ウラン加工施設を対象とした総合安全解析手法の開発

山手 一記^{1,*}, 荒川 智幸¹, 山下 正弘¹, 佐々木 憲明¹, 平野 光將²

Development of ISA Procedure for Uranium Fuel Fabrication and Enrichment Facilities

Kazuki YAMATE^{1,*}, Tomoyuki ARAKAWA¹, Masahiro YAMASHITA¹, Noriaki SASAKI¹ and Mitsumasa HIRANO²

¹Japan Nuclear Energy Safety Organization, Kamiya-cho MT Bldg., 4-3-20 Tranomon, Minato-ku, Tokyo 105-0001, Japan

²Tokyo City University, 1-28-1 Tamatsumi, Setagaya-ku, Tokyo 158-8557, Japan

(Received August 3, 2010 and accepted in revised form January 19, 2011)

The integrated safety analysis (ISA) procedure has been developed to apply risk-informed regulation to uranium fuel fabrication and enrichment facilities. The major development efforts are as follows: (a) preparing the risk level matrix as an index for items-relied-on-for-safety (IROFS) identification, (b) defining requirements of IROFS, and (c) determining methods of IROFS importance based on the results of risk- and scenario-based analyses. For the risk level matrix, the consequence and likelihood categories have been defined by taking into account the Japanese regulatory laws, rules, and safety standards. The trial analyses using the developed procedure have been performed for several representative processes of the reference uranium fuel fabrication and enrichment facilities. This paper presents the results of the ISA for the sintering process of the reference fabrication facility. The results of the trial analyses have demonstrated the applicability of the procedure to the risk-informed regulation of these facilities.

KEYWORDS: ISA, IROFS, uranium fuel fabrication and enrichment facilities, risk level matrix, determining methods of IROFS importance, risk-informed regulations

I. はじめに

2003年11月に、原子力安全委員会(以下「JNSC」という。)は、我が国にリスク情報を活用した原子力安全規制を導入するための基本方針¹⁾を示した。その中で、安全規制におけるリスク情報活用の意義として、安全規制の合理性、整合性および透明性の向上、ならびに安全規制活動のための資源の適正配分を挙げている。

また、JNSCはリスク情報を活用した規制の基本方針として、次のとおり述べている。

① リスク情報を活用した規制は、多重防護の考え方を基本的に堅持しつつ、従来の工学的判断や決定論的評価に基づく規制を、定量的・確率論的な評価により得られるリスク情報を活用することによって補完し、進化・進歩させていくことが適当である。

② また、現在、設計や建設段階に比し従来にも増して運転段階における安全規制の重要度が高まっていることから、リスク情報を活用した規制は、運転段階における導入

の検討を中心に進めることが適当である。

③ 原子力発電所に対するリスク評価技術は長年蓄積された運転経験や研究成果に基づき向上、成熟してきており、得られる定量的なリスク情報は、速やかに、規制に活用できるものと考えられる。

一方、核燃料サイクル関連施設は、施設数が少ないことなどから、定量的なリスク情報が十分に得られない場合が考えられるため、画一的ではなく、リスクの大きさや様態等の施設の特性や運転経験に応じて、安全確保・安全規制の合理性の向上等の観点から有用なものに関し、優先的な導入を図ることが適当である。

この基本方針のもとで、原子力安全・保安院(以下「NISA」という。)は、リスク情報を適切に活用していくことによって効果的かつ透明性の高い原子力安全規制を実現するという基本的考え方を表明して、リスク情報活用の具体的検討を開始した^{2~4)}。

その中では、燃料加工施設を含む核燃料サイクル施設の安全規制に「リスク情報」を活用する場合には、原子力発電所を対象に実施されるような詳細なPSAによらない「リスク情報」の活用も考えられるとしている³⁾。

核燃料サイクル施設を対象とした具体的なリスク評価手法については、我が国では、これまでにいくつかの検討が

¹ 原子力安全基盤機構

² 東京都市大学

* Corresponding author, E-mail: yamate-kazuki@jnes.go.jp

進められてきている。例えば、再処理施設については、PSA手法が、日本原燃^{5,6)}、日本原子力研究開発機構(以下「JAEA」という。)^{7,8)}、原子力安全基盤機構(以下「JNES」という。)^{9,10)}において検討されている。また、MOX燃料加工施設については、JAEAにおいてPSA手順の整備^{11,12)}が行われている。しかし、米国原子力規制委員会(以下「NRC」という。)が規制に用いている総合安全解析(Integrated Safety Analysis。以下「ISA」^{a)}という。)手法^{13~17)}については検討が行われていなかった。

そこで、JNESでは、上述のNISAの基本的考え方を受け、2004年度から、国内で4事業者によって運転されているウラン加工施設(濃縮施設を含む)を最初の対象とし、リスク情報を活用したより効果的かつ透明性の高い安全規制の検討に資することを目的として、NRCが用いているISA手法および関連文献^{18,19)}を参考として、我が国独自のISA手法の開発を進めた。

開発に当たっては、日本の法令、安全基準をもとに、NRCのISAよりもより細分化したリスクレベルマトリックスの作成、NRCのISAでは設定されていない安全確保項目(Items Relied on for Safety: IROFS、以下「IROFS」という。)の選定の基本的考え方およびIROFSの重要度評価法の設定等を重視した。また、開発したISA手法の適用性について、ウラン加工施設の代表的な工程を対象とした試解析を行い、手法が適用できることを確認した。

これらの結果に基づき、JNESでは、2009年度までに、ISAの手順書を取りまとめた。この他、ISAの品質ガイドライン(案)の作成およびISAから得られるリスク情報の安全規制への活用策(案)の立案も行った。

本論文では、以上のような2009年度までに行ったISAに関わる種々の検討のうち、ISA手法の開発結果について述べる。

なお、「総合安全解析」における「総合」の意味は、放射線、臨界、火災・爆発、化学物質等を含むすべての関連する潜在的危険事象(以下「潜在事象」という。)を合わせて考察することであり¹³⁾、今回開発したISA手法には、放射線影響評価に加えて化学物質による影響評価も含めている。

II. ISA手法の開発の目的と考え方

1. ISA手法の開発の目的

ISA手法の開発の目的は、ISAによって被ばくに至る事故シーケンス、IROFS、IROFSの重要度等を明確にし、より効果的かつ透明性の高い安全規制の検討に資することである。

ここで、IROFSとは、事故の発生を防止(起因事象の発生を防止又は事故シーケンスの進展を防止)、または事故

の影響を緩和するための構築物、系統、機器および運転員(ここでは、放射線業務従事者を想定している。以下「従事者」という。)の対応操作のことである。

2. ISA手法の開発の考え方

ISA手法の開発は次の考え方で行った。

(1) 当面、検査等の安全規制に強く関連する内的事象^{b)}を解析の対象とし、外的事象は対象外とする。

(2) ウラン加工施設は、安全確保が従事者の対応操作に負うところが大きく、また、放射線に加えて、UF₆などの化学物質による身体への影響(以下「化学被ばく」という。)の可能性があるため、周辺監視区域境界付近の公衆(以下「周辺公衆」という。)と従事者に対する事故時の放射線被ばくおよび化学被ばくを解析の対象とする。

(3) 施設の運転時、起動時および停止操作時に加え、保守・点検作業時についても解析の対象とする。

(4) 事故シーケンスの影響過酷度および発生頻度はその大きさに応じて区分に分ける。放射線被ばくの影響過酷度の区分は、低放射線レベルまで検討が必要と考え4区分とする^{c)}。化学被ばくの影響過酷度区分は、NRCの区分と同様に3区分とする。一方、発生頻度区分は影響過酷度区分と合わせ、4区分とする。

