2.3.3 (2) 節で説明）
 - iii) 影響評価（2.3.3 (3) 節で説明）
- ④ 得られた情報を参考に、“対応を検討すべきシビアアクシデント”を選定（2.3.3 (5) 節で説明）する。

なお、現行施設では、設計基準での想定を超える条件で起こる事故に対しても、既往の設備の活用及び新規基準に沿った重大事故等対処設備によりリスクを低減させる方策（アクシデントマネジメント策、AM 策と略）が整備されつつある。このような施設においては、設計基準事故対策のみを考慮して評価した場合は、AM 策を講じている事象も含めた「対応を検討すべきシビアアクシデント」が選定される。また、AM 策を含めて評価した場合は、その段階での「新たに対応を検討すべきシビアアクシデント」が選定される。

今回提案する選定手順の各ステップにおける評価方法については、2.3 節において詳しく述べる。

(2) 総合的な安全性向上活動における提案方法の利用可能性

以上に述べたリスク情報を活用した対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法は、現在又は近い将来にリスク評価の方法が重要なリスク要因を網羅できることを前提としている。この報告書では、この観点から第 4 章において現状の技術でも、地震を含めた広範なリスクを評価できることを示すが、それでもテロ等定量的なリスク評価になじまない事象もあり、上述の選定方法は、そのような事象はカバーしていないことに留意する必要がある。

このため、現実の対策においては、旧 JNES の報告書「加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方」において述べられているように、シナリオレスの方策（具体的な原因を明示せずに施設の事故状態を想定した対策）を含めて、合理的に可能な限り広い範囲の事象をカバーできるような柔軟性のある対策を考える必要がある。従って、リスク情報のみに基づく対策では不十分であることは言うまでもない。

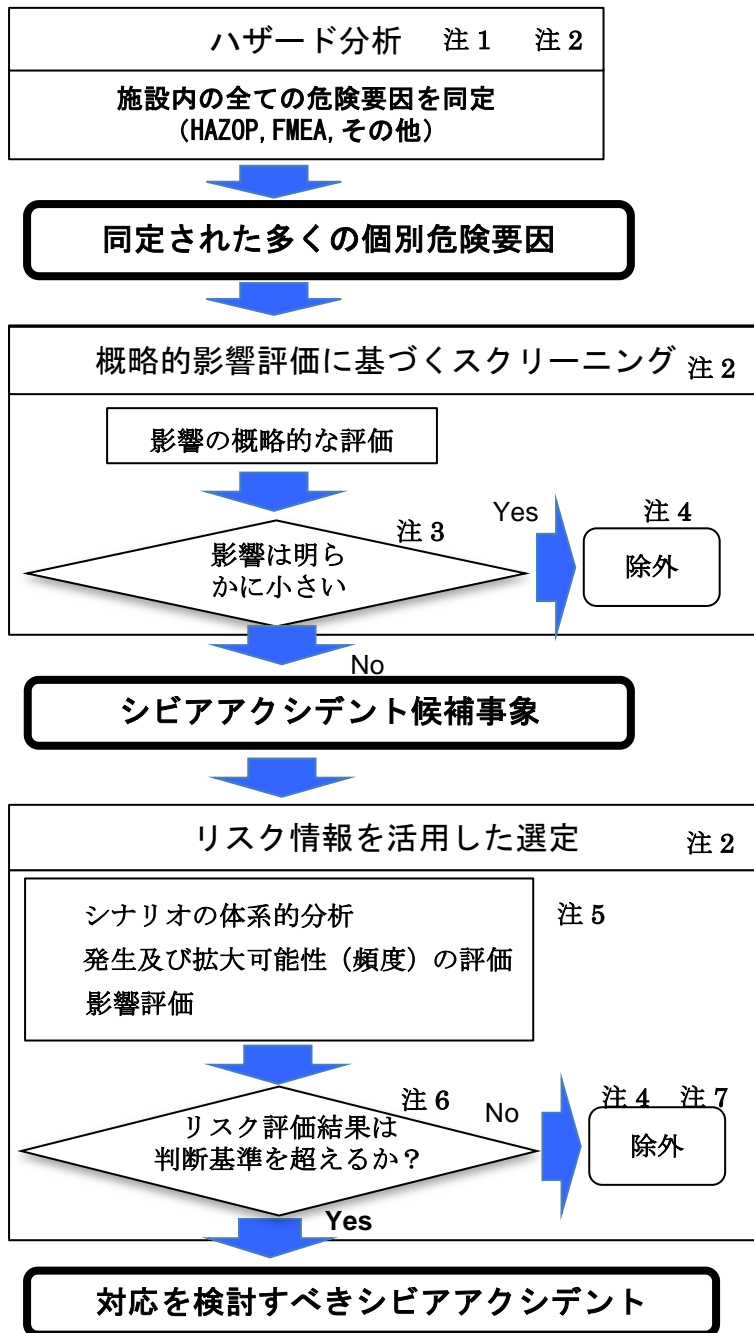
しかし一方で、リスク情報の活用には、次のような重要な利点がある。

- 多重故障や設計基準を超える事故を含む体系的分析により、シビアアクシデントに至るシナリオを同定できる。
- 各シナリオの発生及び拡大可能性と影響を定量的又は半定量的に把握できる。
- シナリオ及びその発生および拡大可能性、影響の情報は、具体的対策を設計し計画する上で重要な基礎資料となる。
- 対策の有効性をリスク低減効果の観点から定量的又は半定量的に評価できるので、対

策の最適化や優先度付けに活用できる。

- リスク情報は、シナリオレスで事象の発生を仮定して対策を検討する上でも、事象の発生後の進展や影響の大きさを推定する上で有力な基礎情報となる。
- 各対策のリスク低減効果の情報は、各対策に用いる設備の保守管理等における重要度を検討する上でも参考となる。

従って、本報告書で提案するリスク情報を活用した対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法は、その限界をわきまえて利用すれば、現在の評価技術を基礎とする条件でも、今後の継続的な安全性向上及び施設の運転管理に活用できる重要な基本情報を与えることが期待できる。



注1:ハザード分析では、高影響事象の見落としを防ぐよう注意する。

注2: 外的事象については、内的事象に関する結果を基に、誘因事象ごとに必要な分析を追加する。たとえば、地震では、構造物損傷や共通原因損傷等への考慮が必要。

注3: 影響緩和機能を考慮しなくとも影響が十分小さいかを判断する。

注4: 追跡性を確保するため、除外した事象をその根拠とともに記録する。

注5: リスク評価の手法は必要に応じて半定量的手法でも良い。類似事象は必要に応じてグループ化する。

注6: 発生可能性(頻度)と影響に基づく判断基準を設定する。

注7: 除外された事象であっても安全性向上の観点から合理的に実施可能な対応の検討が望まれる。

図 2.1 対応を検討すべきシビアアクシデントの選定手順

2.3 選定手順の各ステップの詳細

2.2 節で提案した選定手順の各ステップにおける評価方法を詳しく述べる。これまでのサイクル施設を対象にしたリスク評価手法の開発整備において得られた知見を踏まえ、選定に必要なリスク情報を得るための評価手法として最良と考える手法を取り入れた。

2.3.1 ハザード分析

施設が有する危険要因がどこにどのように存在するかを明らかにする作業をハザード分析と呼ぶ。サイクル施設のハザード分析では、① 評価対象施設に内在する放射性物質毎に、② 放射線又は放射性物質が閉じ込め境界を越えて環境、公衆又は従事者に影響を与える恐れのある異常事象を体系的かつ網羅的に抽出し、③ 異常事象の発生から影響を及ぼすまでの状況の進展（粗いシナリオ）を把握する。

再処理施設は、使用済み燃料を硝酸で溶解し、溶媒抽出法を用いて分離・精製し、熱処理して製品とするように、多くは化学処理工程で構成されることから、原子力化学工場と言われる。一般の化学工場においては、1960年代以降の規模拡大と危険物質の使用により大きな事故が発生するようになったことから、安全性向上を目的とした危険要因の同定に関する様々な手法が検討・提案されるようになった。

米国化学工学協会（American Institute of Chemical Engineers: AIChE）が発刊するハザード分析手法ガイドライン¹¹⁾には、現状の主なハザード分析手法 12 種類が紹介されている。この文献において、分析の目的に応じた分析手法の選定フローが用意されており、施設全体を対象に、体系的かつ網羅的に分析を行う場合には、故障モード影響解析（Failure Mode and Effect Analysis; FMEA）、ハザードと運転分析（Hazard and Operability Analysis; HAZOP）及び What-if/チェックリスト分析が適しているとしている。

米国原子力規制委員会は、サイクル施設についてもリスク情報を活用した規制を実施するため、ISA のガイダンスを発刊し、この中でハザード分析の実施が記載され、化学処理工程を持つ施設の分析には HAZOP が適しているとしている。ISA では放射線による影響に加え、化学物質による影響も規制の対象としている。

実際、東海再処理工場の使用済み燃料受入貯蔵工程及び冷却水や圧縮空気などのユーティリティ供給設備を対象としたハザード分析には FMEA¹²⁾が、また英 THORP と東海再処理工場の溶解工程以降では HAZOP¹³⁾が、さらに六ヶ所工場では HAZOP に類似した独自の手法¹⁴⁾が用いられている。FMEA 及び HAZOP 手法の概要を以下に示す。

a) FMEA 手法

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）ごとにシステムに与える影響を分析する手法である。それゆえ、あらゆる可能性を検討できるが、詳細な設計情報に基づく分析には非常に時間がかかる。

b) HAZOP 手法

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を生じさせる原因についても分析する手法である。HAZOP では、システムに

影響を与える擾乱の原因についての分析を行うので、効率的な分析が行えるが、システムに生じる擾乱に抜けが生じると分析の網羅性が確保できないことがあり得る。そこで HAZOP では、プロセス中の温度や圧力と言った管理パラメータの変動に対して、上昇 (more) と低下 (less) のような 7 種程度のガイドワードをあらかじめ定め、パラメータとガイドワードの組合せにより生じるシステムの変動を検討することで危険要因を同定する。

分析手法には上述のようにそれぞれ特徴があるので、分析対象に応じて手法を選択することになるが、再処理施設のような化学処理工程を多く持つ施設では、大部分が HAZOP による分析が適していると考えられる。

以下、ハザード分析を行うに当たり、その実施手順とその際の注意事項をまとめる。

(1) 分析に必要な情報の収集及び分析者の選任

この項目は、2.3.1 節、2.3.2 節、2.3.3 節に共通の事項である。ハザード分析及びリスク評価には、施設の設計、運転の現状、対象施設や同種施設で発生した過去の事故／故障例等の広範な情報・知識を反映させる必要がある。また、ハザード分析やリスク評価の技術の適用方法やその限界に関しても知識・経験が必要である。適切な情報や経験が反映されるよう必要な資料を収集し、必要な知識・経験を有する人材を集めてチームを構成する必要がある。特にサイクル施設は数も少なく、このような知識を有する人材は限られているので、プロセスの設計に関わった者、運転責任者、臨界、火災及び耐震等に係わる安全工学及びリスク評価の専門家等を分析チームに加えるか又は必要に応じてコンサルティングを得られる体制をつくることが極めて重要である。

(2) 分析手法の選定

危険要因を評価する手法は種々あるが、AIChE ではハザード分析手法を、

- a) 広い範囲での危険要因の同定に適しているもの
- b) 広い範囲での危険要因の詳細な分析に適しているもの
- c) 他の手法を用いて確認された特定の事故の徹底的な分析に適しているもの

の 3 レベルに分類している。ここでは「b) 広い範囲での危険要因の詳細な分析に適しているもの」と分類された HAZOP, FMEA 及び What if/チェックリスト、もしくはこれらと同等な詳細度の結果を与える手法から、分析対象施設の特徴を考慮に入れて選択する。

(3) 分析の実施とスクリーニングの基準

分析の実施に際しては、シビアアクシデント候補事象がこの選定の過程で洩れることがないように発生の可能性が著しく低い候補事象、例えば、多重故障や静的機器の破損により発生する事象を含め拾い上げる。特に、外的事象に起因する候補事象については、共通要因による複数の施設・設備・機器の同時損傷への配慮が必要となる。また、化学

工場の特徴に鑑み、プロセスで使用及び生成する化学物質の火災・爆発等の反応性に留意する。さらに、HAZOP等の分析手法はボトムアップ的であるので、過去の事故例とともに英国、仏国及び日本で議論されているストレステストの対象事象等を参考情報とするトップダウン的方法も併用し、見落としがないことを確認することも重要である。このようにして、幅広く拾い上げられた候補事象は、以降のステップでのリスク評価の対象とされる。

2.3.2 危険要因の概略的影響評価に基づくスクリーニング

同定された危険要因が顕在化する事象の中には、詳細な評価を行わなくとも、シビアアクシデントに該当するような影響を持ち得ないことが明らかなものも含まれている。影響の概略的評価によりそのような事象を除くことを、ここではスクリーニングと呼んでいる。その代表的な方法は、異常事象が拡大した場合に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、影響が小さい事象はシビアアクシデント候補の対象外とする方法である。

2.3.3 リスク情報を活用した選定

(1) シナリオの体系的分析

ここでは、候補事象毎に、事故の発生防止及び影響緩和に係る設備情報及び運転管理情報を考慮して、原因事象から事故の影響の発生に繋がる事象の連鎖（シナリオ）を系統立てて分析する。外的事象に対しては、その原因となった外的誘因事象による機器の同時損傷などの複合的影響を考慮しつつ、事故の発生可能性（頻度）及び影響の大きさとの関連を考慮して、シナリオの体系的分析を行う。

(2) 発生及び拡大可能性（頻度）の評価

ここでは、発生可能性（頻度）とその影響の大きさで表されるリスク情報のうち、事故の発生可能性の検討及びその定量化について述べる。

本報告書では“発生可能性”と“拡大可能性”という二つの言葉を用いている。発生可能性（頻度）とは、“一般的な意味で事故として認識される状況が生じる可能性”を言う場合と、“拡大状況までを考慮に入れた事故の発生可能性”を言う場合とがある。火災を例にとれば、影響は火災継続時間とともに拡大するが、この間に消火操作あるいは酸素不足による自然消火が期待できるので、影響が拡大しある大きさとなる火災シナリオの可能性（頻度）は小さくなる。定量的に表現すれば、“影響が拡大しある大きさとなる火災シナリオの可能性（頻度）”＝“事故として認識される状況が生じる頻度（発生可能性）”×“拡大確率（拡大可能性）”となる。