(5) 事故シーケンスのリスクレベルを、発生頻度区分と影響過酷度区分の区分値の積で表す。

これらの区分値の積で構成する表をリスクレベルマトリックスとし、この中に許容するリスクレベルの範囲を設定する。これを安全対策上の判断指標として用いる。

(6) 許容するリスクレベルを満足するに必要なIROFSの選定方法および選定したIROFSの重要度を評価する方法を開発する。

III. ISAの実施手順

1. ISA実施手順の概略

開発したISA実施手順の概要をFig. 1に示す。ISA実施手順に沿って以下にその内容を説明する。

(1) ISA実施体制を編成する。実施メンバーは、ISAの品質を保証するため、

- ・ ウラン加工施設の設計、安全管理、運転・保守管理等に関する十分な知識・経験を有する者
- ・ 核燃料物質の臨界および放射線影響評価等の専門家
- ・ 火災および化学物質に関する安全の専門家

^{b)} 内的事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって事故シーケンスの発端となる事象である起因事象のうち、施設の内部で発生する事象をいう。例えば、施設内の機器のランダムな故障や作業者の誤操作等、施設やシステムに内在する原因によって起きる事象である。ただし、落雷等による外部電源の喪失は、内的事象とみなす。

^{c)} NRCは、影響過酷度区分、頻度区分ともに3区分としている(NUREG-1520 Rev.1(参考文献14)第3章附則AのTable A-3)。

^{a)} NRCはISAということばを使用しているが、本論文では我が国で適用するために開発したものもISAと呼ぶこととする。

Fig. 1 ISA 実施手順の概要

		発生頻度区分			
		極めて起こり 難い 1	非常に起こ り難い 2	起こり難い 3	起こり得る 4
影響過 酷度 区分	4	4	8	12	16
	3	3	6	9	12
	2	2	4	6	8 [注]
	1	1	2	3	4

Fig. 2 リスクレベルマトリックス

リスクレベルマトリックス中の数値が8未満の場合には、安全対策上の判断指標を満足するとし、8以上の事故シーケンスは、IROFSの見直しあるいは追加を必要とする。

[注]：ただし、周辺公衆に対して影響過酷度区分が2かつ発生頻度区分が4となるものについては、IROFSは十分とする。

- 確率論的安全評価の専門家等で構成する。
 - ISAを実施するために必要となるウラン加工施設のプロセス情報を収集・整理する。
 - ウラン加工施設の工程を解析単位に分け、ハザード解析を行う。すなわち、解析単位ごとに想定される起因事象の事象進展を検討し、被ばくの可能性がある潜在事象(漏えい、臨界、火災・爆発等)を漏れなく抽出する。
- 潜在事象を漏れなく抽出するためには、HAZOP解析^{d)}を2段階に分け、前段では、パラメータとガイドワード

の組み合わせごとに起因事象を抽出し、その上で「起こり得ない」という理由によって安全上問題がないことが明らかかなものは、その理由を明確にして起因事象から除外する。

起因事象の抽出に当たっては、網羅性を確保するために、原則として一般的なプロセスの逸脱と起因事象の例を記した「起因事象検討シート」を用いる。一例としてパラメータが「流量」の場合の起因事象検討シートを **Table 1**

^{d)} HAZOP 解析は、「None(なし)」、「More(量的増加)」等のガイドワードを用いて、プロセスの正常時からの逸脱(ずれ)を調査し、潜在事象を見出す系統的な手法である。

Table 1 起因事象検討シートの例

工程名: ノード^{a)}名:
 パラメータ: 流量(容器等の移動を含む)

ガイドワード		一般的なプロセスの逸脱と起因事象の例	想定される 起因事象	判定 ^{b)}	備考
None(なし)	流量なし	システム停止, ポンプ停止, 原材料の供給停止, 配管閉塞, 弁故障(開失敗), 移送装置故障(停止)			
More(量的増加)	流量高	原料供給過多, ポンプ回転数増, 調整弁故障(開), ポート移送装置不調, フィルタ通気抵抗減少			
Less(量的減少)	流量低	原料供給減, ポンプ回転数減, 調整弁故障(閉), 移送装置不調, フィルタ閉塞			
More than(質的增加)	—	なし			
Less than(質的減少)	—	なし			
Reverse(逆転)	逆流	ストレーナ反転, 3 方弁切換失敗, 切換側閉塞			
Sooner(早すぎ)	早急(急激)な流量変化	誤操作			
Later(遅すぎ)	流量変化の遅延	誤操作(操作忘れ)			
Service failure (供給不全)	ユーティリティ供給故障・停止	電源喪失(クレーン用電源等), 冷却水・加熱蒸気・水素ガス・窒素ガス・計装用空気供給停止			
Other than(その他)	上記以外で通常の状態と異なった流量: 意図しない場所(配管等)への移動, 配管接続部不良, 配管腐食による漏洩, 配電盤等漏電				

^{a)} 本文に記載する「解析単位」をいう。

^{b)} 判定は○あるいは×で示す。○は後段で解析を実施する組み合わせ, ×は実施しない組み合わせを表す。

に示す。

後段では, 除外されなかった起因事象ごとに事象進展の分析を行い被ばく事故に至る潜在事象を摘出する。

(4) 摘出した潜在事象について, 安全対策を無視した条件で^{e)}, 放射性物質および化学物質の放出量 RQ を次式に示す五因子法 (Five Factor Formula)¹⁶⁾ により算出し, 周辺公衆および従事者について, 放射線被ばく量および化学被ばく量をそれぞれ評価する。

$$RQ = MAR \times DR \times ARF \times RF \times LPF \quad (1)$$

ここで, MAR (Material at Risk) は事故によって影響を受ける可能性のある物質質量, DR (Damage Ratio) は事故の影響を受ける割合, ARF (Airborne Release Fraction) は事故の影響を受けたもののうち雰囲気中に舞い上がる割合, RF (Respirable Fraction) は肺に吸入され得るような浮遊性の微粒子の割合, LPF (Leak Pass Factor) は浮遊性の微粒子のうち環境中へ放出される割合である。

ウラン加工施設の場合, 放射性物質および化学物質の想定される放出源と潜在事象が多様で複雑なため, このような五因子法を用いることで, 保守性を有しながら, 比較的容易に評価を行うことができる。

(5) 評価結果に基づき, 影響過酷度の区分値を割り当てる。ただし, ウラン加工施設における臨界事象の場合には, 従事者への放射線被ばくが明らかに過酷と考えられるため, 被ばく量を算出せず影響過酷度区分を最大の 4 に設定する。また, 焼結炉外水素爆発等のように影響評価が複雑な事象についても, 被ばくが過酷になり得ると考え, 臨界事象と同様に被ばく量を算出せず影響過酷度区分を 4

に設定する。

(6) 潜在事象が顕在化したときの影響過酷度の区分値が規定値以上となる潜在事象を「IROFS を必要とする潜在事象」として選定する (第 III 章 2 節 (1) 項を参照。)。発生頻度区分については, この段階では評価は行わず, 保守的に最大の区分である 4 とみなす。

(7) 選定した「IROFS を必要とする潜在事象」に対し, 現状の施設で採られている安全対策を考慮して, イベントツリー等によって事故シーケンスを決定する。なお, この段階で事故シーケンスに関与する安全対策は「IROFS 候補」であり, 事故時のリスクレベル低減および事故の発生防止の観点から必ずしも必要とされない安全対策が含まれている可能性がある。(第 III 章 3 節 (1) 項を参照。)

(8) IROFS 候補を考慮して事故シーケンスごとに影響過酷度および発生頻度を評価する。影響過酷度は, 被ばく評価結果に基づき, Table 2 によってその区分を決定する。発生頻度は, 起因事象の発生頻度, 機器故障率, 人的過誤率, 暴露時間^{g)}等のパラメータ^{g)}により評価した結果に基づき, Table 3 によってその区分を決定する。

(9) 影響過酷度区分および発生頻度区分の数値の積を, 事故シーケンスのリスクレベルとする。

(10) 事故シーケンスのリスクレベルが, 安全対策上の判断指標を満足する (リスクレベルが 8 未満である。) か否かを判定する (Fig. 2 のリスクレベルマトリックス参照。)

ただし, 周辺公衆に対して影響過酷度区分が 2 でかつ発生頻度区分が 4 となるものは判断指標を満足するもの

^{e)} 建物・構築物のほか, 接続部・シール部等を除く静的機器は, 経年変化による破損等が極めて起り難いため, 閉じ込め機能等が維持されるものとする。

^{f)} 関心のある事象が発生し得る期間の長さ (例えば, IROFS の故障から修復されるまでの間の故障の継続(放置)時間)。

^{g)} NUREG-1520 Rev.1 (参考文献14) 第 3 章附則 A の Table A-9 および A-10 に示される指数表を含む。

Table 2 事故シーケンスの影響過酷度区分(放射線および化学被ばく量)

影響過酷度区分	周辺公衆 (周辺監視区域境界付近)	従事者
4	RD ^{a)} > 250 mSv ^{c)} (確定的影響) CD ^{b)} > AEGL ^{d)} -2 (後遺症が残るまたは重篤な健康障害)	RD > 1 Sv ^{g)} CD > AEGL-3 (生命に危険)
3	5 mSv ^{e)} < RD ≤ 250 mSv (小さいと判断される健康リスクを超える) AEGL-1 < CD ≤ AEGL-2 (著しい不快感、刺激等の影響)	250 mSv ^{c)} < RD ≤ 1 Sv (確定的影響) AEGL-2 < CD ≤ AEGL-3 (後遺症が残るか重篤な健康障害)
2	1 mSv ^{f)} < RD ≤ 5 mSv	50 mSv ^{h)} < RD ≤ 250 mSv
1	上記のものより放射線、 化学被ばくの低い事故	上記のものより放射線、 化学被ばくの低い事故

a) Radiation Dose の略、放射線被ばく線量(実効線量)。

b) Chemical Dose の略、化学被ばく量。

c) 原子炉立地審査指針(1964年5月27日)。

d) Acute Exposure Guideline Level の略、急性被ばくのガイドライン(参考文献21)。

e) 再処理施設の安全審査指針(2001年4月)。

f) 「核燃料物質の加工の事業に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示第13号(2000年12月)」第3条。

g) 米国の ISA 基準(64FR41338)。

h) 「核燃料物質の加工の事業に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示第13号(2000年12月)」第6条。

Table 3 事故シーケンスの発生頻度区分

発生頻度区分	事故シーケンスの発生頻度	定義(事象当たり)
1	極めて起こり難い	10 ⁻⁶ (/年)以下
2	非常に起こり難い	10 ⁻⁶ (/年)を超え、 10 ⁻⁵ (/年)以下
3	起こり難い	10 ⁻⁵ (/年)を超え、 10 ⁻³ (/年)以下
4	起こり得る	10 ⁻³ (/年)を超える

とする。(判断指標の設定の考え方については、第 III 章 2 節(3)項を参照。)

(i1) 判断指標を満足するように、IROFS 候補の中から IROFS を選定する。考慮した IROFS 候補では判断指標を満足しない場合は、IROFS 候補を追加して再評価を行い、判断指標を満足させる IROFS を選定する。

(i2) 選定した IROFS を対象に重要度を評価する。(IROFS の選定と重要度評価の方法については、第 III 章 3 節を参照。)

2. リスクレベルマトリックスの設定

(1) 影響過酷度区分の設定

Table 2 は、放射線被ばくと化学被ばくについて設定した影響過酷度区分である。放射線被ばくの影響過酷度を被ばくの程度に応じて 4 つに区分し、それぞれに数値 1, 2, 3, 4 を与えた。

「IROFS を必要とする潜在事象」は、以下の考察から周辺公衆に対しては影響過酷度区分 3 以上(放射線被ばくの

場合には 5 mSv を超える。)、従事者に対しては影響過酷度区分 2 以上(50 mSv を超える放射線被ばく。)とした。

(a) 再処理施設の安全審査指針²⁰⁾の「安全上重要な施設」の定義の解説において、「その機能喪失により、周辺公衆および従事者に過度の放射線被ばくを及ぼす恐れのないことが明らかな場合は、これを安全上重要な施設から除外することができる。」とあり、また指針 3 安全評価の解説において、「発生事故当たり 5 mSv を超えなければ公衆の「リスク^{h)}」は小さいと判断される。」とあることから、周辺公衆に対して IROFS を必要とする潜在事象の被ばく量の判断の基準値を 5 mSv とした。

(b) 従事者に対する基準値は、通常の運転、保守に携わり事故に至らないよう対応する従事者の線量限度で年当たり許容される最大値の 50 mSv とした。

化学被ばくの影響過酷度区分は、NRC の区分¹⁴⁾を参考に、被ばくの程度に基づき 3 区分し、放射線被ばくの影響過酷度区分との整合性を考慮して、それぞれに数値 1, 3, 4 を与えた。なお、化学被ばくの基準については、日本国内で制定されたものがないため、米国環境保護庁(EPA)が制定した急性被ばくの基準(AEGL)²¹⁾に準拠した。

(2) 発生頻度区分の設定

放射線被ばくおよび化学被ばくに寄与する事故シーケンスの発生頻度区分の設定について以下に述べる。

事故シーケンスの発生頻度区分は、起こり難い順に、「極めて起こり難い」、「非常に起こり難い」、「起こり難い」および「起こり得る」の 4 つに区分し、それぞれに数値 1, 2, 3, 4 を与えた。事故シーケンスの 4 つの発生頻度区分を Table 3 に示す。

発生頻度区分設定の考え方は次のとおりである。

(a) 発生頻度区分 1「極めて起こり難い」の上限值

「極めて起こり難い」の上限值は、すべての原子力施設に適用される原子力安全委員会の「原子力施設の安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」²³⁾に示されている施設全体の定量的目標案の「施設からある範囲の距離にある公衆の個人のがんによる平均死亡リスク^{j)}」を十分に

b) ICRP Pub.60(参考文献22)によると、健康リスク(生涯がん等による死亡確率)を意味すると考えられる。

i) 原子力安全委員会の「原子力施設の安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」²³⁾に示されている定量的目標案には、「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」に関するものと「施設からある範囲の距離にある公衆の個人のがんによる平均死亡リスク」に関するものがある。後述のようにウラン加工施設の仮想事象の場合でも周辺公衆の被ばく量は実効線量で 1 Sv 未満である。一方、急性死亡が起きるのは、1 Gy(γ線相当では 1 Sv)以上^{27,28)}であることから、急性死亡のリスクはないと考えられ、このため、がんによる死亡リスクとしてのみを考慮すればよい。なお、上述の「中間とりまとめ」は、「防災対策についてもその有効性や信頼性の評価を踏まえて適切に考慮するものとする。」と記載している。したがって、避難、退避を考慮してもよいが、ここでは考慮せずに保守的に検討した。