ハザード分析において同定された事故の情報は、発生する場所、事故の種類及び概略的な事故原因と影響である。このため、実際にどのように事故が発生するか、また発生した事故がどのように拡大していくか、さらにどのように放射性物質が環境に放出されるかを以下の手法を用いて各々検討する。

1) イベントツリー分析法による事故シナリオの定式化

サイクル施設では、事故発生を防止するだけでなく、発生した事故が拡大することを防止し、さらに環境への放射性物質の放出を抑制する設備を持つ。このような拡大防止策や放出抑制策（両対策を“影響緩和策”と言う）の失敗により、どのように事故が拡大していくか、また最終的にどのような経路を経て放出されるかを分析する必要がある。

このような分析に適した方法としては、イベントツリー分析 (ETA : Event Tree Analysis) が挙げられる。ETA は、WASH-1400 において、事故の影響が起因事象及び影響緩和策の成功/失敗に大きく依存することを考慮しつつ、多数の事故シナリオを効率的に分析できるようにするために考案された分類方法であり、発電用原子炉施設及び再処理施設に関する PRA 研究でも ETA が用いられてきており、それ以外に事故の進展シナリオの分類方法としてリスク評価で広く用いられている方法はない。ETA では、事故の発端となる事象(起因事象)を、事故の影響の特性やその緩和に必要となる設備・操作の類似性を考慮して類似のものをグループにまとめた上で、そのグループ化された起因事象を出発点として、影響緩和策を示し、これらの成功/失敗の組合せを樹形図で表現し(このようにシナリオをイベントツリーで分類したときの各パスを事故シーケンスと呼ぶ)、そのうちで放射性物質が環境に至るような組合せを同定する。なお、影響緩和策が失敗する条件が複雑な場合は、以下に説明するフォールトツリー分析 (FTA) によりその原因を分析する。

2) フォールトツリー分析法によるシナリオ構成要素の機能喪失発生可能性の定式化

フォールトツリー分析 (FTA : Fault Tree Analysis) とは、想定する機能喪失の原因を分析する方法である。この手法では、分析の対象となる機能喪失を頂上事象として捉え、その機能喪失が生じるにはどのような条件が必要か、また条件同士の関係を分析する。すなわち、複数の条件のうち、いずれか一つの条件の成立で事象が生起するのか (or 条件)、それとも考えられる条件すべてが成立した場合にのみ事象が生起するのか (and 条件) 等を考慮し、さらに同定した条件が成立する条件の分析を繰り返して機能喪失の原因を探求する。この分析の際に、地震等の外的要因により発生条件が変わる (外的要因を共通の原因として同時に機能喪失する) ものがあるかについても検討する。

3) 同定した事故の発生可能性の定量化

事故の重要性の比較のため、1)及び2)の手法を用いて同定した発生シナリオごとにその発生可能性の定量化及び発生した事故による影響の定量化を行う。なお、事故影響の定量化については、後述の「(3) 影響評価」にてその方法を述べる。

発生可能性の定量化には、事故シナリオの分析に用いた FT 及び ET を用いる。本項では PRA を用いた定量化方法について、次項 4)では半定量的な方法について説明する。

FT を用いてこれ以上原因を展開しない事象 (基事象) に対しは、その事象の発生確率を与える。しかし、基事象の機器故障率や人的過誤率について、サイクル施設を対象に整備されたものは少ない。再処理施設を対象にしたものは JNFL の報告書^{15), 16)}で参照しているが、文献としては公開されていない。それゆえ、過去のサイクル施設を対象にした PRA では、発電用原子炉施設 PRA のために整備した機器故障率及び人的過誤率を援用もしくは参考に工学的判断を加えて用いている。

以下では、発電用原子炉施設等を対象とした機器故障率の整備に関する文献^{17), 18)}から、サイクル施設へ援用するとした場合に適用できると考えられる注意事項をまとめた。なお、文献から得られる注意事項をすべて満たすような場合は少ないため、優先順位を検討し、その結果も合わせて示す。

評価対象とは異なる施設の機器故障率等を援用する際の留意事項

a) 最優先事項

評価モデル中の機器と機器の設計特性、機器間の境界（対象機器の故障として考慮する範囲）、保守や試験手順、運転管理条件、運転履歴等類似性が認められること。

b) 推奨事項

①a)の全てを満足できない場合には、故障率データは、対象施設の保守管理に近い状況で管理されていると見なせるデータに基づくことが望ましい。

②援用する故障率には、不確かさ分布に関する情報を伴うことが望ましい。

③故障率データが無く推定値を用いる必要がある場合には、日本原子力学会の標準¹⁹⁾等で推奨されている方法によることが望ましい。

c) その他

援用故障率に専門家判断を加え補正した場合には判断根拠や補正過程を明確化しておくこと。

4) 発生頻度及び確率の半定量的な評価手法

施設の特性や評価の目的に応じて、グレーデッドアプローチの考え方にに基づき半定量的方法を適宜選択してもよい。サイクル施設においては、半定量的なリスク情報であっても活用可能な場合が多い。

半定量的にリスクを把握するためには、設備やシステムの機能喪失に着目した分析が有効である。ISAでは、対象に応じて機器のレベルでなく設備やシステムの機能のレベルで失敗の発生可能性を評価する方法を用いている。ISAにおける発生可能性の評価では、ハザード分析により同定された事故が発生しないように採られている対策を同定し、これらの対策の管理に着目して、0から-6で表す発生頻度指数もしくは確率指数を与える。ここでいう対策の管理とは、例えば、人的管理であれば、その操作は通常行うものか／まれにしか行わないものか、冗長性はあるか、時間余裕はどの程度か、また対策が機器のみで構成されているものであれば、能動的機器／受動的機器、冗長性の有無に基づき指数を与える。その他、事故の原因となる故障等については、施設寿命中に何回想定できるかという定性的根拠に基づき指数を与える場合もある。

サイクル施設において想定される異常事象もしくは事故は、その種類と発生する場所の組合せによりその数は非常に多くなる。しかし、収束のための発生防止対策及び影響緩和対策に類似性があれば、想定される異常事象もしくは事故をグループ化して、発生可能性評価はそのグループの代表事象に対し行えば良く、後述の影響評価についても類似性を利用した評価を行えば良い。

(3) 影響評価

原子力施設の安全設計の妥当性を判断する設計基準事故に係る安全評価では、指標として施設周辺の公衆の被ばく線量が用いられる。公衆が被ばくする要因は、以下の4項目が想定されている。

- a) 環境中に放出されたエアロゾルに含まれる放射性物質を体内に取り込むことによる被ばく
- b) 空中を移行する希ガス及びヨウ素のような揮発性の放射性物質から発生する放射線による被ばく
- c) 臨界事故時に施設内での核分裂反応により発生する中性子線等の直接到達する放射線による被ばく
- d) 建屋構築物等（遮へい）を透過して施設の外部へ漏れ出た放射線が、施設上方の空気中で散乱されて地上に向かう放射線（スカイシャイン線）による被ばく

サイクル施設で想定される事故では、a)及びb)が被ばくの主要因である。これらの評価に必要な施設外へ移行する放射性物質の量を求める手法として五因子法が広く用いられている²⁰⁾。五因子法により得られた放射性物質の放出量から周辺公衆の被ばく線量を計算する場合、相対濃度と相対線量を用いて行う。

なお、臨界事故では、4項目全てが要因となる。c)及びd)による被ばくの評価は、構造物による遮へい効果を考慮した評価を必要とするため、ここでは分析の対象としない。

五因子法は、放射性物質の施設外への移行過程を段階的に区分し、放射性物質の放出量（ST: Source Term）を、放射性物質の存在量（MAR: Material at Risk）、MARのうち事故の影響を受ける割合（DR: Damage Ratio）、気相への移行率（ARF: Airbone Release Fraction）及び放出経路での低減率（LPF: Leak Path Factor）、呼吸により体内へ取り込まれる粒子の割合（RF: Respirable Factor）の五つの因子の掛け算によって算出するものである。即ち、

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

この方法は、事故時の放射性物質の移行・放出挙動を考える場合に必要な因子と因子間の関係を整理し明確化するという意味で有用であり、我が国ではサイクル施設の事故影響の評価に広く用いられている。シビアアクシデントの影響評価にも使用可能である。図2.1に示す選定の手順の前段での概略的影響評価では、「影響緩和機能を考慮しない」条件としてLPF=1を用いることが考えられる。パラメータの選定に際し、評価対象条件に適合した信頼性の高い実験データ・解析データが存在しない場合は、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）²⁰⁾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。火災、爆発、短時間の放射性物質の漏れのような事故では、五因子法の考え方に基づく評価が適切な場合が多い。しかし、五因子法には、放射性物質の放出継続時間を考慮できない。例えば、高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事故のように長期間に亘って推移する事象で、拡大防止策等により、途

中で事象が収束するような場合の評価では、事故の推移時間に応じて MAR 又は DR を設定することで、補正する必要がある。

LPF は、放射性物質の漏えい経路をどのように想定するかによって大きく変わる。最適評価では、適切な漏えい経路を想定し、信頼性が確認されている熱流動・物質移流を計算する解析コード等を用いて計算によって求めることが必要である。特に、影響の大きいシビアアクシデントを評価対象とする場合には、地震等の外的誘因事象によって施設が受ける損傷の度合いによっては放射性物質の漏えい経路が変わり、地上放散等が生じる可能性も想定され、最適評価の観点から、計算コード等による解析に基づく評価が必要と考えられる。また、放射性物質が換気系を経由して放出される場合には、HEPA (High Efficiency Particulate Air) フィルタ等の除去機能を考慮することになる。この場合、換気系排風機の稼働が必要な場合は特に、事故並びに外的誘因事象の影響による機能低下の影響を検討することが重要である。

上述の手法により得られた ST から周辺公衆のリスクを評価する代表的な手法として、以下がある。

a) 発電用原子炉施設のレベル 3PRA 手法

評価対象施設での全方位の風向及び風速等の気象条件の出現頻度と着目地点での被ばく線量のセットで公衆のリスクを評価する。被ばく経路には、放射性雲からの外部被ばく、呼吸による内部被ばくに加えて、地表に沈着した放射性物質からの外部被ばく、再浮遊による吸入、食物摂取による内部被ばく等の長期的影響も考慮される。また、必要に応じて環境影響、経済的影響の評価がなされる場合もある。

b) 旧「発電用原子炉の安全解析に関する気象指針」に基づく評価

設計基準事故による安全設計の妥当性判断を評価するために、97%の出現頻度の気象条件を基に、敷地境界での被ばく線量を評価する。この評価では、放射性プルーム通過時の吸入による内部被ばくと外部被ばくのみを対象としている。

旧原子力安全委員会の「発電用原子炉の安全解析に関する気象指針」では、b)で述べた周辺公衆の被ばく線量を計算するには、相対濃度と相対線量を用いて行う。以下の考え方で公衆の被ばく線量を計算している。

1) 放射性物質吸入による内部被ばくの実効線量 (D_I) 評価

上述の五因子法等で求めた各核種の施設外への放出量 ST_i に、人間の呼吸率 R (m^3/s)、気象条件に基づく相対濃度 χ/Q (s/m^3) 及び吸入による各核種の実効線量係数 K_{Li} (Sv/Bq) を乗ずることで D_I を求めている。

$$D_I = \sum_i ST_i \cdot R \cdot \chi/Q \cdot K_{Li}$$

2) 放射性雲からの外部被ばくの実効線量 (D_Y) 評価

相対線量 D/Q (Gy/Bq)に事故期間中の希ガスの大気放出量 Q_{γ} (Bq) (ガンマ線実効エネルギー0.5 Mev 換算値) 及び空気カーマから実効線量への換算係数 K_2 (Sv/Gy)を乗ずること
で、敷地境界外における D_{γ} を求めている。

$$D_{\gamma} = D/Q \cdot Q_{\gamma} \cdot K_2$$

(4) 外的事象に対する発生頻度及び影響評価における留意事項

上述の(1)シナリオの体系的分析、(2)発生可能性(頻度)の評価、(3)影響評価の3つのステップは、施設外からの外乱による事象も考慮して行う必要がある。基本的な考え方は上述の通りであるが、外的事象を考慮する際に留意すべき事項を以下にまとめて述べる。なお、地震、津波等の自然現象及び航空機落下等の人間の活動に起因する事象を含めて、施設内で発生する事象の誘因となる事象を“外的誘因事象”と呼び、それにより引き起こされる施設内の事象を“外的事象”と呼ぶこととする。

1) 外的事象の同定と発生頻度及び影響評価の一般的な手法

外的事象によるシビアアクシデントの同定と発生頻度評価についての一般的な手法として、PRA手法と裕度評価(Margin Assessment)法²¹⁾がある。はじめにPRA手法、次いで裕度評価法について述べる。PRA手法には影響評価も含まれている。

a) 外的事象に関するPRA手法

外的事象に関するPRA手法については、外的誘因事象ごとに評価手法を整備する必要がある。地震及び津波については、発電用原子炉施設に関して日本原子力学会標準委員会により実施手順の標準が整備されている^{22), 23), 24)}。その手法は、共通に以下のステップを含んでおり、その他の外的誘因事象についても同様の考え方が適用できる。

① プラント情報の収集と事故シナリオの概括的検討

施設の立地条件、設計、運転等の情報を基に、注目する外的誘因事象の起こり易さ、強さの程度、施設への影響の経路、起こり得る事象、事故シナリオ分析で留意すべき事象の因果関係等を概括的に検討し、評価対象とする事象、システム、機器及び損傷モード等の範囲を設定する。

② 外的誘因事象のハザード評価

サイトの位置その他の立地条件に基づいて、外的誘因事象により施設に加えられる外乱の強さ(地震動の強さ、津波の高さ等)に応じた発生頻度を評価する。ただし、ここでのハザードとは施設が有する潜在的な危険要因ではなく、施設に対する外的誘因事象の危険性であること及びその発生頻度の評価を含む概念であり、本報告書で言う施設のハザード分析でのハザードと意味が異なる。

③ フラジリティ(fragility)評価

外的誘因事象による外乱の強さ(地震動の強さ、津波の高さ等)に応じて、施設内の建屋や機器の損傷の発生条件付き確率を関数として表現したものをフラジリティといい、これを評価する。