余裕をもって満足するように設定する。

以下の検討によって、「極めて起こり難い」の上限値を 10^{-6} /年以下と設定した。

① ウラン加工施設において公衆に最大の被ばくを与える可能性のある事象として臨界事故を想定する。

② 核燃料施設における過去最大の臨界事故(1959, 米国 Idaho)の総核分裂数は 4×10^{19} 個と報告されており²⁴⁾, また, MOX 燃料加工施設に対する JNSC の「仮想的な臨界事故の評価方法について」²⁵⁾では, 総核分裂数は 5×10^{18} 個とされている。

③ JCO 臨界事故では, 総核分裂数は 2.5×10^{18} 個²⁶⁾とされており, 100 m 離れた位置の屋外に退避せずに居続けた場合を仮定した被ばく線量は 53 mSv になると評価されている²⁶⁾。

④ ③を用いて, 過去最大の臨界事故の総核分裂数 4×10^{19} 個²⁴⁾に対応する被ばく線量を求めると, 100 m 離れた地点では, $53 \text{ mSv} \times 4 \times 10^{19} / 2.5 \times 10^{18} = 848 \text{ mSv}$ となる。この結果からウラン加工施設の臨界事故による被ばく量は, 1 Sv を超えることはないと考えられる。

⑤ 100 m 離れた地点での被ばく線量を 1 Sv とするとき, 被ばくに起因するがんによる死亡率 $0.1/\text{Sv}$ ²²⁾の値を用いると, がんによる死亡リスク 10^{-6} /年に相当する発生頻度は $10^{-6}/\text{年} / (1 \text{ Sv} \times 0.1/\text{Sv}) = 10^{-5}/\text{年}$ となる。一方, 対象とするウラン加工施設のリスクレベルは十分小さくできるので, この値より 1 オーダー小さい値として, 発生頻度の上限値を $10^{-6}/\text{年}$ とする。

なお, 発生頻度区分 1 に該当する事故シーケンスが複数ある場合には, 合算したリスクが定量的目標案を満足する必要がある。また, 最終的には, 他の発生頻度区分のものも含めたリスクの合計がこの定量的目標案を満足する必要がある。

発生頻度の上限値 $10^{-6}/\text{年}$ の値は, NUREG-1520 Rev.1¹⁴⁾で規定(推奨)されている「highly unlikely」の値である $10^{-5}/\text{年}$ より 1 オーダー小さい値である。

(b) 発生頻度区分 2 「非常に起こり難い」の上限値

(a)と同様な考えで, がんによる死亡リスク $10^{-6}/\text{年}$ に相当する発生頻度は, $10^{-6}/\text{年} / (0.25 \text{ Sv} \times 0.1/\text{Sv}) = 4 \times 10^{-5}/\text{年}$ となる。

一方, 周辺公衆および従事者の場合, 影響過酷度区分 3 の放射線被ばく量の下限值は, 区分 4 の下限値に対して約 1 オーダー低い値としている。

以上のことから, 発生頻度区分 2 の上限値は, 発生頻度区分 1 の $10^{-6}/\text{年}$ 以下よりも 1 オーダー高い $10^{-5}/\text{年}$ とする。

(c) 発生頻度区分 3 「起こり難い」の上限値

(a), (b)と同様な考えで, がんによる死亡リスク $10^{-6}/\text{年}$ に相当する発生頻度は, 被ばくに起因するがんによる死亡率 $0.05/\text{Sv}$ ²²⁾の値を用い, $10^{-6}/\text{年} / (0.005 \text{ Sv} \times 0.05/\text{Sv}) = 4 \times 10^{-1}$ となる。

一方, 施設の寿命期間中に事故が 1 回程度発生する頻度約 $10^{-2}/\text{年}$ は, 一般的に発生頻度区分 4 の「起こり得る」に入ると考えられる。

以上のことから, 「起こり難い」の上限値の発生頻度(「起こり得る」の下限値)を $10^{-3}/\text{年}$ 以下とする。

(3) リスクレベルマトリックス

以上に基づいて設定したリスクレベルマトリックスを Fig. 2 に示す。このリスクレベルマトリックスの中の 8 未満のリスクレベルが安全目標案をベースとする許容されるリスクレベル(安全対策上の判断指標)であり, 8 以上の場合には IROFS の見直しまたは追加が必要であることを示す。このリスクマトリックスおよび判断指標は従事者に対しても適用する。従事者に対しては, 一部が, 最大でも $10^{-6}/\text{年}$ のがんによる死亡リスクをやや上回る程度である。

Fig. 2 は, 次の①～④を意味する。

① 「影響過酷度区分 4」となる事故シーケンスは, 周辺公衆に確定的影響を, また従事者に生命の危険を及ぼすものである。したがって, この区分に入る事故シーケンスは, IROFS によって, 発生頻度を「極めて起こり難い: 発生頻度区分 1」とするか, または影響過酷度そのものを低減する必要がある。

② 「影響過酷度区分 3」となる事故シーケンスは, 小さいと判断される健康リスクを超える影響を周辺公衆に, また従事者に確定的影響を及ぼすものである。したがって, この区分に入る事故シーケンスは, IROFS によって, 発生頻度を少なくとも「非常に起こり難い: 発生頻度区分 2」とするか, または影響過酷度そのものを低減する必要がある。

③ 「影響過酷度区分 2」となる事故シーケンスは, 従事者の線量限度を超えるものである。したがって, 従事者に対しては IROFS によって発生頻度は少なくとも「起こり難い: 発生頻度区分 3」とするか, または影響過酷度そのものを低減する必要がある。

一方, 周辺公衆に対しては, 被ばく量が 5 mSv 以下であるため, 事故シーケンスへの対応は要求されない。

④ 「影響過酷度区分 1」となる事故シーケンスは, 周辺公衆および従事者に許容量以下の影響しか及ぼさない。したがって, 事故シーケンスへの対応は要求されない。

なお, 周辺公衆に対して影響過酷度区分が 1 および 2 の事故シーケンスは許容量 5 mSv 以下の影響しか及ぼさないが, 周辺公衆の場合は従事者の場合と異なり被ばく管理ができないため, 当該区分のすべての事故シーケンスを積算した被ばくリスクが, 他の事故シーケンスに対して選定された IROFS 等が機能することによって, 十分低くなっていることを確認する必要があるものとした。

3. IROFS の選定と重要度評価

「IROFS 候補」の中から判断指標を満足する上で必要な安全確保策(すなわち IROFS)を選定する。さらに, 選定

Fig. 3 IROFS の選定と重要度評価の手順

した IROFS の重要度を評価して、その重要度に応じた安全規制を行うことが考えられる。

そこで、IROFS を選定する方法、さらに選定した IROFS について2つの異なる観点から重要度を評価する方法を開発した。IROFS の選定と重要度評価の手順の概要を Fig. 3 に示す。

(1) IROFS の選定

「IROFS 候補」として選定された安全対策の中には、判断指標を満足する上では必要でないものも含まれている。そこで、事故シーケンスが判断指標を満足するために必要となる IROFS を、事故の発生防止の観点も取り入れて選定するための手順を設けた。

IROFS の選定の基本的な考え方は、次のとおりである。

① 原則として、次のいずれかの IROFS を優先的に選定し、人的管理は選定しないものとする。

- ・ 工学的管理
- ・ 強化人的管理(機器および人的行為が結び付いた管理)