④ 事故シーケンス評価

外乱により発生する事故のシナリオを安全機能の成功／失敗の組み合わせ（これを事故シーケンスと呼ぶ）として表現して、その発生頻度を評価する。

⑤ 影響評価

事故シーケンスごとに、その後の事故の進展をさらに格納容器内事象に関する ET で表現して、それに沿った事故シミュレーションにより放射性物質の放出の頻度と放出量を評価する。さらに必要に応じて公衆の健康リスク、環境への影響を評価する。発電用原子炉施設の PRA では、このステップは施設内の進展を分析するレベル 2PRA と環境影響を評価するレベル 3PRA に分類し、それぞれのために標準が整備されており、それを参照できる。ただし、これらの標準は内的事象を想定して作成されたものであり、外的事象に適用するときには、注意が必要である。特に留意すべき点としては、レベル 2PRA では、外的誘因事象により安全上重要な構築物、系統及び機器（SSC：Structure, System and Component）を含む多数の SSC が同時に損傷する事故シナリオがあること、外的誘因事象が原因となって直接格納容器機能が喪失するシナリオがあり得ることなどを考慮すること、レベル 3PRA では、交通通信手段への影響等により避難など防災対策の実施を妨げる要因を考慮することなどがある。

以上の発電用原子炉施設に関する手順は、サイクル施設でも参考にできる。ただし、事故影響評価のために事故シナリオを分類する ET については、発電用原子炉施設の場合は放射性物質の所在が炉心と使用済み燃料プールに集中しているが、サイクル施設では放射性物質の所在、形態、事故の形態が多様であるという特徴を踏まえて、対象施設での事故時の放出量に大きい影響を与えるシステムや現象を選定して、その状況を表現できるよう ET の分岐を定めることとなる。一般的には、サイクル施設の安全設備は発電用原子炉施設より単純なので個々の ET の分岐は少なくなる。また、外的誘因事象により緩和設備やアクシデントマネジメントの実施に悪影響を及ぼす可能性を考慮することは発電用原子炉施設と同様である。

例えば、地震に関する評価では、次のようになる。

① プラント情報の収集と事故シナリオの概括的検討

サイト周辺の活断層や観測記録等の地震源に関する情報、地盤の強度や地震波の増幅の特性、建屋の耐震設計及び応答特性、システム構成の特徴、事故時の運転手順やアクシデントマネジメントの手順等を調査し、これを基に考慮事項や解析方法を検討する。

② 地震ハザード評価（地震危険度評価ともいう）

施設周辺の活断層や歴史地震の情報等に基づき、地震ハザードを評価する。なお、地震ハザードとは、対象サイトでの地震動の発生頻度（地震動の超過頻度）を地震動の強さの関数として表現したものである。地震動の強さは、ある基準位置（解放基盤等）での最大加速度等で表現する。

③ フラジリティ評価

外的誘因事象が地震の場合、フラジリティは、建屋や機器の損傷確率を地震動の強さの関数として表現される。地震動に対する建屋や機器の揺れ方(地震応答)を評価する応答評価とそれに対する強さを評価する耐力評価を行い、その結果に基づいてフラジリティを評価する。

④ 事故シーケンス評価

発生し得る事故のシナリオを ET や FT を用いて表現し、フラジリティ評価の結果を用いて、その発生確率をサイトでの地震動強さの関数として評価する。また、地震ハザード評価の結果と合わせて、炉心損傷事故発生頻度等を評価する。さらに重要度解析、不確実さ解析等を行って重要な事故シーケンス(シナリオ)、機器損傷、運転手順、不確実さ因子等を明確にする。

⑤ 影響評価

日本原子力学会標準委員会では、影響評価については、地震に関しても地震動により多数の SSC が同時に損傷する事故シナリオなどを考慮することにより内的事象と共通にレベル 2PRA の標準及びレベル 3PRA の標準を援用できるとしている。

b) 裕度評価法

裕度評価法は、設計基準を超える強さの外的誘因事象を想定して、それに対しても安全機能を果たす設備が機能を維持できることを示すことにより、設計基準以上の事象にもある程度の余裕をもつことを確認する手法である。以下では、裕度評価法の例として、耐震裕度評価法について述べる。

耐震裕度評価法では、設計用基準地震動を超える強さの地震動をレビューレベル地震動として設定して、この地震動に対しても安全機能を維持できることを確認する。従って、上述の地震 PRA 手法のうち地震ハザード評価は不要となる。また、機器の損傷可能性についても、想定する強さの外乱に対して機器が機能を維持できることを確認すれば良く、設計時の評価(例えば設計での地震応答及び許容応力等のデータ)を援用できるので、損傷確率を定めるフラジリティ評価は不要である。さらに、事故シーケンス評価については、米国で用いられた地震に関する耐震裕度評価法の場合、原子炉停止、炉心冷却、崩壊熱除去等の機能について、2 つ以上の成功パス(機能を達成する設備の組み合わせ)があることを確認するという比較的単純な評価方法で良いとされている。

米国では、1980 年代に NRC が全ての発電用原子炉施設に対して外的事象の個別プラント評価 (IPEEE: Individual Plant Examination for External Events) を要求した際に、手法が十分整備されていなかったことも配慮し、PRA に代わる手法として用いても良いとされた。ただし、地震については、地震活動度が高い西海岸地域の発電用原子炉施設に対して耐震裕度評価法ではなく地震 PRA を用いることとされ、実際にも、約 100 基のプラントのうち半数で地震 PRA が用いられた。

なお、我が国で福島第一原子力発電所事故後に原子力施設の地震及び津波への裕度を確認する目的で行われたストレステストは、これと類似の評価手法に基づいてなされたものであるが、レビューレベル地震動やレビューレベル津波高さを設定するのではなく、設計基準の何倍の地震動又は津波高さまで耐え得るかを評価する方法が用いられた。

2) サイクル施設において外的事象を考慮する際に留意すべき事項

サイクル施設においても、上述の考え方は共通に適用できると考えられる。特に、地震ハザード評価については、施設の設計に依存せずサイト条件のみに係わる事項なので、発電用原子炉施設と全く同じ方法が適用できる。また、フラジリティ評価についても、発電用原子炉施設と類似の機器が用いられている部分では、類似の程度に応じて発電用原子炉施設の手法又は評価結果を援用できると考えられる。

施設が有する潜在的な危険要因の意味でのリスクが大きい場合は、発生の可能性を定量的に評価する PRA の手法が望ましいが、地震 PRA の実施状況が実用レベルにない場合は、耐震裕度評価手法を用いることも考えられる。ただし、その場合は、耐震裕度評価手法には発生頻度評価が含まれないので、それを補完するために、地震ハザード評価に基づき適切な発生頻度に対応するレビューレベル地震動を設定して用いること、及び事故の影響評価が含まれないことを補完するために、判断基準を超える放出を防ぐ事故防止策又は緩和策の機能が維持されることを確認すること等を併用することが考えられる。

外的事象（地震）の評価に際しての再処理施設特有の留意事項を以下に示す。

① 重畳事象の考慮

再処理施設のような大規模な複合的施設では、電源喪失、冷却機能喪失、水素爆発、漏えい等が重畳して発生する可能性が有り、その因果関係や相乗効果に配慮する必要がある。また、その場合は、判断基準との関連を考慮しつつ、支配的影響を見定めて効率的に評価する手法の開発も必要である。

② 静的機器の損傷の考慮

建屋やフィルタ等の静的機器の損傷は、再処理施設の格納機能維持に重要な影響を与えるが、内的事象の評価では発生頻度が低く無視できる場合が多い。しかし地震時にはその耐力のレベルに応じて考慮する必要がある場合もある。

③ 外的誘因事象による対処手段への影響の考慮

再処理施設の AM 対策には可搬式設備を活用することが考えられるので、例えば地震による建屋の一部損傷等によるアクセス障害等、外的誘因による施設内の状況の変化を考慮する必要がある。

④ 施設のもつ影響の拡大可能性に配慮した詳細さ

地震ハザード評価やフラジリティ評価には多大なマンパワーを必要とするので、リスクが小さい事故については ISA、リスクが大きい事故には PRA を用いるグレードアップアプローチが適切である。

(5) 発生及び拡大可能性と影響に関する判断基準に基づく対応を検討すべきシビアアクシデントの選定

以下では、発電用原子炉施設に使用されている PRA をベースとした選定方法について説明するが、簡易手法を用いる場合にも参考とすることができる。なお、PRA は潜在的危険性の大きな事故解析に適しているが、潜在的危険性の大小の判断は、後述の第 3 章に記

載した判断基準を参考にすることができる。ただし、この判断には、現実的評価ではなく拡大可能性に十分な裕度をもたせて行う必要がある。

最初に、影響が設計基準事故に関する判断基準を超えない事故は、発生してもリスクは小さいと考えて除外する。この段階で残った事故をシビアアクシデントとする。次に、発生頻度と影響に基づく選定の基準として、リスクマトリクスやリスク曲線（不連続な階段状も含める）の形で、対応を検討すべきシビアアクシデントと判断できる発生頻度と影響の2次元の領域を設定し、それをを用いて選定を行う。なお、本WGでは、判断基準となる領域の境界となる数値を具体的に与えることはしない。基本的な考え方として、IAEAの安全基準や各国での規制動向も踏まえ、事故が発生した場合の影響の大きさを段階的に反映した基準とすることが、資源の最適な配分を可能とし、結果的に高い安全性の達成につながると考えている。具体的な判断基準についての検討結果は次節に述べる。

(6) リスク評価の品質確保に関する一般的留意事項

リスク評価を実施する際には、その目的や起こりうる事故の影響の大きさに応じて適切な手法を選択し、適切に作業の品質管理を行いながら実施することが望まれる。このためには、日本原子力学会が刊行している発電用原子炉施設に関するリスク評価の実施手順に関する標準類が参考となる。

特に基本的な事項を以下にまとめる。

1) 品質保証活動

リスク評価の活動全般が適切な品質保証（QA：Quality Assurance）活動の下で実施されていることが望ましい。QA活動については、日本原子力学会標準委員会によりPRAのQA活動に関する標準が既に整備されている。

2) 文書化

リスク評価の手法、仮定、モデル、中間結果、最終結果、得られた知見、不確実さの検討等の情報を文書化する。

文書化は、施設の安全性を規制機関・国民・事業者以外の関係者等のステークホルダーに説明する際に、関係者が共通認識を得るために重要な資料となる。また、QA活動の一環として専門家のピアレビューを受ける際にも使われる。さらに、将来にわたり事業者が継続的に安全性向上を図る際には、重要な基礎資料となる。特に、サイクル施設は、同種の施設が少ないので、当該施設の評価に用いたデータ、モデル、考え方、仮定等を詳細に記述し記録を保管することが、将来の作業を効率的に行う上で重要となる。

ハザード分析及びリスク評価の文書化は、その目的からは結果の根拠を追跡できる詳細さをもたせ、かつ公開とすべきであるが、施設の情報にはテロ対策及び商業秘密の保護のため非公開とせざるを得ないものも含まれる。それゆえ、公開する部分と非公開とする部分を区別し、公開部分は評価結果の技術的根拠が可能な範囲で詳細に理解できるものとすべきである。

3) 不確実さへの配慮

リスク評価から得られる事故の発生頻度及び影響の大きさの定量的情報を用いる際には、評価に伴う不確実さを適切に理解して用いる必要がある。

不確実さの原因には、次のようなものがある。

- PRA の範囲外として考慮されないシナリオの存在
- 事故の発生にいたるシナリオの見落とし (FT 作成での見落とし等)
- 故障率, 共通原因故障割合等のデータに係わる不確実さ
- 人的過誤率等のパラメータの推定に係わる不確実さ
- 放出量評価に係わる物理的パラメータの不確実さ
- 事故シナリオをグループ化して頻度や影響を評価する不確実さ
- 地震等外的誘因事象のハザード評価における不確実さ
- 設計想定を超える外的誘因事象に対する施設の耐性の推定に係わる不確実さ

このように多様な不確実さ要因があり、特に地震評価においては多数の因子が複雑に影響し合った結果であるため、実用的な作業量で得られる精度には限界がある。このため、評価の目的や最終結果への影響の度合いを良く理解して、適切な方針の下に評価を行う必要がある。原則として、次のことに留意する。

- ① シビアアクシデントを見落とさずに選定するため、特に概略的影響評価に基づくスクリーニング (図 2.1 参照) では、過小評価にならないようにパラメータやモデルを選定する。
- ② 具体的な対応策に反映することを考えるならば、複数のシビアアクシデント間の対応の優先度を認識するために、発生頻度や影響の大きさの比較ができるようにすることが重要である。また、事故時の施設の状況を具体的に推定するため、事故発生条件、事故の進展、事故の影響等につき、現実的な情報を得ることが望ましい。それゆえ、使用するパラメータやモデルの選定にあたっては、①と矛盾しない範囲でできる限り現実的なものを用いる。
- ③ 評価結果を現実の意思決定に用いる際には、評価結果が、モデル上の仮定や不確実さ因子にどれほど影響されるかを把握しておくことが必要である。そのためには、評価のプロセスに不確実さ評価又は感度解析を組み込み、支配的なパラメータ、不確実さ因子、不確実さ因子の寄与度、影響の大きい仮定等を把握しながら進め、その知見が対応を検討すべきシビアアクシデントの選定などに活用されるように最適評価結果に沿って提示することが望ましい。

サイクル施設においては、リスク評価についての経験・蓄積が十分でないことから、不確実さの程度が大きいと考えられる。しかし、影響そのものが発電用原子炉施設と比べて小さいと考えられるので、不確実さの程度が大きくとも現実的には問題のない場合が多い。また、リスク評価により得られる事故のシナリオ、影響、頻度等の情報を不確実さの程度を認識して使えば、技術者の判断や決定論的解析だけに頼る場合に比べて、意思決定の合理性、整合性、透明性、説明性が格段に高まると期待できる。

3. 対応を検討すべきシビアアクシデント選定の判断基準

第2章において、リスク情報を参考にした対応を検討すべきシビアアクシデントの選定手順の考え方を示した。本手順を実施するに当たり、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た規制を行っている英国と米国の規制基準の概要についてまとめる。

3.1 新規制基準が示す判断基準等

サイクル施設に対しても、設計基準を超える条件で発生する事故（以下、“重大事故”）が生じたとしても、公衆及び周辺環境に著しい影響を与えないようにするための要求を含んだ新規制基準²⁵⁾が、平成25年12月18日に施行された。ここでは、再処理施設を対象とした法令での重大事故について調査した。

「使用済燃料の再処理の事業に関する規則第一条の三」には、重大事故について次のように定めている。重大事故の定義にかかわる説明はこれだけである。

法第四十四条の二第一項第二号の原子力規制委員会規則で定める重大な事故は、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であって、次に掲げるものとする。

- 一 セル内において発生する臨界事故
- 二 使用済燃料から分離されたものであって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能が喪失した場合にセル内において発生する蒸発乾固
- 三 放射性分解によって発生する水素が再処理設備の内部に滞留することを防止する機能が喪失した場合にセル内において発生する水素による爆発
- 四 セル内において発生する有機溶媒その他の物質による火災又は爆発（前号に掲げるものを除く。）
- 五 使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する使用済燃料の著しい損傷
- 六 放射性物質の漏えい（前各号に掲げる事故に係るものを除く。）

また、「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二十七号）において、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合においても、重大事故の発生を防止するために必要な措置及び重大事故が発生した場合においても、重大事故の拡大の防止及び影響の緩和のために必要な措置を要求している（第二十八条）。これらの措置は、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第三十三条以降それぞれの重大事故に対して、発生防止、拡大防止及び影響の緩和のための具体的な設備を例示しており、これらが要求されるのは、“安全上重要な施設の機器ごと”とし、それぞれに“1セット”としている。なお、“安全上重要な施設”とは同規則第一条第2項第五号に定義され、同解釈において例示がされている。また例外として、“その機能が喪失したとしても、公衆及び従業者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのないことが明らかかな場合は、この限りでない。”とし、“過度の放射線被ばくを及ぼすおそれ”とは“敷地

周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう”としている。

さらに、新規制基準には施設の安全性を判断するためのいくつかの基準が示されている。表 3.1 に、施設の周辺公衆及び環境へ及ぼすリスクあるいは発生頻度の概念を基準設定の基礎としていると解釈できるものを示す。

表 3.1 我が国の規制基準において発生頻度の考え方が背景にあると考えられる基準

基準	選定の条件	安全設計の妥当性判断の指標	発生頻度の目安(注)
平常時被ばく	平常時における施設から環境への放射性物質の放出等による周辺公衆の被ばく	<1 mSv (法的制限値) <0.05 mSv/y 努力目標であり、この値を超えたからといって、施設の運転停止等が要求されるものではない。	1/y(毎年)
運転時の異常な過渡変化	寿命期間中に想定される機器の単一故障又は誤動作若しくは運転員の単一誤操作によって平常運転を超えるような…の状態に至る事象。	<0.05 mSv/事象 平常時の放出量を十分に下回っていること。	~10 ⁻² /y
設計基準事故	運転時の異常な過渡変化を超える事象であって発生の可能性は小さいが、…安全設計の妥当性を評価する観点から想定する必要のある事象。	<5 mSv/事象 敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ「リスク」は小さいと判断できる。	10 ⁻² /y ~10 ⁻⁴ /y
外部人為事象	施設内外において想定される安全性を損なう原因となるおそれがある事象であって人為によるもの。	<~10 ⁻⁷ /y 航空機落下確率評価値が 10 ⁻⁷ /y 以下であれば、設計上考慮する必要がない。(テロを除く)	
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。	≪ ¹³⁷ Cs 換算 100 TBq/事象 対処手段の有効性の判断基準	

(注：本 WG での推定である。)

“重大事故” 以外は、旧原子力安全委員会から継承された基準である。表中には、評価対象事象等の選定に係る条件の記述から本 WG で推定した発生頻度の目安も示す。“平常時被ばく”，“運転時の異常な過渡変化” 及び“設計基準事故” の影響に関する指標には、法令値、目標値等の定量値が与えられている。しかし、新規制基準で定める重大事故に係る記載では、発生可能性については“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”とあるのみで、影響については言及していない。すなわち、重大事故等の発生可能性と影響がどのような範囲にあるのかというリスクに関する定量的なガイドとなる基本的な情報が示されていない。

“運転時の異常な過渡変化”は、発電用原子炉施設の安全設計評価指針によれば、“施設寿命中にまれではあるが発生し得るもの”としている。施設寿命を40年～60年程度と考えれば、 $\sim 10^{-2}/y$ 程度の発生頻度であり、これより低頻度であることから設計基準事故の発生頻度は $10^{-2}/y \sim 10^{-4}/y$ が意図されていると推定できる。

以上より、新規規制基準では“設計基準事故の条件より厳しい条件下で発生する事故”は、“重大事故”と定義されるが、事故の発生防止、拡大の防止及び影響の緩和のための措置が求められるのは、事故時に安全機能の喪失を仮定した場合に敷地境界における事故当たりの実効線量の評価値が5 mSv/事象を超える施設又は設備に対してであることが読み取れる。影響が5 mSvを越えるような事故に対し、より発生頻度を低減し、かつ影響を小さくすることが規制基準によって求められている。また、影響の大きさについては、長期影響を低減するための対処策の有効性を判断する基準として、放出される放射性物質の量が ^{137}Cs 換算で100 TBqを十分下回ることという基準がある。他の核種の ^{137}Cs への換算方法の例として、地表に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び再浮遊による吸入摂取の内部被ばくの50年間の実効線量を用いる方法があるとしている。

放射性物質の放出量については、発電用原子炉施設の重大事故等である炉心損傷及び格納容器破損事故に対しては、規制基準ではないが、性能目標としてCDF (Core Damage Frequency) 及びCFF (Containment Failure Frequency) の目標値が検討されている。サイクル施設に対しては、その頻度の低減に関する定量的目標は検討されていない。

安全確保活動における資源の有効配分活用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二つの情報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、影響の大きさにより対応の軽重を付けることが難しくなっている。これに対し、次節に示すように英国及び米国では、敷地周辺の公衆の被ばく線量について、5mSv/事象を超える領域を3または4段階に区分し、事象の重大さをより明確に区別した対策が可能な規制要求となっている。

3.2 英国，米国の判断基準

(1) 英国

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においては、安全評価原則 (SAP: Safety Assessment Principles) ²⁶⁾ への適合性が審査される。図 3.1 に示すように SAP では、「リスクの受忍可能性」(TOR: Tolerability Of Risk from nuclear power station) の枠組み (「容認不可 (Unacceptable)」、 「受忍可能 (Tolerable)」及び「広く容認可能 (Broadly acceptable)」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、数値は線量レベル、頻度又はリスクで表される。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。BSLのうち、通常運転時の施設内の放射線作業従事者の被ばく線量に関する BSL (年間 20mSv) 及び通常運転時の公衆の個人の被ばく線量に関する BSL (年間 1mSv) は、法定限度であるが、これ以外の通常時の施設内の放射線作業従事者以外の被ばく線量と事故時の被ばく線量やリスクに関する BSL 及び BSO は全て、法定限度ではなく目標値(Targets)である。

事故による敷地外の公衆に対する個人リスク (Target 7) 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) を与える。また、Target 7 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表 3.2 に示す Target 8 が与えられている。表に示す SAP の目標値は、各線量領域における事故発生頻度の合計値に対する目標を示すものであるが、SAP では、この表に続けて、「施設の安全性は均衡のとれたものでなければならない、すなわち事故の単一のグループは、全体リスクに対して突出した寄与割合を持たないようにすべきであり、例えば各被ばく線量領域において、その頻度は 10 分の 1 のオーダーの寄与を持たないようにすべきである」と定めている。

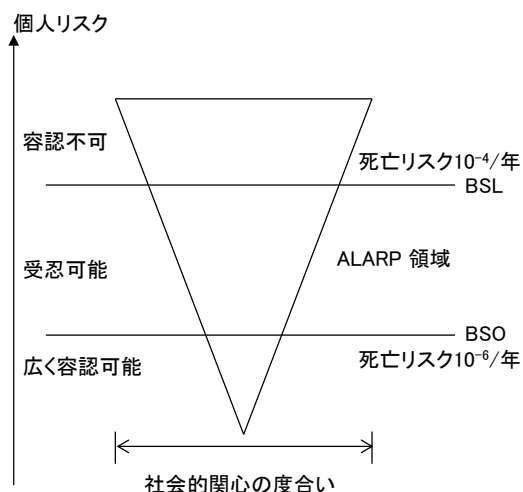


図3.1 ALARPの概念

表 3.2 SAP におけるサイト外個人被ばく線量目標値

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}	

また、シビアアクシデント解析 (Severe Accidents Analysis) 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が表 3.3 に示す Target 9 として記されている。

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 200 TBq) に対して与えられていた。 ^{131}I 10,000 TBq は急性被ばくのリスクで 100 人規模の死亡リスクに対応し、 ^{137}Cs 200

TBq は、長期にわたる環境汚染の尺度としている。¹³⁷Cs 200 TBq の基準は、Sizewell B 原子力発電所の炉心内の同核種のインベントリの 0.1 % から決定したとしており、汚染区域に長期に居住することによる被ばく線量から死亡リスクを求め決定した値ではない。再処理施設については、事故時に放出される核種に応じて等価な影響を与える放出量を決定する必要があるとしている。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 ¹³¹I 及び ¹³⁷Cs 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。2006 年版の SAP 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 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。また、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。

表 3.3 SAP における 100 人又はそれ以上の死亡を伴う事故のリスクに対する目標値

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 ionizing radiation, are: BSL: 1×10^{-5} pa BSO: 1×10^{-7} pa	

(2) 米国

NRC は、2000 年 9 月にサイクル施設を対象とした連邦規則法典 10 CFR Part 70 (10 CFR 70 と略す) を改訂した。そこでは、事業者に対し ISA の実施を要求 (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 に示す性能要求を満たすことを示すように求めている。

表 3.4 NRC のリスクマトリクス

	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 Consequence	3 Acceptable	6 Unacceptable	9 Unacceptable
影響カテゴリー2 Intermediate Consequence	2 Acceptable	4 Acceptable	6 Unacceptable
影響カテゴリー1 Low Consequence	1 Acceptable	2 Acceptable	3 Acceptable

この性能要求では、表 3.4 に示すように事故時の放射性物質及び化学物質による公衆及び作業従事者に対する影響と事故の発生可能性を各々大きく 3 つのカテゴリーに分け、許容される発生可能性と事故影響の関係が示されている。具体的には影響の厳しさの程度を大 (High Consequence)、中 (Intermediate Consequence) 及び小 (Low Consequence) に分けて、前 2 つのカテゴリーに属する事故の発生頻度が、“Highly Unlikely” 及び “Unlikely” であることを示すよう要求している。影響小カテゴリーに属する事故は、“Not

Unlikely”でも容認可能としている。具体的な影響に関する基準は 10 CFR 70.61(b)及び(c)に示されており、これらの概要を以下に記す。

○影響カテゴリー3 (High Consequence)

- ・ 従事者の全実効線量当量 (TEDE: Total Effective Dose Equivalent, 実効線量と同義) が 1 Sv を超える急性被ばく
- ・ 従事者の急性死亡に至るような危害を及ぼす化学的曝露 (申請者が基準を示すことになっている。)
- ・ 管理区域外の公衆の TEDE が 0.25 Sv を超える急性被ばく
- ・ 管理区域外の公衆の 30 mg を超える可溶性ウランの摂取
- ・ 管理区域外の公衆の不治又はその他の重篤な長期健康影響に至る化学的曝露 (申請者が基準を示すことになっている。)

○影響カテゴリー2 (Intermediate Consequence)

- ・ 従事者の TEDE が $1\text{ Sv} > D \geq 0.25\text{ Sv}$ となる急性被ばく
- ・ 従事者の不治又はその他の重篤な長期健康影響に至る化学的曝露 (申請者が基準を示すことになっている。)
- ・ 管理区域外の公衆の TEDE が $0.25\text{ Sv} > D \geq 0.05\text{ Sv}$ となる急性被ばく
- ・ 管理区域外の公衆の緩やかな過渡的健康影響に至る化学的曝露 (申請者が基準を示すことになっている。)
- ・ 制限区域外への放射性物質放出量の 24 時間平均が 10 CFR Part20 Appendix B の表 2 (気体放出及び液体放出核種の濃度制限値) で示されている値の 5000 倍を超える

○影響カテゴリー1 (Low Consequence)

不測の放射線又は化学的影響があるが、影響カテゴリー3 及び 2 を下回る事故。

10 CFR 70.65 において発生可能性に関する Highly Unlikely 及び Unlikely の尺度については、申請者が作成する ISA Summary の中で定性的又は定量的に定義することを求めている。具体的な判断基準については、例えば MOX 燃料加工施設を対象とした標準審査計画²⁷⁾ Appendix A に頻度の例として次のように示されている。

頻度カテゴリー1 ; Highly Unlikely: $<10^{-5}/\text{y}/\text{event}$

頻度カテゴリー2 ; Unlikely: $<4.0 \times 10^{-4}/\text{y}/\text{event}$

頻度カテゴリー3 ; 頻度カテゴリー2 以上の頻度

これらの値は次のような考え方にに基づき例示されている。

“Highly Unlikely”の基準値は、10 CFR 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米国内で発生しないようにすることを目的とする。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。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は、同種施設の ISA の結果を待たないと決定できないが、10 CFR Part70 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 $10^{-5}/y/event$ の値を得ている。1 Sv 以上の影響をもたらす事故シーケンスの発生頻度上限値としては、たとえば、10 Sv の影響を及ぼす事故の発生頻度は、 $10^{-6}/y/event$ とするよう反比例した値を基準値とするとしている。なお、臨界事故は従事者保護の観点から定められており、NUREG-1520 には“Unshielded nuclear criticality accidents are considered to be high consequence events, because the radiation exposure that an individual could receive exceeds the acute 1 Sv (100 rem) dose established by 10 CFR 70.61(b)(1). For processes with effective engineered shielding, criticalities may actually produce doses below the intermediate consequences of 10 CFR 70.61.”との記載がある。

一方、“Unlikely”の基準値は、0.25 Sv 以上の従事者被ばく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。近年では、一般の社会活動ではこの程度の被ばく事故は 2.5 年に一度の頻度 ($0.4/y$) で発生していること、及びサイクル施設ではこの程度の被ばく事故は近年発生していない事実から、 $0.04/y$ を“Intermediate Consequence”事故の米国全体での規制の下限值とする。“Highly Unlikely”の場合と同様に、全同種施設の全“Intermediate Consequence”シナリオの合計として 100 を仮定すると $4 \times 10^{-4}/y/event$ となる。これら基準は例示であり、サイクル施設を対象とした SRP⁵⁾においては、Highly Unlikely $<10^{-5}/y/event$, Unlikely $<10^{-4}/y/event$ としている。なお、再処理施設に対する規制を行う場合には、規則の改正が必要とされ、2011 年 11 月に SECY-11-0163 が発表された。この Draft によると表 3.4 は表 3.5 のようになる。また、リスク評価には Hybrid ISA/PRA が一つの候補とされている。

表 3.5 NRC の再処理施設に対する性能目標概念案（一般公衆の例）

Consequence*1	発生可能性（事故当たりの頻度：1/y）			
	Very Highly Unlikely ($<10^{-6}$)	Highly Unlikely ($<10^{-5}$)	Unlikely ($<10^{-4}$)	Not Unlikely ($>10^{-4}$)
VHCE (> 1 Sv) PRA required	Acceptable	Not Acceptable	Not Acceptable	Not Acceptable
HCE (>0.25 Sv) PRA may be required	Acceptable	Acceptable	Not Acceptable	Not Acceptable
ICE (>0.05 Sv)	Acceptable	Acceptable	Acceptable*2	Not Acceptable
LCE (lesser effect)	Acceptable	Acceptable	Acceptable	Acceptable

*1 VHCE: Very-High-Consequence Event, HCE: High-Consequence Event, ICE: Intermediate-Consequence Event, LCE: Low-Consequence Event

*2 This category of accident sequences may involve both prevention (reduced likelihood) and mitigation (reduce consequence) strategies. Additional information may be necessary to show the workability of such approaches.