② 事故の発生防止を重視して、「IROFS 候補」の中から、事故の発生防止効果を有するものを1つ以上 IROFS として選定する。ただし、影響過酷度区分4の事故シーケンスに対しては、発生頻度区分1(極めて起こり難い)を確保するために1つの IROFS に依存するのではなく、当該 IROFS の機能停止の可能性を考慮して、事故の発生防止効果を有する IROFS を2つ以上選定する。

基本的な考え方に基づき、IROFS の選定の基本的な手

順は、次のとおりとした。

(a) 次の点が共通となる事故シーケンスをグループ化する。グループ化は、周辺公衆あるいは従事者に影響を与える事故シーケンスについてそれぞれ別々に実施する。

- ・ 施設の状態(運転時、起動時、停止操作時および保守点検作業)
- ・ 潜在事象の種類
- ・ IROFS 候補の構成
- ・ IROFS を考慮した場合の影響過酷度の区分値

(b) 各グループに属するすべての事故シーケンスが判断指標を満足するために必要となる IROFS を選定する。その際、上述の基本的な考え方の①をもとに選定する。

(c) 上述の基本的な考え方の②を満足するように IROFS を選定する。

なお、既設のウラン加工施設のリスクの絶対値は十分小さいと考えられるが、IROFS の選定においては、ALARA(合理的に達成可能な限り低く)の原則を考慮することも必要である。

(2) IROFS の重要度評価

IROFS の重要度評価は、2種類の評価に基づいて行う。すなわち、施設全体の事故シーケンスを対象に、IROFS の被ばくリスクへの寄与の大きさを重要度指標を用いて評価する方法(以下「リスクベース評価法」という。)と核的制限値、熱的制限値等の許認可上の制限値および制限条件ならびに停電時の放射性物質漏えい制限条件¹⁾(以下「制限事項」という。)への IROFS の関与の有無に基づ

く評価方法(以下「シナリオベース評価法」という。)である。

(a) リスクベース評価法による IROFS の重要度評価

この方法は、選定された IROFS について、原則として施設全体の事故シーケンスを対象に、被ばくリスクへの寄与の大きさを重要度指標を用いて評価する方法である。

ただし、被ばく量を算出せずに影響過酷度区分を最大の4に設定し発生頻度区分が1となるように IROFS を選定した臨界事象等の事象に対しては、発生頻度のみで事象ごとに IROFS の重要度を評価する。

また、IROFS の重要度評価は、周辺公衆と従事者に対するものについて別々に行う。

基本的な手順は、以下のとおりである。

① 各事故シーケンスの被ばくリスクを算出し、施設全体で合計して被ばくリスクの合計値 R を算出する。

② 施設内に存在する IROFS の重要度評価の指標は、次の a) および b) を用いる。

a) FV (Fussell-Vesely) 重要度

事故シーケンスの発生を仮定したときに、着目する IROFS の失敗が寄与する割合を示す指標であり、次式(2)で定義される。

$$FV = (R - R(X_i = 0)) / R \quad (2)$$

ここで、 R は施設全体で発生が想定される事故シーケンスの被ばくリスクの合計値、 $R(X_i = 0)$ は IROFS i の故障確率 X_i が 0 の場合の施設全体で発生が想定される事故シーケンスの被ばくリスクの合計値である。

FV 重要度は、着目する IROFS が必ず成功するとしたときに、どれほどの安全性の向上が望めるか(どの程度被ばくリスクが低減されたか)を示していると解釈できる。

この指標は、点検や定期的な試験・検査等の計画作成における優先度の設定や、施設になんらかの改良を行って事故の発生または進展防止(改善対策)を図ろうとするときに着目すべき機器の候補を同定する場合に有用である。

b) RAW (Risk Achievement Worth)

着目する IROFS が必ず故障(失敗)するとしたときに被ばくリスクがどれだけ増加するかを示す指標であり、次式(3)で定義される。

$$RAW = R(X_i = 1) / R \quad (3)$$

ここで、 R は施設全体で発生が想定される事故シーケンスの被ばくリスクの合計値、 $R(X_i = 1)$ は IROFS i の故障確率 X_i が 1 の場合の施設全体で発生が想定される事故シーケンスの被ばくリスクの合計値である。

この指標は、特定の機器の故障や人的過誤の発生確率を低く保つことが、現在の安全レベルを維持する上でどれほど重要であるかを表すものであり、点検や定期的な試験・検査等の計画作成における優先度の設定等に有用である。

なお、発生頻度のみで重要度を評価する場合には、①、②において、被ばくリスクの代わりに発生頻度を当てはめ FV, RAW を算出する。

③ 算出された IROFS の FV および RAW の値と評価対象施設や評価目的に応じて適切に定める判断基準によって、重要度「高」の IROFS を決定する。この判断基準としては、原子力発電プラントで広く用いられている「 $FV \geq 0.005$ または $RAW \geq 2$ 」^{29,30)}を参考に設定できる。

(b) シナリオベース評価法による IROFS の重要度評価
シナリオベース評価法は、制限事項を重視する観点から、制限事項逸脱への関与の有無を明確にし、IROFS の重み付けを行う方法である。すなわち、次の項目に該当する IROFS は、重要度を「高」とする。

- ① 機能喪失すると直ちに制限事項を逸脱する IROFS
- ② 起因事象の発生が制限事項の逸脱となる場合は、起因事象の直後の IROFS
- ③ 制限事項逸脱後の周辺公衆の安全に関与する工学管理または強化人的管理の IROFS

(c) IROFS の重要度の決定

(a), (b) で述べたリスクベース評価法およびシナリオベース評価法に基づく IROFS の重要度(以下、それぞれの評価法による IROFS の重要度を「リスクベース重要度」、「シナリオベース重要度」という。)の評価結果に基づき、以下の①から④を考慮して IROFS の重要度を最終的に決定する。

① リスクベース重要度とシナリオベース重要度がともに「高」となった IROFS については、IROFS の重要度は「ランク A」とし、ともに「低」となったものは、IROFS の重要度は「ランク B」と決定する。

② リスクベース重要度とシナリオベース重要度の一方が「高」で他方が「低」となった IROFS については、その違いが生じた原因・理由を詳細に分析する。

③ シナリオベース重要度「高」の原因・理由が過度に保守的な評価に基づくものであることが明確になった場合、あるいはリスクベース重要度「高」が、故障確率等が過大に設定されていることが原因であることがわかり、適切に見直した結果として「低」と確認できた場合には、IROFS の重要度は「ランク B」とする。

一方、原因・理由の分析により上記のような「ランク B」にする合理的な理由が明確にならない場合には、IROFS の重要度は「ランク A」と決定する。

④ 複数の事故シーケンスに関与する IROFS について、放射線被ばくまたは化学被ばくに至る周辺公衆または従事者に対するいずれかの事故シーケンスにおいて当該 IROFS の重要度が「ランク A」となる場合は、その IROFS の重要度は「ランク A」とする。

IV. 試解析の結果

以上に述べた ISA 手順により、ウラン加工施設の焼結

³⁾ 停電時の放射性物質漏えい制限条件を満たすための条件として、非常用発電機等がある。

工程など代表的ないくつかの工程を想定し試解析を行った。以下に述べる想定した焼結工程の試解析結果は、実際の施設に当てはまるということを意味するものではない。

なお、IROFSの重要度評価は、特定の工程だけではなく原則として施設全体の事故シーケンスを対象として評価する必要があるが、ここでは、IROFSの重要度評価の概要を示すために1つの工程のみについて例示している。