3.3 WGでの検討

以上の調査結果に基づいて、サイクル施設において対応を検討すべきシビアアクシデントを選定するための判断基準を定めるための参考情報を調査・検討した。その結果を以下にまとめる。

サイクル施設においては、想定されるシビアアクシデントの種類と数が、軽水炉では炉心及び使用済み燃料プール内の燃料の大規模損傷事故に限られることと比較すると格段に多く、シビアアクシデントがもたらす公衆への影響の大きさも広く分布すると考えられる。それゆえ、その中から対応を検討すべきシビアアクシデントを選定するには、第2章に述べたように発生頻度と影響の大きさを軸とする2次元平面上の線として表現される判断基準が適切である。その概念を図3.2に示す。

設計基準事故は、表3.1に示すような頻度（頻度の下限は明確に定められていない）で発生する事故の影響を基準値以下（5mSv以下）になるように安全設計を施すので、図3.2の左上の灰色の領域に位置する。シビアアクシデントは、“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、図3.2の「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。図2.1の選定手順の概略的影響評価に基づくスクリーニングで、“影響が明らかに小さい事故”が除外され、“シビアアクシデント候補事象”が同定される。次に、“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、「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から“頻度が極めて小さい事故”を除外した領域において、シビアアクシデント対策要否のリスク境界（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シビアアクシデントとして選定される。シビアアクシデント対策要否のリスク境界が表す判断基準には、等リスク直線も考えられるが、図3.2に示すSAPのような階段状の判断基準やNRCのリスクマトリクスのように影響や頻度のレベルについてある程度まとめた領域区分とする方が、使いやすと考えられる。ただし、図2.1対応を検討すべきシビアアクシデントの選定手順の注7に示すように除外された事象であっても安全性向上の観点から合理的に実施可能な対応の検討が望まれる。

以上を考慮して、本WGとしては、施設全体に対してはSAP型の判断基準を設定し、これを満足できるように個別事象グループに対する補助的な基準を設定することを提案する。

このような2次元的な判断基準を導入することの重要な意義は、新規基準における“重大事故”ではあるが5mSvに満たない事故から5mSvを大幅に超えるものまで広いスペクトルを有するような施設において、規制機関が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こと、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とにある。このような基準は、英国や米国等の国際的な動向とも整合しており、グレーデッドアプローチ及びリスク情報活用の基本でもある。

なお、「再処理施設の位置、構造及び設備の規準に関する規則の解釈」（原子力規制委員会制定 原管研発第13112725号）では、航空機落下破損の評価には旧原子力安全・保安院内規「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」が使用できるとされている。本内規には「再処理施設や核燃料加工施設と発電用原子炉施設とでは、安全上重要な構築

物、系統及び機器に関する考え方、取り扱う核燃料物質の形態及び量、その利用・管理の方法等に相違があることから、施設への航空機落下に伴う放射線影響も著しく異なるものと考えられる。したがって、原子炉以外の施設では、こうした点を考慮して、判断基準値を定めることが望ましい。」としている。この記述は、原子炉以外の施設については、航空機落下に伴い発生する事故の発生頻度及び影響を適切に評価できるならば、リスクに応じた対応が適切となりうるという考え方を示したものと解釈する。

新規制基準では、“重大事故”に対する“重大事故等対処策”の有効性は、放射性物質の放出量が、 ^{137}Cs 換算で100 TBqを十分に下回ることで判断するとしている。サイクル施設のシビアアクシデントの影響は、 ^{137}Cs だけではなく、多種類の核種の放出に因ることが想定される。このため、短期及び長期の被ばく影響を考慮した多様性のある判断基準を設定するとともに“十分下回る”とは影響をどのような範囲に抑制しようとしているのかを規制基準として定量的に示すことが望ましい。

以上、対応を検討すべきシビアアクシデント選定の判断基準の基本的な考え方を提案した。本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、本WGで定めることはしないが、参考として、図3.3に英、米の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。

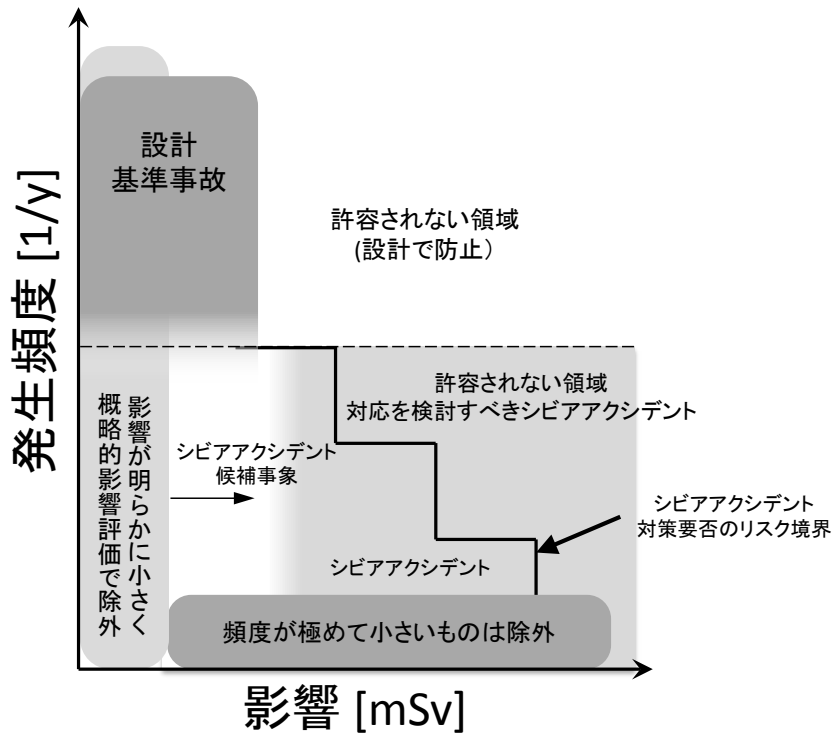
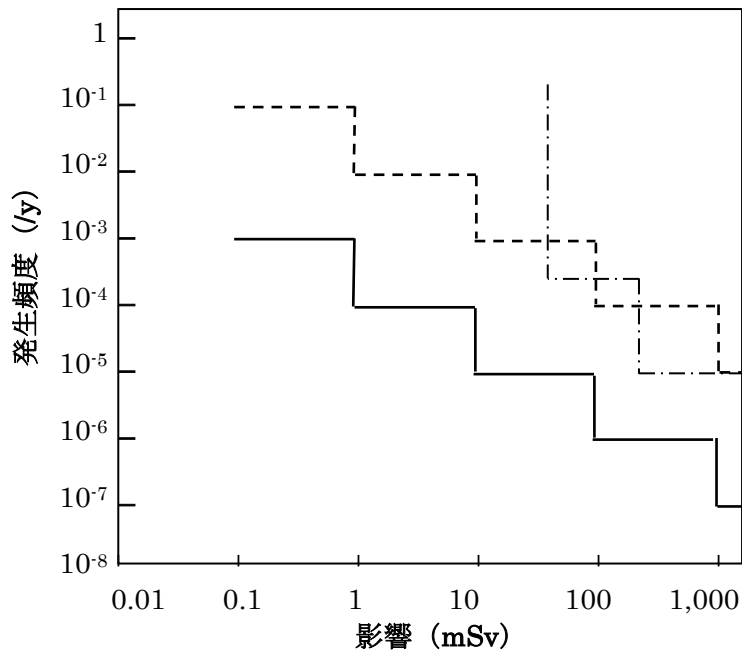


図 3.2 対応を検討すべきシビアアクシデント選定の基準の概念



英：SAPs(BSL：細破線，BSO：細実線 for single class event)
 米：10 CFR 70.61/Performance Requirements, NUREG-1520
 に例示(一点鎖線)

図 3.3 英，米の核燃料サイクル施設異常事象の判断基準比較

4. 対応を検討すべきシビアアクシデント選定方法の具体例への適用

4.1 概要

本章では、図 2.1 に提案した選定手順に従って“候補事象のリスク情報を活用した選定”での“シナリオの体系的分析”，“発生及び拡大可能性（頻度）の評価”までを対象に、具体的な事故評価例を参考としてシビアアクシデント評価を実施する上で必要となる方法論あるいは基本的考え方を整理した。また、検討を行う上で必要でありながら欠けている技術的知見等の課題についても抽出し言及した。

以下に示す具体的な事例に基づく検討では、大量の放射性物質及び核燃料物質を取り扱う化学プラントという再処理施設の特性を考慮して有機溶媒火災と臨界事故を例に検討した。これらの事故は、ハザード分析では、有機溶媒等可燃物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、セル内有機溶媒火災及び臨界は危険要因として選定される。また、原子力規制委員会が制定した再処理施設を対象とした新規制基準において重大事故として取り上げられており、東海再処理工場の設置許可申請書の災害評価事故として、また、六ヶ所再処理工場の立地評価事故として選定され、評価された。旧日本原子力研究所では、安全研究の一環としてセル内火災に関する研究^{29), 30)}を行うとともに、サイクル施設における臨界事故研究を一つの目的として NUCEF（燃料サイクル安全工学研究施設：NUclear fuel Cycle safety Engineering research Facility）を設置し、臨界実験³¹⁾を行ったという経緯もある。

なお、今回の検討の具体例としては取り上げなかったが、重要性が高いと考えられる高レベル濃縮廃液の崩壊熱による蒸発乾固について補足する。この事象は、多重性を持たせた堅固な冷却設備を備えた廃液タンクとする設計にしたことから、今までは設計基準外事故とされ、影響評価の対象とされなかった。しかし、冷却機能の全喪失が継続して沸騰が始まり、数日間機能が回復せず乾固に至った場合の影響は、5 mSvを大きく超えると考えられる。このことから、英³²⁾、仏³³⁾及び日¹⁵⁾において内的事象としてはあるがPRAが実施され結果が公表されている。また、影響評価に関するパラメータの信頼性向上のため我が国においても実験が行われ、その結果が公表されている³⁴⁾。

以下では、ハザード分析以降の選定に係るステップの具体例を事故ごとに示す。

4.2 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

最大の影響を与えるシナリオを仮定し（静的機器の機能喪失も仮定）、影響を概略的に評価する。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。影響評価は、五因子法による。

(2) シビアアクシデント候補事象のリスク情報を活用した選定に係る検討

1) シナリオの体系的分析

セル内有機溶媒火災が発生するには、次の3条件が成立する必要がある。

- a) 有機溶媒の漏えい
 - ・有機溶媒を内包する機器及び接続配管の閉じ込め機能喪失
- b) 溶媒の引火点以上への加熱
 - ・漏えい溶媒の崩壊熱（換気の有無の影響について考慮）
 - ・プロセスでの異常加熱発生時の漏えい（漏えい後放熱冷却）
 - ・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（ポンプ停止後放熱冷却）
 - ・温水配管の破損による加熱水の漏えい（地震起因による溶媒漏えいと重量、漏えい後放熱冷却）
- c) 着火源
 - ・セル内ケーブルの破損によるスパーク（特に、地震時）
 - ・破損した弱電ケーブルへの通電（特に、地震後の復旧時）

これらの条件の成立性を設備情報、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。ISAあるいはPRAを行う場合には、定量的解析に入る前段階でシナリオの体系的分析が行われる。

なお、漏えい溶媒から有意な放射線分解水素の放出がある場合は、セル内での爆発の観点からの検討が必要となる。

2) 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）³⁵⁾及びJNFL¹⁶⁾から報告されている。また、旧JNESは、PRA整備の対象の一つにセル内有機溶媒火災を取り上げ、その発生頻度を評価している³⁶⁾。JAEAでは安全目標専門部会において、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ET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²⁸⁾。表4.1及び4.2に比較結果を示す。

表4.1 セル内有機溶媒火災イベントツリーの例²⁸⁾

有機溶媒の漏えい (起因事象)	引火点以上への加熱		着火	発生頻度
	抽出器での過熱	スチーム逆流		
10 ⁻³ /y	10 ⁻³	10 ⁻³	10 ^{-3*}	
				OK** OK 火災 < 10 ⁻⁹ /y OK 火災 < 10 ⁻⁹ /y
			(合計)	10 ⁻⁹ /y

*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%発現すると仮定し発現頻度は1/8760/hとしている。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が得られるとしている。

**OK: 事故が有意な影響無しに終息することを示す。

表4.2 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²⁸⁾

要因		JNFL	JNES	BNFL
有機溶媒の漏えい		$10^{-3}/y$	$7 \times 10^{-4}/y$	$10^{-3}/y$
引火点以上への加熱	抽出器での過熱	$< 10^{-3}$	-	10^{-3}
	スチーム逆流	$< 10^{-3}$	10^{-3}	-
着火		$< 10^{-2}$	-	1
発生頻度		$< 10^{-8}/y$	-	$< 10^{-6}/y$

これらの評価事例では、いずれも内的事象としての発生頻度を $10^{-6}/y$ 以下と評価している。ここで用いられたパラメータは、既往の試験データ等を基にした解析者による工学的判断に基づくものであり、その根拠及び評価結果に及ぼす影響を明示することは重要である。

例えば、有機溶媒は30 %TBP（リン酸トリブチル）及びn-ドデカンの混合物であるが、安全側にn-ドデカンの引火点として74°Cが用いられる。重油相当の引火点であるが、着火の可能性に係る科学的知見が不足しているため、リスク評価の精度向上には、着火の条件に係る科学的知見の整備が重要である。さらに、加熱源が加熱水とかスチームジェットポンプの逆流の場合、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を検討する必要がある。

外的事象を誘因とする有機溶媒火災については、内的事象では考慮しなかった動的及び静的機器の機能喪失を検討対象とする必要がある。

ここで考慮すべきは、基準地震動（Ss）を上回る規模の地震である。耐震重要度 S クラスの機器は裕度を持って設計されているが、Ss を超える地震の発生確率とその地震動の強さに対する構築物・系統・機器の機能喪失の程度（全喪失又は一部喪失）との関係の評価する必要がある。

内的事象 PRA の事例^{16), 36)}では、漏えい発生頻度を $10^{-3}/y$ としているが、地震起因の漏えい箇所が耐震 S クラスであれば、発生頻度はさらに小さくなる可能性はある。加熱源及び着火源の地震影響について検討した報告はない。

3) 拡大可能性の評価

火災規模は漏えい溶媒の量と火災発生後の消火操作に依存する。セル内火災は空気の流入を停止できれば、セル内酸素の濃度が減少し13 %以下になれば消火する。この場合、火災規模は漏えい溶媒量に依存しない。内的事象のPRA事例では、セルには換気口以外に空気の出入口がないとして、換気口入口に設置されている防火ダンパの閉止、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、防火ダンパの閉止不全が考えられるが、この場合でも、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上述のように影響緩和策として働く。しかし、排風機停止に失敗した場合或いは成功した場合であっても、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。有機溶媒火災時の HEPA フィルタの性能に係るデータは、文献 29), 30), 37) に示されており、これらを用いて設定可能である。さらに、地震による火災と他の事象、例えば、水素爆発との重畳が考えられる場合には、HEPA フィルタへの影響の重畳を発生の可能性との関連で検討する必要がある。また、地震自体による換気系統への影響については、下記 4) で述べる検討が必要となる。

4) 影響評価

影響は五因子法を用いて評価する。事故シナリオの体系的分析結果として放射性物質の放出に係る情報が得られる。例えば、地上放散の経路が考えられるような場合、パラメータである LPF は、計算コード等による詳細解析を組み合わせることで評価し、被ばく線量を求めることにより信頼度の高い現実的な値を得ることができる。

(3) 課題

耐震 S クラスの機器は、 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（機能が健全な場合：0、完全喪失の場合：1）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。このため、HEPA フィルタのフラジリティ曲線と除染係数 (DF : Decontamination Factor) 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 標準では破損モード（例えば、安定性に拘わる損傷モード、層崩壊にかかる損傷モード、局所破壊にかかるモード、非構造物にかかる損傷モードなど）と部位を抽出することを求めている。

具体的には、地震動の強さの関数である地震の発生頻度（地震ハザードカーブ）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。

4.3 臨界事故

再処理施設では臨界事故防止のため、次のような設計上の考慮が求められている。

- ・ 核燃料物質取り扱い上の 1 つの単位である単一ユニットについては技術的にみて想定されるいかなる場合でも、形状寸法管理、濃度管理、質量管理、同位体組成管理、中

中性子吸収材管理等並びにこれらの組み合わせにより、臨界を防止する対策が講じられていること。

- ・ 単一ユニットが2つ以上存在する場合には、技術的にみて想定されるいかなる場合でも、単一ユニット相互間の適切な配置の維持、単一ユニット相互間への中性子遮蔽材の使用等並びにこれらの組み合わせにより臨界を防止する対策が、講じられていること。

上述のような臨界管理が損なわれると臨界事故に至る可能性がある。この点を踏まえて以下の分析を行う。

(1) 概略的影響評価に基づくスクリーニング

再処理施設で扱う核燃料物質の形態は、使用済燃料集合体、溶液、粉末に大別される。使用済燃料貯蔵施設は耐震Sクラスに分類されており、地震時に使用済燃料集合体を収納するラックが万一損傷することが仮にあったとしても、臨界となるような集合体の移動は想定しがたいので、ここでは検討の対象外とする。

臨界事故の影響は、核分裂総数に大きく依存する。核分裂数は、核燃料物質の量、核燃料物質の移動で添加される反応度、臨界を終息させる影響緩和策（事象の自然の推移により未臨界状態に至る場合も含む）によって決まる。臨界事故を想定した場合、遮へい（影響緩和策）がなければ、核分裂に伴うガンマ線及び中性子線により従事者が大きな影響を被るおそれがあることから、シビアアクシデント候補事象として同定される。

(2) シビアアクシデント候補事象のリスク情報を活用した選定に係る検討

1) シナリオの体系的分析

上述の臨界管理が損なわれると臨界に至る可能性がある。以下では、内的事象及び外的事象に分けてシビアアクシデント候補事象選定のシナリオを例示する。

a) 内的事象

- ・ 核分裂性物質を含む溶液の濃度の制御に失敗し、臨界防止のために設定している濃度管理値を超える。
- ・ 濃度管理あるいは質量管理レベルの高い貯槽から低い貯槽に、核燃料物質を含む溶液が移送され臨界（誤移送臨界）になる。

なお、以下のようなシナリオも過去の事故例には存在する。

- ・ 形状管理していた容器が経年変化により変形し臨界となる。
- ・ 抽出等の化学反応により、存在しないはずの箇所に核分裂性物質が徐々に蓄積し、臨界となる。

b) 外的事象

- ・ 地震で形状管理により臨界を防止している粉末容器が落下し、粉末が容器外に放出され臨界形状を形成する。
- ・ 津波又は内部溢水で貯蔵容器における減速度管理が損なわれて臨界となる。
- ・ 地震で破損した形状管理貯槽から漏えいした溶液が臨界となる、あるいは回収先の容器で臨界となる。

2) 発生可能性（頻度）の評価

b)に揚げたような外的事象起因の臨界事故は、可能性としては、想定し得るが、臨界状態に至る具体的なシナリオを分析するには、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。

a)に示すシナリオは、臨界管理を行う濃度等のパラメータ管理の失敗により通常運転状態での値を越え、臨界に至るといふシナリオである。このシナリオは、機器等の単一故障あるいは単一誤操作では発生しないように設計されていることから、多重故障あるいは誤操作を前提としている。このシナリオに加えて地震等の外的事象により、例えば、安全機能を有する静的機器（Sクラス機器）の閉じ込め機能喪失による漏えい臨界については、発生の可能性の観点から判断すれば良い。

誤移送臨界の最も単純なシナリオは、濃度あるいは質量管理をしている設備から管理グレードの低い評価対象設備（移送先機器）に、チェック機構が機能せず、移送した結果として臨界に至るケースが考えられる。2つ以上の臨界管理パラメータで管理される場合には、評価対象設備（移送先機器）に対して複数の臨界管理パラメータの組合せで臨界と見なす領域を臨界計算により求める。次に、各々の臨界管理パラメータの管理失敗により、例えば質量管理と減速材管理の場合、それぞれの失敗によりどれくらい質量が増え臨界に近づくか、また減速材の増加により、どれくらい臨界に至る質量が少なくなるかについて分析する方法³⁸⁾が有効と考える。この分析結果を基に各々の臨界管理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。この検討の際に、1つの失敗の原因が他の失敗の共通の原因に成り得るかについても十分に検討を要する。このようにして構築した臨界発生シナリオに対する発生の可能性（頻度）を評価する。

3) 拡大可能性の評価

過去のサイクル施設での臨界事故において未臨界となって終息した機構（停止機構）は以下のいずれかであった。

- ①人為的な措置（中性子吸収材の投入、溶液の移送・排出等）
- ②臨界事故により発生した機械的エネルギー（圧力）による容器破損あるいは溶液の排出等
- ③核分裂熱による沸騰蒸発が進行し、体積減少あるいは減速条件変化

なお、一般には温度上昇により負の反応度が体系に加わり未臨界となるが、完全な断熱条件でない限り、やがて温度が低下し再び臨界となる。出力低下から再上昇までの間隔（時間）は、体系の冷却条件により大きく異なっており、一見停止した状態から数時間後に出力が上昇することがあるので、人の近接等に当っては十分な注意が必要である。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。

核分裂率（fission rate）が高い、例えば、 10^{16} fissions/s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。

4) 影響評価

過去、サイクル施設において22件の臨界事故が報告されている⁴⁰⁾。この間9名の従事者が核分裂に伴う放射線被ばくにより死亡している。過去の事故の多くは、軍事施設で発生しており、高濃縮ウランあるいは高純度の ^{239}Pu が取り扱われていた。これら核種からはガンマ線が殆ど放出されないため遮へいの必要性が小さく、人が近接して作業する工程が多かったことが、従事者の被ばくによる被害をもたらしたといえる。なお、我が国のJCOの臨界事故は商用施設であるウラン加工施設における事故であるが、同施設で取り扱う濃縮度18.8%のウランも放射線量が低いため、同様の状況である。過去22件の事故のうち、JCO事故を除く21件では、施設外への影響は認められていない。このため、一般には、臨界防止は従事者保護の観点から行われている。

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。しかし、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（JCO臨界事故では、機器や建屋による遮へい効果がほとんどない状況であったため、臨界時に発生した中性子線及びガンマ線により、周辺住民が被ばくしている）。また、このような場合、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。火災事故でのセル換気の停止の有効性と同様に、臨界は塔槽類換気の停止の有効性について検討する必要がある。なお、この検討においては、塔槽類換気の停止によ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）について多角的な視点からの検討を行い、事故規模の拡大に至ることが無いように十分な注意を払う必要がある。

(3) 課題

公衆への影響を評価する場合には、事故に伴う施設外への放射性物質の放出履歴（放出速度及び量）を知る必要がある。五因子法のMAR（あるいは定義の考え方によっては $\text{MAR} \times \text{DR}$ ）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。初期バースト部は反応度添加条件により支配されるが、その後の出力プラト一部は体系の冷却条件にも影響される。総核分裂数は、臨界継続時間に依存することから、どの時点で未臨界措置を講ずることができるかにより変化する。即ち、個別の機器への核燃料物質を含有した溶液の流れ込みの条件や事故終息までの時間を想定するとともに、これら機器の具体的な形状を踏まえ、総核分裂数を信頼性の高い計算コードあるいは評価式を用い求めることが重要である⁴¹⁾。この場合、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、臨界安全ハンドブック第2版の表6.3に記載の再処理施設における臨界事故

評価事例³⁹⁾あるいはAAHに記載の核分裂数の一覧が参考となる。臨界安全ハンドブック第2版の再処理施設における臨界事故評価事例として、米国Barnwell, Exxon, West Valley, 日本の東海, 六ヶ所の評価が記載されている。米国ではいずれも最大核分裂数を 2×10^{19} としている(米国指針に基づくものと考えられる)。日本では、最大 1×10^{20} としている。これらは、アイダホで発生した過去の事故の最大値(4×10^{19})を踏まえたものといえる。六ヶ所再処理工場の旧安全審査指針に基づく安全評価での運転時の異常な過渡変化を超える事象及び立地評価事故では、それぞれ、 1×10^{19} 及び 1×10^{20} を仮定している。一方、AAH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(Table3-17: McLaughlinによる評価)。この中の最大は、「大型容器配列(Large storage arrays)」体系で即発超臨界となった場合で、 3×10^{22} となっている。McLaughlinは、臨界事故の想定核分裂数を“誤解と論争の歴史”と表現し、Woodcockの数値(上記の 3×10^{22})を現実にはこのような条件が成立しない例として挙げている⁴²⁾。なお、溶液体系では最大 3×10^{19} であり、六ヶ所再処理工場の評価に近い。シビアアクシデントの想定核分裂数を定めるにはこれらの情報が役立つ。

核分裂生成物質の生成量に、気相への移行率(ARF)と換気系内での低減率及びHEPAフィルタの捕集効率(LPF)を乗ずることで各核種の施設外への放出速度及び量(放出履歴)を計算する。その際、再処理施設特有の条件を考慮したARF及びLPFを採用することが重要である。

また、公衆への影響を評価する場合、高い比放射能を有する短寿命核種の施設外への放出量の評価が重要となる。この観点からは、施設外へ放出されるまでの施設内での滞留時間の見積もりが必要となり、そのためには、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。

表4.3に本章での検討結果のまとめを示す。なお、本検討に当たって引用したデータ、あるいは評価結果等の妥当性等については、本WGでの目的とするものではなく検証していない。

表 4.3 具体例への適用検討結果のまとめ

		有機溶媒火災	臨界
ハザード分析		<ul style="list-style-type: none"> 放射線及び放射性物質の系外への移行を引起す危険要因を抜け落ちなく抽出する。 発生が考え難い事象でも考慮したことを明示するため敢えて取上げ記録する。 有機溶媒、臨界量以上の核燃料物質の存在 ⇒ 危険要因と同定 	
概略的な影響評価に基づくスクリーニング		<ul style="list-style-type: none"> 影響緩和機能喪失でも平常時線量限度を超える恐れのない場合はシビアアクシデント候補対象外 高放射能を取扱う工程での事故はシビアアクシデント候補として同定(工学的判断) 	<ul style="list-style-type: none"> 地震による核燃料物質の配置が想定されない場合は SA 候補対象外 遮へい(影響緩和策)がなければ放射線により従事者が大きな影響を被る恐れがあるため、シビアアクシデント候補として同定
シビア アクシ デント 候補事 象の リス ク評 価	シナリオの体系的分析	<ul style="list-style-type: none"> 火災発生条件(漏えい, 加熱源存在, 着火源存在)の成立性 ⇒設備・運転管理情報, 外的事象情報に基づき事故シナリオを系統的に構築 	<ul style="list-style-type: none"> 臨界管理が損なわれると臨界に至る可能性 ⇒a)内的事象(例:濃度管理失敗⇒誤移送), b)外的事象(例:地震により粉末が漏えい⇒水没, 地震による溶液漏えい)
	発生の可能性(頻度)の評価	<ul style="list-style-type: none"> 内的事象としての火災発生 PRA 結果(旧 BNFL, JNFL, JAEA)を例示 ⇒発生頻度: $10^{-6}/y$ 外的事象: 内的事象で考慮しなかった動的・静的機器機能喪失を要検討 機器の耐震クラスと関連付け損傷頻度を考慮する必要 リスク評価精度向上には着火条件に係る科学的知見の整備が重要 	<ul style="list-style-type: none"> a)事象: ・複数の臨界管理パラメータの組合せで臨界とみなす領域を臨界計算 ・各々のパラメータの管理失敗により臨界に接近するかを分析 ・分析結果をもとに管理失敗の種類・回数の組合せを考慮しシナリオ構築 b)事象: 設備情報を必要とするためここでは具体的分析は行わない。
	拡大の可能性の評価	<ul style="list-style-type: none"> 燃焼溶媒量, 消火操作(防火ダンパ閉止による窒息消火)に依存 HEPA フィルタ機能(影響緩和策)の健全性評価が重要 地震時の HEPA フィルタを含む換気系を構成する静的機器機能喪失(低下) ⇒地震の強さと保持される機能の程度の関係の検討が必要 ⇒複数事象の重量による HEPA フィルタ機能低下の関係の検討が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 臨界停止機構(人為的措置, 容器破損, 沸騰蒸発進行による体積減少・減速条件変化)を考慮し検討する必要
	影響評価	<ul style="list-style-type: none"> 五因子法を用いて評価 計算コード等による詳細解析により LPF を設定することも有効 	<ul style="list-style-type: none"> 従事者保護の観点が重要 塔槽類換気停止の有効性について検討する必要
課題		<ul style="list-style-type: none"> HEPA, 建屋のフラジリティ曲線と DF, 損傷の関係づけ 地震発生頻度及び構築物・設備・機器の安全機能喪失割合の積を地震動強さで積分・平均することで実効的な安全機能喪失割合を定義・使用 	<ul style="list-style-type: none"> 事故収束までの時間を考慮した動特性解析による核分裂数の導出・放射性物質のリークパスの考慮(地震による建屋の損傷との関係)