また、化学被ばくは、例示した放射線被ばくと同様に取り扱えるので、ここでは示していない。

Figure 4 に想定した焼結工程の設備の概要を示す。焼結工程は、二酸化ウランを加圧成型した成型体を焼結炉において高温(約2,000 K)の水素ガスによる還元雰囲気中で焼結し焼結体とする工程であり、水素ガスを使用するため焼結炉内および焼結炉外での水素爆発の可能性があるものとした。

以下に、パラメータ「流量」とガイドワード「Less」の組み合わせによるHAZOP解析から導出された起因事象である「水素供給系機器の故障(による水素ガス供給量低下)」について、解析のプロセスとその結果について説明する。

1. 周辺環境および作業環境への放射性物質放出量の評価

起因事象発生後安全対策が機能しないと仮定して事象が進展すると、炉内で水素爆発が起き炉内の二酸化ウランペレットが工程室内に放出される。周辺環境へのウランの放出量(RQ)および作業環境へのウランの放出量を五因子法を用いて以下のとおり算出した。

① 事故によって影響を受ける可能性のある物質質量MARは、仮に300 kgとし、その放射能量は、ウランの比放射能を考慮して約 1.1×10^{11} Bqとした。

② 事故の影響を受ける割合DRは、焼結炉内のペレットのうち、爆発により飛散する可能性のある成型ペレットの割合であり、焼結前のペレットの割合1/3(0.333)とした。

③ 事故の影響を受けたもののうち雰囲気中に舞い上がる割合ARFは、焼結炉内で浮遊性粉塵となり飛散するペレットの比率である。炉内に空気が流入しても炉内の温度が着火温度より高い場合には爆発の種類は爆燃であると考えられるため、ARFは、0.005¹⁶⁾とした。

④ 肺に吸入され得るような浮遊性の微粒子の割合RFは、ペレットの爆燃の場合に適用される数値0.3¹⁶⁾とした。

⑤ 室内に飛散したウランは、すべて排気系へ移行すると仮定し、環境中へ放出される割合LPFは、1.0とした。

以上により、周辺環境への放出量RQおよび作業環境への放出量は、LPFを1.0としたため、ともに 5.5×10^7 Bq ($=1.1 \times 10^{11} \times 0.333 \times 0.005 \times 0.3$)となった。

2. 従事者の被ばく量の評価

従事者が吸入する作業室内の空気中のウラン濃度は、作業室内に飛散したウランが換気により作業室の床から高さ2 mの容積(以下「実効的な容積」という。)に均一化されると仮定して、放出量を作業室内の実効的な容積で除すことによって算出した。実効的な容積は、作業室床面積から主要な機器の専有面積を引いた面積に床からの高さ2 mを掛けた容積とし、ここでは3,000 m³と想定した。

従事者のウランの摂取時間は、退避などの安全対策が機能しないとして1日の最大労働時間10時間とし、呼吸率は1.2 m³/時間とした。また、ウラン濃度は、安全側を考え初期濃度が維持されるとした。

このような条件のもとで、計算された作業室内の空気中のウラン濃度は、管理区域の空気中の放射性物質濃度を超過、制限事項を逸脱するとした。また線量換算係数として線量告示³¹⁾に記載された実効線量係数を使用して被ばく量を計算すると、従事者の被ばく量は1.6 Svとなり、影響過酷度区分は4となった。

3. 周辺公衆の被ばく量の評価

排気筒から放出されるウランの相対濃度 χ/Q sec/m³は、気象指針³²⁾の短時間放出の評価式に適用される次の

Fig. 4 想定した焼結工程の設備の概要

条件で評価した。

- 大気安定度：F 型
- 風向：(相対濃度が最大となる1方向の)着目評価点に向かって一定
- 風速：1 m/sec
- 放出高さ：0 m(地上放出)

周辺公衆の被ばく時間は放出継続時間と同じとした。

周辺公衆の呼吸率と線量換算係数は従事者の場合と同じとした。

このような条件のもとで、計算された周辺公衆の被ばく線量は0.3 mSvとなり、影響過酷度区分は1となった。

以上のことから、焼結炉内の水素爆発については、従事者の影響過酷度区分は4であるためIROFSが必要となり、周辺公衆の影響過酷度区分は1であるためIROFSは要求されないこととなった。

4. 事故シーケンスとその発生頻度評価

Figure 5に、想定した焼結炉内の水素爆発によって従事者が被ばくするまでの事故シーケンスの解析例を示す。起因事象によって供給水素圧力が低下しても、炉内への空気流入による炉内水素爆発の発生を防止する安全対策としてはIROFS候補1「窒素パージインターロック」とIROFS候補2「警報および従事者の対応」が存在するとした。また、仮に炉内水素爆発が発生した場合には、影響緩和策としてIROFS候補3「緊急時の従事者の退避」を想定した。

従事者が被ばくする事故シーケンスには、「緊急時の従事者退避」が成功する場合と失敗する場合の2つがあり、前者を「事故シーケンス1」とし、後者を「事故シーケンス2」とした。

事故シーケンスの発生頻度は、(4)式および(5)式に基づき算出を試みた。

「事故シーケンス1の発生頻度」=「起因事象の発生頻度」×「IROFS候補1の故障確率」×「IROFS候補2の失敗確率」×「IROFS候補3の成功確率」

「事故シーケンス2の発生頻度」=「起因事象の発生頻度」×「IROFS候補1の故障確率」×「IROFS候補2の成功確率」×「IROFS候補3の失敗確率」

起因事象の発生頻度とIROFS候補の故障確率および失敗確率の検討結果を、使用したパラメータとその出典とともにTable 4に示す。これらの検討過程を以下に述べる。

起因事象：「水素供給系機器の故障」の発生頻度は、我が国の運転実績を踏まえてNUREG-1520Rev.1¹⁴⁾第3章附則AのTable A-9に示されている「当該施設では30年を経てこの種の故障なし」に該当するとして、故障頻度は $10^{-2}/\text{年}$ とした。

一方、IROFS候補1である「窒素パージインターロック」は、水素ガス供給系の圧力計、制御リレーおよび窒素供給設備(タンク、配管、窒素供給弁等)から構成されている。本インターロックの故障確率は、以下のように各構成機器の故障確率の和として算出した。

① 水素ガス供給系の圧力計の故障率は、WSRC-TR-93-262³³⁾に示されている機器故障率表から $1.0 \times 10^{-6}/\text{h}$ とした。また、当該圧力計の故障は1回/1直に実施される水素・窒素ガス流量の確認時に発見できるとして、暴露時間は8時間とした。

これらに基づき当該圧力計の平均的な故障確率は、機器故障率と暴露時間の積の1/2、つまり $\{1.0 \times 10^{-6}/\text{h} \times 8\text{h}\}/2 = 4.0 \times 10^{-6}$ となった。

② 制御リレーの故障確率は、参考文献33の機器故障率表から 1.0×10^{-4} とした。

③ 窒素供給弁開失敗確率は、参考文献33の機器故障率表の空気作動弁開/閉失敗の要求時当たりの故障率にその故障率を使用する際の注記「圧縮ガスであることを考慮して3を乗じる」に従って、 $1.0 \times 10^{-3} \times 3 = 3.0 \times 10^{-3}$ とした。