5. まとめ及び課題

5.1 リスク情報を活用した対応を検討すべきシビアアクシデント選定方法の提案

本報告書では、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえたサイクル施設における安全の確保・向上を目的として、リスク情報活用を基本とした科学的合理性のある対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法を検討し、提案した。以下に、その考え方と選定の方法をまとめる。なお、サイクル施設においてシビアアクシデントという用語は今まで用いられたことがなかったが、ここでは“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な影響をもたらす事故”と定義している。新規基準で定める重大事故と区別して用いているが、重大な影響を与える事故の発生を防止するという目的では一致している。

(1) 対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法

重大な影響を与える事故の発生防止は、シビアアクシデントを適切に選定することから始まる。本WGは、事故の発生可能性（頻度）及び影響の大きさ、即ち、リスク情報を活用した選定方法を提案する。この方法は次の3段階からなる（図2.1参照）。

- ① ハザード分析により、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。この時、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に注意する。
- ② 潜在的な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、おそれのある事象をシビアアクシデント候補事象とする。
- ③ 各候補事象に対しリスク評価（半定量評価を含む）を行い、その結果を発生可能性（頻度）と影響に関する2次元の判断基準（下記(2)参照）で評価し、対応を検討すべきシビアアクシデントを選定する。

本方法による選定過程で、事故がどのようなシナリオで進展し、どのようなリスクを有するかを知ることができる。これは、具体的対策検討において重要な基礎情報となる。

(2) 対応を検討すべきシビアアクシデントの判断基準

上記方法により得られた各種事故の有するリスク情報を活用して、どのシビアアクシデントが対応を検討すべきシビアアクシデントに該当するかを判断するには基準が必要となる。本報告書では、シビアアクシデントに対して、その発生可能性（頻度）と影響の2つの要素（リスク情報）を考慮した2次元判断基準を提案する。このような判断基準の利用は、IAEAの国際安全基準においても我が国の規制においても一般的に認められているグレーデッドアプローチの考え方そのものである。また、定量的な判断基準を用いることに

より、どのような範囲に原子力施設のリスクを抑制しようとしているかを関係者が理解できる。

国際的には、英国及び米国において、このようなリスク情報活用を促す判断基準が使用されているが、我が国の新規制基準においては、設計基準事故を超える領域のリスク区分はされていない。また、重大事故対策を講じた後の有効性判断の指標として「 ^{137}Cs 換算で 100 TBq 相当を十分下回る」こととされている。環境影響の尺度として放出放射性物質量を与えることは適切と考えるが、どのようなリスクをどのような範囲に抑制しようとしているのが理解しやすい判断基準の明示が望まれる。

(3) グレーデッドアプローチの重要性

リスク情報を活用したグレーデッドアプローチの考え方は、単に異なる施設間に適用するだけでなく、同一施設であっても上記のように多くの事故間への適用が必要である。さらに言えば、原子力施設の安全確保活動全体に一貫して適用されるべき基本的考え方であり、今後のリスク評価手法の拡張により、一層の有用性が高まると期待できる。

5.2 リスク評価及びリスク情報活用に関する課題

(1) 地震等によるシビアアクシデントのシナリオ分析と発生可能性評価に係る課題

内的事象に関しては、定量的な PRA 手法或いは、状況に応じ半定量的な ISA 手法等を用いて発生の可能性を評価することが可能であり、国内外にかなりの実績を有している。しかし、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、発電用原子炉施設には既に学会標準があり適用が進みつつあるが、サイクル施設では適用経験が少なく、内的事象と異なる以下のような課題がある。

① 機器等の地震時フラジリティ評価

サイクル施設において重要となる静的機器を含む構築物、系統及び機器の損傷可能性（フラジリティ）評価が必要である。例えば、設計時の建屋評価では、耐震壁のひずみにより損傷有無を判断する保守的手法が用いられるが、建屋の有する遮へい、閉じ込め、設備・機器の保持等の安全機能の損傷レベルを判断できる現実的な評価手法が必要となる。

② 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

提案した選定方法を継続的安全性向上の段階で適用する際には、可搬設備や現場操作を含む事故時対応の効果も考慮できるリスク評価が望まれる。この場合には、事故進展が比較的緩やかな場合が多いこと、複数事象同時発生時の対応人員の確保、状況把握の方法、アクセス性、操作環境、余震等の不確実性の高い状況下での対応となること等への配慮が必要である。我が国で経験した地震時の運転員対応の成功事例等も反映することが望ましい。

③ 長期の事故管理を想定した場合の評価用データの整備

放射線分解による水素発生及び崩壊熱の除去等長期の事故管理が必要となる事項は、内的事象による事故にも共通であるが、地震等外的誘因事象による事故ではより厳しいサイト内環境での対応となりうるので、事前に検討を行っておくこと

が重要である。そのために必要となるデータを整備する必要がある。例えば、水素発生挙動、火災発生条件等につき、リスク評価上の重要度を考慮しつつデータを整備する必要がある。

(2) シビアアクシデントの影響評価の重要性と課題

再処理施設は、発電用原子炉施設と同等の安全対策の要求が成されることが多い。リスクを重要な情報として、対応を検討すべきシビアアクシデントの選定、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。そのためには、影響に関する最適パラメータ（五因子法の ARF, LPF 等）値の使用及び解析手法の向上が必要である。このようなパラメータ及び手法を用いて外的誘引事象を含むサイクル施設のシビアアクシデントがどの程度の影響をもたらすおそれがあるのかを明らかにすることにより、発電用原子炉施設の炉心損傷・格納容器破損事故を含めた様々な施設間のリスク特性の相違を考慮したグレーデッドアプローチの適用が可能となる。

(3) リスク評価対象外事象への考慮

対応を検討すべきシビアアクシデント選定方法は、潜在的影響を有する事故を洩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洩れた事故及びシナリオの特定や発生可能性（頻度）の評価が難しくモデル化し難いテロ等についても対応する必要がある。選定されたシビアアクシデントへの対応を検討する際は、これらのことを考慮して、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対応を検討すべきシビアアクシデント選定方法は、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、シビアアクシデント対策の改善、教育訓練等への活用が考えられる。

6. おわりに

本ワーキンググループの活動は、その設立趣旨に述べられているように、再処理・リサイクル部会の部会員が有する最新の知見及び専門的経験に基づいて、技術的観点からシビアアクシデントに係わる課題を検討し、科学的合理性の高い安全確保及び安全規制並びに社会への説明責任の達成に資するよう、その検討の成果を発信することは、部会の使命であるとの認識に基づいて開始された。検討の過程では、原子力安全部会から、同部会が開催したセミナーでの議論や報告書案へのコメントを通して、多くの貴重な意見・示唆を

頂いた。

検討の結果、安全確保対策の科学的合理性を高める上で有効となるリスク情報を活用した対応を検討すべきシビアアクシデント選定方法を提案した。

提案した選定方法が、安全確保に第一義的責任を有する原子力事業者に活用され一層の安全性向上の検討及び実践の一助となることを期待する。また、規制機関が事業者の安全確保活動を最適な方向に導く規制環境を整備することも重要である。さらに、学术界がその技術的基盤の整備に貢献することも必要である。

本報告書が、規制機関、事業者及び学术界での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。

参考文献

- 1) 浅田和男, 他, 「加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」, 原子力安全基盤機構, JNES-RE-2013-0003, 2013.
- 2) Electric Power Research Institute, “EPRI Nuclear Fuel-Cycle Accident Risk Assessment”, Nuclear Safety, Vol. 22 No. 3 May-June 1981.
- 3) “Status report on The EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment” EPRI NP-1128 July 1979.
- 4) Code of Federal Regulations, Title 10, Energy, Part 70, “Domestic Licensing of Special Nuclear Material.”
- 5) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Standard Review Plan for the Review of License Application for a Fuel Cycle Facility,” NUREG-1520, 2002.
- 6) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Integrated Safety Analysis Guidance Document,” NUREG-1513, 2001.
- 7) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Reactor Safety Study”, WASH-1400, 1975.
- 8) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Reprocessing Rulemaking: Draft regulatory basis and Path Forward,” SECY-11-0163, 2011.
- 9) 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会, 「ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告」, 平成 11 年 12 月 24 日
- 10) International Atomic Energy Agency, “Safety of Nuclear Power Plant: Design,” SSR-2/1 (2012).
- 11) Center for Chemical Process Safety (CCPS) of the AIChE, “Guidelines for Hazard Evaluation Procedures second edition with Worked Examples,” AIChE , 1992.
- 12) 中村博文, 他, 「東海再処理施設の事故の発生防止策の検討」, JNC TN8410 99-004, 1999.
- 13) 大森栄一, 他, 「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).
- 14) 日本原燃株式会社, 三菱重工業株式会社, 「再処理施設の設計基準事象選定」, J/M-1004, 平成 3 年 7 月(平成 19 年 2 月改 4)
- 15) 宮田敬士, 他, 「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価, (II)-高レベル濃縮廃液沸とう事故の発生頻度評価(内的事象)-」, 原子力学会和文論文誌, Vol.7, No.2, pp.85-98, 2008.
- 16) 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.
- 17) C.L.Atwood, et al., “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk

- Assessment,” NUREG/CR-6823, 2003.
- 18) 原子力安全研究協会, 「PSA 用故障率データに関する調査」, 1997.
 - 19) 日本原子力学会標準委員会, 「原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準: 2010」, AESJ-SC-RK001:2010, 2010.
 - 20) Science Applications International Corporation, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook,” NUREG/CR-6410, 1998.
 - 21) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “An Approach to the Quantification of Seismic Margins in Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-4334, 1985.
 - 22) 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.
 - 23) 日本原子力学会標準委員会, 「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 2011」, AESJ-SC-RK004:2011, 2011.
 - 24) 日本原子力学会標準委員会, 「原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 2012」, AESJ-SC-RK005: 2012, 2012.
 - 25) 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
 - 26) Health and Safety Executive, “Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities,” 6 Edition, Rev. 1, 2006.
 - 27) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide (MOX) Fuel Fabrication,” NUREG-1718, 1999.
 - 28) 核燃料施設性能目標調査専門部会, 「料施設性能目標策定に係る技術基盤の検討」, JAEA-Review 2010-028, 2010.
 - 29) 西尾軍治, 「再処理施設の事故時における排気フィルタ設備の安全性実証試験」, 空気清浄第 25 巻第 6 号, 1988.
 - 30) M.Y.Ballinger, et al., "Aerosols Released in Accidents in Reprocessing Plants", Nucl. Technol., vol.81, p278, 1988.
 - 31) Hitoshi Abe, et al., "Source term on release behavior of radioactive materials from fuel solution under simulated nuclear criticality accident", ANS NCS D Topical Meeting, 2001.
 - 32) P. W. Ball, et al, "Reliability analysis and the use of probabilistic risk assessment in the storage of highly radioactive liquid wastes," Paper presented at the Fourth EuReData Conf., Venice, 1983.
 - 33) J. P. Mercier, et al., "Application of the Probabilistic Approach to the UP3-A Reprocessing Plant," IAEA-TECDOC-711, pp95-107, 1993.
 - 34) 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」運営管理グループ, 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書」, 2014.
 - 35) 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.
 - 36) 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.
 - 37) 阿部仁, 他, 「核燃料サイクル施設における可燃性物質の燃焼時の閉じ込め効果評価試験(受託研究)」, JAEA-Research 2012-035, 2013.
 - 38) 玉置等史, 他, 「MOX 燃料加工施設における臨界事象発生頻度概略評価法の開発」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.9, No.1, p.40-51, 2010.
 - 39) 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.
 - 40) T. P. McLaughlin, et al., “A Review of Criticality Accidents, 2000 Revision,” LA-13638, Los Alamos National Laboratory, 2000.

- 41) 山根祐一，他，「核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査(V) 臨界事故影響の評価手法と試解析」，日本原子力学会和文論文誌, 9(1), 96-107, 2010.
- 42) T. P. McLaughlin, “Process Criticality Accident Likelihood, Consequences, and Emergency Planning,” LA-UR-91-2325, 1991.