Fig. 5 想定した焼結炉内での水素爆発によって従事者が被ばくに至る事故シーケンスの解析例

Table 4 起因事象の発生頻度と IROFS 候補の故障確率/失敗確率

	想定した要素名	故障頻度	暴露時間 ^{d)} T[h]	故障確率/ 失敗確率 ^{e)}	IROFS 候補の 故障確率/失敗確率
起因事象 (水素供給系機 器の故障)	—	1.0×10^{-2} [/年] ^{a)}	—	—	—
IROFS 候補 1 (窒素パージイ ンターロック)	a. 水素ガス供給系の圧力計	1.0×10^{-6} [/h] ^{b)}	8	4.0×10^{-6} [—]	$a+b+c=$ 3.1×10^{-3} [—]
	b. 制御リレー	—	—	1.0×10^{-4} [—] ^{b)}	
	c. 窒素供給弁	—	—	3.0×10^{-3} [—] ^{b)}	
IROFS 候補 2 (警報および従 事者の対応)	a. センサ	1.0×10^{-6} [/h] ^{b)}	8	4.0×10^{-6} [—]	$a+b+c+d=$ 2.1×10^{-2} [—]
	b. 制御リレー	—	—	1.0×10^{-4} [—] ^{b)}	
	c. 警報	3.0×10^{-5} [/h] ^{b)}	24×30 [日]	1.1×10^{-2} [—]	
	d. 警報に対する対応	—	—	1.0×10^{-2} [—] ^{c)}	

a) NUREG-1520 Rev. 1¹⁴⁾第3章附則 A の Table A-9 から

b) WSRC-TR-93-262³³⁾に示されている機器故障率表から

c) WSRC-TR-93-581³⁴⁾に示されている人的過誤率表から

d) 故障を発見するために行う試験の間隔とした。

e) 故障頻度×暴露時間から求める場合には、1/2 を乗じて平均的な故障確率とした。

なお、窒素供給設備は、静的機器である供給タンクおよび配管と動的機器である窒素供給弁から構成されるが、静的機器は窒素が供給されない状態に陥る故障は極めて小さい。したがって、窒素供給設備の故障確率は動的機器の窒素供給弁の開失敗確率に支配される。

以上より、窒素パージインターロックの故障確率は、 $4.0 \times 10^{-6} + 1.0 \times 10^{-4} + 3.0 \times 10^{-3} = 3.1 \times 10^{-3}$ となった。

さらに、IROFS 候補 2 である「警報および従事者の対応」の失敗確率は、本インターロックがセンサ、制御リレー、および従事者の対応から構成されているとしたことから、以下のように各機器の故障確率および失敗確率を求め、それらの和として算出した。

① センサの故障確率は、「窒素パージインターロック」の水素ガス供給系の圧力計と同様に考え 4.0×10^{-6} とした。

② 制御リレーの故障確率は、「窒素パージインターロック」の制御リレーと同様に考え 1.0×10^{-4} とした。

③ 警報故障率は、参考文献33の機器故障率表から警報不吹鳴の $3.0 \times 10^{-5}/h$ とした。また、故障は、1月/1回実施される警報作動の試験により検知されるとした。

これらに基づき、警報故障確率は、 $\{3.0 \times 10^{-5}/h \times (24 \times 30)h\} / 2 = 1.1 \times 10^{-2}$ となった。

④ 警報に対する対応失敗確率は、WSRC-TR-93-581³⁴⁾に示されている人的過誤率表から、 1.0×10^{-2} とした。

以上の結果より、IROFS 候補 2「警報および従事者の対応」の失敗確率は、 $4.0 \times 10^{-6} + 1.0 \times 10^{-4} + 1.1 \times 10^{-2} + 1.0 \times 10^{-2} = 2.1 \times 10^{-2}$ となった。

IROFS 候補 3 である「緊急時の従事者の退避」の失敗確率は、参考文献34の人的過誤率表から 1.0×10^{-2} とした。

以上の結果、事故シーケンス 1 の発生頻度は、(4)式によって、 $0.01/\text{年} \times 3.1 \times 10^{-3} \times 2.1 \times 10^{-2} \times (1 - 1.0 \times$

$10^{-2}) = 6.5 \times 10^{-7}/\text{年}$ となり、発生頻度区分は 1 となった。

また、事故シーケンス 2 の発生頻度は、(5)式によって、 $0.01/\text{年} \times 3.1 \times 10^{-3} \times 2.1 \times 10^{-2} \times 1.0 \times 10^{-2} = 6.5 \times 10^{-9}/\text{年}$ となり、発生頻度区分は 1 となった。

したがって、事故シーケンス 1 および 2 は、発生頻度区分が 1 であるため、リスクレベルマトリックスの値は 4 以下となりともに判断指標を満足することになった。

なお、事故シーケンス 1 の場合の被ばく量は、爆発時の緊急対応マニュアルに従って従事者が退避に成功する場合として、従事者の被ばく時間を 10 分として求めると、退避に失敗する場合(10時間被ばく)の被ばく量 1.6 Sv に対して、 $1.6 \times 10^3 \text{ mSv} \times \{10 \text{ min} / (10h \times 60 \text{ min/h})\} = 27 \text{ mSv}$ となり、影響過酷度区分は 1 となった。

5. IROFS の選定

潜在事象の影響過酷度区分が 4 の場合には、IROFS 選定の基本的考え方②に基づいて、事故の発生防止効果を有する IROFS 候補 1 および IROFS 候補 2 が IROFS となった。なお、IROFS 候補 1 は工学的管理であり、IROFS 候補 2 は強化人的管理であり、IROFS 選定の基本的考え方①に適合している。

IROFS 候補 3 が IROFS とならないとしても、事故シーケンスの発生頻度区分は 1 となり判断指標を満足するが、IROFS 候補 3 は、上記以外の他の事故シーケンスにおいて必要な IROFS となるため、事故シーケンス 1 および 2 においても IROFS として扱うことにした。

以上の結果より、ISA においては、IROFS 候補 1～IROFS 候補 3 を、すべて IROFS として選定することとした。(それぞれ IROFS1～IROFS3 と呼ぶ。)

6. IROFSの重要度評価

Figure 5 に示す事故シーケンスおよび起因事象「水素供給系機器の故障」以外の起因事象によって引き起こされる炉内の水素爆発の事故シーケンスについて、一括して(2)式および(3)式によってリスクベース重要度の評価を行った結果を Fig. 6 に示す。IROFS1 および IROFS2 は、「 $FV < 0.005$ および $RAW < 2$ 」となるため重要度が「低」に、IROFS3 は、「 $FV \geq 0.005$ または $RAW \geq 2$ 」を満たすため重要度が「高」となった。これは、IROFS3 (従事者退避) が被ばく量低減に効果的であり、有効となる事故シーケンス数が多いことなどによる。

Figure 7 は、シナリオベース重要度の評価の結果を示

す。

すなわち、シナリオベース重要度の評価では、「故障すると直ちに制限事項を逸脱する」に該当する IROFS2 が重要度「高」となる。IROFS1 と IROFS3 は、重要度「高」の項目に該当しないため、重要度は「低」となった。

リスクベース重要度とシナリオベース重要度の評価結果から、ともに重要度が「低」の IROFS1 は、「ランク B」となった。両評価の結果が異なる IROFS2 と IROFS3 は、重要度が低いことが説明されなければ、「ランク A」となる。

Fig. 6 想定した焼結炉内での水素爆発によって従事者が被ばくに至る事故シーケンスのリスクベース評価法による評価結果
「 $FV \geq 0.005$ または $RAW \geq 2$ 」の場合は IROFS の重要度は「高」とする。
「 $FV < 0.005$ および $RAW < 2$ 」の場合は IROFS の重要度は「低」とする。