付録 A 発電用原子炉施設に関する確率論的リスク評価手法の開発と活用の経緯

本報告書において提案された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は、定性的又は定量的なリスク評価手法を活用するものとなっている。特に大きい影響をもたらさうる事象については PRA の手法を用いることを推奨しており、その手法については日本原子力学会において発電用原子炉施設のために整備されたリスク評価の実施標準類を参考とすることを推奨している。このリスク評価の手法は、サイクル施設の分野の読者には、なじみの深いものではないと考えられるので、発電用原子炉施設に関する PRA の手法の開発と適用の経緯について簡略に紹介する。

(1) 発電用原子炉施設に関する PRA の開発とその特徴

原子力分野においては、発電用原子炉施設の原子力損害賠償制度に関する論争が発端となり、NRC が「原子炉安全研究」として最初の PRA を実施し、報告書 WASH-1400 ^{a1)} を公開した。この手法は、それ以前に発電用原子炉施設事故の最大規模を内蔵放射エネルギーに基づいて推定した WASH-740 ^{a2)} とは異なり、事故の規模（急性及び晩発性影響による死亡者数）が事故シナリオに依存することに着目し、シナリオを、その発端となる起因事象とその後続く安全設備の成功・失敗の組み合わせとして表現するイベントツリー（ET）手法を導入した。この ET 手法により無数の事故が有限の個数の事故シーケンスとして表現されることとなった。また、ET 上の枝に相当する個々のシナリオ（事故シーケンス）の発生頻度は、その起因事象の発生頻度と安全設備の失敗を表す ET の分岐の確率の積として計算されることとなり、その確率はフォールトツリー（FT）手法と機器故障率等の統計的データを組み合わせて評価され、施設の全体としてのリスクは、個々の事故シーケンス毎に計算された発生頻度と影響（死亡者数期待値）の積和として計算された。ここで、FT によるシステム信頼性評価の手法はロケット設計の技術から援用されたものであるが、ET で事故シナリオを分類する試みは WASH-1400 が初とされている。

さらにその後 1979 年にスリーマイル島事故（TMI 事故）が発生し、そのシナリオが WASH-1400 において重要とされた 2 次冷却系故障と交流電源喪失を伴う事象と類似のものであったこと等から PRA の有用性が強く認識され、世界的に PRA の研究・適用が進んだ。それ以前の安全評価手法と WASH-1400 の手法の最大の相違は、前者が例えば非常用炉心冷却系のシステム設計の妥当性評価と言った特定の目的のために用いられるものであって、設計基準事故と安全設備の単一故障の組み合わせを想定した解析の結果が評価基準を満足するかどうかで判断するのに対して、後者はあらゆる事故シナリオを想定して公衆のリスクを評価しようとしたことである。すなわち、前者の枠組み（いわゆる決定論的安全評価の枠組み）は、起こり得る事故シナリオを探索・分析する作業は含まず、そうした分析は事前になされていることを前提にして、特定の設備の設計の妥当性を確認するために組み立てられた手法であった。このため、TMI 事故の発生によりシビアアクシデントへの対策が求められた際に、ET 及び FT を用いてシビアアクシデントに至る事故シナリオを系統的に分析する PRA の手法が注目されたのは必然的なことであった。

(2) 発電用原子炉施設におけるシビアアクシデント対策への PRA の活用

1986年にNRCは、全発電用原子炉施設の事業者に対して、PRAを用いて安全上の弱点を探し改善する個別プラント評価（IPE: Individual Plant Examination）を行うよう指示した。1988年には地震、津波、火災等を含む外的事象に関するIPE（IPEEEE: IPE for external events）の実施を要求した。また、米国では、TMI事故以後全交流電源喪失への対応、スクラム失敗事象への対応等の規制強化が行われたが、同時にそれらの安全性向上に根拠と目標を与えるものとして、1986年に確率論的な安全目標が制定された。

我が国では、TMI事故以後産業界及び旧原子力工学試験センター原子力安全解析所、旧日本原子力研究所等でPRA手法の開発が開始され、この成果を踏まえて、1992年に旧原子力安全委員会においてアクシデントマネジメントに関する決定^{a3)}がなされた。この決定を基に、行政庁から電気事業者に対して、レベル2PRAの結果を参考にしてアクシデントマネジメントを整備することが要請された。ただし、この対象には外的事象を含めることが明示されず、その結果事業者の対応は内的事象に限定された。また、旧原子力安全委員会においては安全規制の合理性、整合性を高め、国と国民の間の意見交換を効果的効率的に行うことに役立てることを目的として確率論的な安全目標の検討がなされ、その案が公表された。この原子力安全目標（案）^{a4)}は、米国の安全目標と同様に公衆の死亡リスクで表現され、核燃料サイクル施設を含む原子力施設一般に適用できるものであり、対象とする事象はテロ等意図的な人為事象を除き、内的事象と外的事象を含むものとされた。

外的事象については2006年の発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改定に伴い、行政庁から電気事業者に対して、「残余のリスク」^(註)の評価として地震PRAの実施が要請されたが、その結果の提出がなされる前に福島第一原子力発電所事故が発生することとなった。津波PRAについては、旧JNES及び東京電力等において手法整備のための適用研究が東北地方の地点を対象になされていた。しかしながら、津波PRAの評価結果は、結果的には、当時は有効に活用されなかったと言わざるを得ない。

我が国では、アクシデントマネジメントの整備とPRAの実施が強制力を持たない要請であったこと及び外的事象を含まなかったことが、結果的に欧米に比べてシビアアクシデント対策を遅らせる一因となったことが福島第一原子力発電所事故に関する様々な事故調査報告書で指摘された。例えば、IAEAへの日本国政府報告書^{a5)}において国は、確率論的リスク評価手法（PRA）の規制への適用が遅れていたことを指摘し、今後PRAを活用した効果的な安全向上策を構築するとしている。

^(註) Residual risk の日本語訳。「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」において「残余のリスク」とは「策定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすことのリスク」と定義されている。原子力安全部会及び本WGでは訳語として「残留リスク」の方が適切と考えている。

参考文献

- a1) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Reactor Safety Study", WASH-1400, (1975).
- a2) U.S. Atomic Energy Commission, "Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants", (1957).
- a3) 原子力安全委員会,「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」, 原子力安全委員会決定, 平成4年5月
- a4) 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
- a5) 原子力災害対策本部, 原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書 -東京電力福島原子力発電所の事故について-, 平成23年6月

付録 B シビアアクシデント及びリスク評価に関する用語

報告書で用いるシビアアクシデント及びリスク評価等に関連する用語の定義を述べ、必要に応じ補足情報を追記する。発電用原子炉施設分野で開発されたリスク手法に言及することもあるため、発電用原子炉施設に関する用語も核燃料サイクル分野の読者の参考として加えている。

重大事故

新規制基準における重大事故。新規制基準では、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であって、核燃料サイクル施設では、放射性物質の閉じ込め系の機能喪失を伴う、火災、爆発、溶液の蒸発乾固、漏えい、臨界事故等、と定義されている。なお、影響についての明確な定義は示されていない。

シビアアクシデント

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シビアアクシデントという用語はこれまで使われていなかった。本報告書では、サイクル施設のシビアアクシデントを、“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。

危険要因

通常、評価対象施設に内在する放射線又は放射性物質をいう。リスク評価では、「評価対象施設に内在し、閉じ込め境界を越えると人間、財産及び環境に影響を与える放射線又は放射性物質、その引き金となる異常事象及びその異常事象の発生から環境等に影響を及ぼすまでの状況の進展（粗いシナリオ）の3つの要素の組み合わせ」と定義する。サイクル施設のリスク評価では、一般的に「ハザード」と呼ぶ。

外的誘因事象

地震、津波、テロ等のように施設において事故を発生させる可能性のある外的な事象。

外的ハザード

リスク評価の分野での呼び方で、外的誘因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価した結果、または影響の強さ。対象とする外的誘因事象の名称を冠して、地震ハザード、津波ハザード等と呼ぶことがある。

ハザード分析（危険要因分析）

評価対象施設に内包する危険要因を体系的かつ網羅的に分析し抽出すること。化学工場一般では危険要因を分析することをハザード分析と呼んでいる。

ハザード評価

リスク評価の分野での呼び方で、外的誘因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響

の強さの関係を評価すること。対象とする外的誘因事象の種類によって、地震ハザード評価、津波ハザード評価等と呼ぶ。

リスク

ハザード分析により抽出したハザードが顕在化する事象の連鎖（シナリオ）、顕在化する可能性（頻度）、顕在化したときの影響（公衆の被ばく線量等）の組み合わせ。

リスク評価

リスクを定量的あるいは定性的に記述し、リスクの支配因子や各寄与因子の重要度、リスクの不確かさ等を明らかにすることにより、リスクの現状の把握や比較、低減等に活用できる情報を得ること。

総合安全評価（ISA：Integrated Safety Analysis）

米国原子力規制委員会が、臨界量を超えて核物質を取り扱う施設を対象とする連邦規則法典（10 CFR Part70）の2000年に実施した改訂に際して、事業者を実施を要求した簡易的なリスク評価。ここで、“Integrated”とする意味合いは、放射線の影響だけでなく、化学的毒性によるリスクも含めて評価する点にある。国内では、ISAを簡易的あるいは概略的なリスク評価の代名詞として用いる傾向がある。

確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）

リスク評価の一手法であり、ハザード分析により抽出したハザードが顕在化する事象の連鎖（シナリオ）、顕在化する可能性（頻度）、顕在化したときの影響（公衆の被ばく線量等）の組み合わせを体系的かつ定量的に評価する手法。ハザードが顕在化するシナリオを構成する機器の故障、運転員の過誤等を、成功／失敗の分岐で表す事象（イベント）の繋がり因果関係をイベントツリー（ET：Event Tree）で表し、各イベントの頻度あるいは確率をそれらの発生に係わる要素を樹状型の因果関係をフォールトツリー（FT：Fault Tree）で展開し、各要素の頻度あるいは確率の合成によりETの個々のパスの頻度を求めることが多い。また、個々のETのパスで表されるシナリオでの放射性物質の放出量は、シナリオで想定される放射性物質の発生、移行挙動をモデル化した計算プログラム等を用いた詳細解析で評価することが多い。再処理施設においては、各種事故のシナリオを定式化するEvent Tree及びFault Treeが比較的単純であること、同一の事象で発生に係わる設備構成が同等であることが多いこと等の特徴を活かして、PRAと同様の評価内容を維持しつつ、効率的な評価が行えるように開発された確率論的リスク評価手法の一つとしてQSA（Quantitative Safety Assessment）^{b1)}がある。

なお、PRAは、定義としては、その一部としてハザード分析を含むが、本報告書では、ハザード分析だけを先に行う手順を提案するので別に扱っている。なお、福島第一原子力発電所事故以前では、PRAと同義の用語としてPSA（Probabilistic Safety Assessment）を用いてきたが、本報告書では、日本原子力学会標準委員会の見解を受けてPRAに統一している。

レベル 1PRA

発電用原子炉施設での炉心損傷に至る事故シナリオを同定するとともに、そのシナリオの発生頻度を評価するPRAのこと^{b2)}。

レベル 2PRA

発電用原子炉施設での炉心損傷レベル 1PRAに加え、格納容器から大量の放射性物質が放散する事故シナリオを同定するとともに、同シナリオの原子炉冷却系内及び格納容器内の事象の進展及び放射性物質の挙動を予測し、環境中に放出される放射性物質の種類、量、放出のタイミング及びその頻度を評価する PRA のこと^{b3)}。

レベル 3PRA

発電用原子炉施設でのレベル 2PRAに加え、気象条件等を考慮して原子炉施設から放出される放射性物質の環境中移行を予測するとともに、環境中の放射性物質からの放射線被ばくによる一般公衆の健康影響を評価する PRA のこと^{b4)}。

グレーデッドアプローチ (graded approach)

対象施設がもつ潜在的な危険性のレベルあるいは施設の特性に応じて、事業者が、安全対策のために投入する資源を適正に配分したり、規制要求の範囲、厳しさを適正に選択する考え方であり、リスク評価の過程においても、対象施設の潜在的な危険性、施設の特性に応じて、評価の詳細さあるいは正確さレベルを適正に選択する考え方をいう。

参考文献

- b1) Y.Tamauchi, et al., New Risk Assessment Method for a Reprocessing Plant: Quantitative Safety Assessment, Nuc. Technol., Vol. 181, 303-316, February 2013.
- b2) 日本原子力学会標準委員会, 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準: 2008(レベル 1PSA 編)(AESJ-SC-P008:2008), 2008.
- b3) 日本原子力学会標準委員会, 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準: 2008 レベル 2PSA 編) (AESJ-SC-P009:2008), 2008.
- b4) 日本原子力学会標準委員会, 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準: 2008(レベル 3PSA 編)(AESJ-SC-P010:2008), 2008.

付録 C 略語

- AAH: Accident Analysis Handbook (事故解析ハンドブック)
- AIChE: American Institute of Chemical Engineers (米国化学工学協会)
- ALARP: As Low As Reasonably Practicable (「合理的に実施可能な限りリスクを下げる」というリスク低減に関する基本的な考え方)
- ARF: Airbone Release Fraction (気相への移行率)
- BNFL: British Nuclear Fuels Limited (英国核燃料会社)
- BSL: Basic Safety Level (基本安全レベル)
- BSO: Basic Safety Objective (基本安全目標)
- CDF: Core Damage Frequency (炉心損傷頻度)
- CFF: Containment Failure Frequency (格納容器破損頻度)
- DF: Decontamination Factor (除染係数)
- DR: Damage Ratio (影響を受ける割合)
- EPRI: Electric Power Research Institute (米国電力研究所)
- ETA: Event Tree Analysis (イベントツリー分析)
- ET: Event Tree (イベントツリー)
- FMEA: Failure Mode and Effect Analysis (故障モード影響解析)
- FTA: Fault Tree Analysis (フォールトツリー分析)
- FT: Fault Tree (フォールトツリー)
- HAZOP: Hazard and Operability Analysis (ハザードと運転分析)
- HEPA: High Efficiency Particulate Air (Filter) (高性能エアフィルタ)
- HPA: Health Protection Agency (英国 健康保護局)
- HSE: Health and Safety Executive (英国 保険安全執行部)
- IAEA: International Atomic Energy Agency (国際原子力機関)
- IPEEE: Individual Plant Examination for External Events (外的事象に対する個別プラントの体系的な安全解析)
- IROFS: Items Relied on for Safety (安全確保要件)
- ISA: Integrated Safety Analysis (総合安全解析)
- JAEA: Japan Atomic Energy Agency (日本原子力研究開発機構)
- JNES: Japan Nuclear Energy Safety Organization (原子力安全基盤機構)
- LPF: Leak Path Factor (放出経路での低減率)
- MAR: Material at Risk (放射性物質の存在量)
- NII: Nuclear Installations Inspectorate (英国 原子力施設検査局)
- NRC: Nuclear Regulatory Commission (米国原子力規制委員会)
- NUCEF: NUClear fuel Cycle safety Engineering research Facility (燃料サイクル安全工

学研究施設)

PRA: Probabilistic Risk Assessment (確率論的リスク評価)

QA: Quality Assurance (品質管理)

RF: Respirable Factor (呼吸により体内へ取り込まれる粒子の割合)

SAP: Safety Assessment Principles (英国 安全評価原則)

SRP: Standard Review Plan (標準審査計画)

ST: Source Term (放射性物質の放出量)

SSC: Structure, System and Component (構造物, 系統及び機器)

TBP: tributyl phosphate (リン酸トリブチル)

TEDE: Total Effective Dose Equivalent (全実効線量当量)

TOR: Tolerability of Risk from nuclear power station (リスクの受忍可能性)