Fig. 7 想定した焼結炉内での水素爆発によって従事者が被ばくに至る事故シーケンスのシナリオベース評価法による評価結果

V. ま と め

ウラン加工施設に対して、内的事象を対象とし、我が国独自の ISA 実施手順を開発した。

本手順の特徴は以下のとおりである。

① 起回事象、潜在事象を体系的に網羅的に摘出するために HAZOP 解析を 2 段階に分け、前段では、起回事象を「起回事象検討シート」を用い整理し、後段の潜在事象の摘出に備えるようにした。

② 「IROFS を必要とする潜在事象」は、潜在事象が顕在化したときの影響過酷度の区分値のみで選定し、発生頻度区分の評価は不要とした。

③ 放射線被ばくに関して、我が国の法令、指針に基づき、影響過酷度を 4 区分としてそれぞれの境界値を、また発生頻度について 4 区分として、安全目標案を満足するように余裕をもってそれぞれの境界値を設定することにより、細分化したリスクレベルマトリックスを作成した。

④ IROFS は、リスクレベルの観点からだけではなく、事故の発生防止ならびに人的管理よりも工学管理および強化人的管理を重視するという観点から選定するという基本的考え方を設定した。

⑤ 検査等の安全規制の高度化の検討に資するため、リスクベース評価法とシナリオベース評価法で IROFS の重要度を評価し、両方の結果を考察、分析し IROFS の重要度を最終決定するものとした。

この手順に基づき、ウラン加工施設の焼結工程を例として ISA 試解析を行うことにより、安全確保に必要な IROFS を同定しその重要度が適切に評価できることを確認した。

安全確保に必要な IROFS が同定でき、その重要度が適切に評価できるということは、例えば検査の項目、方法、頻度の見直し等の検討に ISA 手法が活用できる可能性を示すものであり、さらに潜在事象の種類、事故シーケンス、事故の影響の大きさ、機器故障率等の ISA によって得られる情報を併せて活用することにより、より効果的かつ透明性の高い安全規制の検討を行うことができるものと考えられる。

2006 年および 2007 年に NRC を訪問したさいに、ISA の考え方、課題などについて貴重な意見を頂きました NRC 燃料サイクル安全・保障措置部スタッフの Christopher S. Tripp 氏および James Smith 氏に感謝の意を表します。

JNES が主催する燃料加工施設リスク情報活用検討会では、ISA 手順について多くの重要な指摘や有効な意見を頂きました。ここに同検討会の委員各位に感謝いたします。また、JAEA 安全研究センターの吉田一雄氏および玉置等史氏(現在、NISA 原子力安全技術基盤課)には、事故シーケンスの発生頻度評価等について技術支援を頂きまし

たことに深く感謝いたします。

国内ウラン加工事業者の(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、三菱原子燃料(株)および原子燃料工業(株)からは、代表的な工程の試解析の実施に必要な技術情報を提供して頂きました。ここに、併せて感謝いたします。

— 参考文献 —

- 1) 原子力安全委員会、リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について、平成15年11月10日(2003)。
- 2) 原子力安全・保安院、“リスク情報を活用した原子力安全規制の検討について,” 第17回原子力安全・保安部会, 平成15年12月17日(2003)。
- 3) 原子力安全・保安院, 原子力安全規制への「リスク情報」活用の基本的考え方, 平成17年5月31日(2005)。
- 4) 原子力安全・保安院および原子力安全基盤機構, 原子力安全規制への「リスク情報」活用の当面の実施計画, 平成17年5月31日(2005)。
- 5) 玉内義一, 小路達郎, 武部和巳, 他, “六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価(I); プルトニウム濃縮液貯槽における水素掃気機能喪失の発生頻度評価(内的事象),” 日本原子力学会和文論文誌, 5[4], 334-346 (2006)。
- 6) 宮田敬士, 武部和巳, 玉内義一, 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騰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, 7[2], 85-98 (2008)。
- 7) 中野貴文, 石田倫彦, 森本和幸, 他, 東海再処理施設における確率論的安全評価の適用, JNC TN84102003-017 (2004)。
- 8) 吉田一雄, 阿部 仁, 山根裕一, 他, 核燃料施設の確率論的安全評価に関する調査(II), JAEA-Research 2007-002 (2007)。
- 9) 上田吉徳, 高梨光博, “再処理施設の特徴と PSA 適用研究の現状,” 安全工学シンポジウム2008要旨集(日本学術会議総合工学委員会主催)(2008)。
- 10) 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(その2)=に関する報告書, 10 廃輪報-0018 (2010)。
- 11) 玉置等史, 吉田一雄, MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書, JAEA-Technology 2010-004 (2010)。
- 12) 玉置等史, 木本達也, 他, “MOX 燃料加工施設における臨界事象発生頻度概略評価手法の開発,” 日本原子力学会和文論文誌, 9[1], 40-51 (2010)。
- 13) 10CFR Part 70, “Domestic licensing of special nuclear material; Possession of a critical mass of special nuclear material,” 72 Federal Register 63974, Nov. 14 (2007)。
- 14) NUREG-1520 Rev. 1, Integrated Safety Analysis Standard Review Plan, May (2010)。
- 15) NUREG-1513, Integrated Safety Analysis Guidance Document, May (2001)。
- 16) NUREG/CR-6410, Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, Mar. (1998)。
- 17) NUREG-1821, Final Safety Evaluation Report on the Construction Authorization Request for the Mixed Oxide Fuel Fabrication Facility at the Savannah River Site, South Carolina, Mar. (2005)。
- 18) AIChE, Guidelines for Hazard Evaluation Procedures, Second Edition with Worked Examples, Center for Chemical Process Safety, New York (1992)。

- 19) AIChE, *Layer of Protection Analysis*, Center for Chemical Process Safety, New York (2001).
 - 20) 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, 平成18年9月(最新改定)(2006).
 - 21) USEPA, *Acute Exposure Guideline Levels*, <http://www.epa.gov/opt/aegl/process.htm>, Apr. (2004).
 - 22) ICRP Publication 60 (1990).
 - 23) 原子力安全委員会安全目標専門部会, 原子力施設の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(2003).
 - 24) 原子力安全基盤機構, 再処理施設等における事故・トラブル情報の調査・分析に関する報告書, JNES/SAE 04-015, 平成16年8月(2004).
 - 25) 原子力安全委員会, ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料加工施設に対する仮想的な臨界事故の評価について(別紙)仮想的な臨界事故の評価方法について, 平成14年4月11日(2002).
 - 26) 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(1999).
 - 27) NUREG/CR-4214 Rev.2, *Health Effects Models for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis*, Part I ITRI-141, Oct. (1993).
 - 28) ICRP Publication 103 (2007).
 - 29) Nuclear Energy Institute, *10 CFR 50.69 SSC Categorization Guideline*, NEI00-04 (Rev0), Jul. (2005).
 - 30) Nuclear Energy Institute, *Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants*, NUMARC 93-01 Revision 3, Jul. (2000).
 - 31) 核燃料物質の加工の事業に関する規則等の規定に基づき, 線量限度等を定める告示第13号, 平成12年12月26日(2000).
 - 32) 原子力安全委員会, 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針, 平成13年3月29日改訂(2001).
 - 33) USDOE, *Savannah River Site Generic Data Base Development (U)*, WSRC-TR-93-262, Jun. (1993).
 - 34) USDOE, *Savannah River Site Human Error Data Base Development for Nonreactor Nuclear Facilities (U)*, WSRC-TR-93-581, Feb. (1994).
-