

JNC TN9410 2003-009

稼働中の核燃料施設における安全評価手法の検討  
(技術報告)

2003年3月

核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319 - 1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 4 9  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課  
電話：029-282-1122（代表）  
ファックス：029-282-7980  
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :  
Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division ,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu , Tokai-mura , Naka-gun , Ibaraki 319-1184 ,  
Japan

© 核燃料サイクル開発機構  
( Japan Nuclear Cycle Development Institute )  
2 0 0 3

## 稼働中の核燃料施設における安全評価手法の検討

野村紀男<sup>1</sup>、鹿志村芳範<sup>1</sup>

### 要 旨

国内の原子炉施設及び核燃料施設では、設計段階において様々な安全性評価を行い、施設の安全性に関する妥当性を確認した上で建設及び運転に入る仕組みとなっている。また、供用中の原子炉施設に対して、設備に係る安全性評価の実施を法律で規定する動きがある。

一方で、化学プラントでは、実際に運転管理を行っている設備に関する安全性評価を行いリスクの低減に努めている。

そこで、大洗工学センターの設備に関して、核燃料物質等を取り扱う施設における安全性評価に資するため、化学プラントにおける安全性評価の実状を調査した。その結果、化学プラント実施している評価のうち、厚生労働省が推奨した安全性評価手法についてM社が独自の視点で改善を加えたものを基に、核燃料物質等を取り扱う施設へ置き換えた場合の標準的な評価手法を検討した。その結果、核燃料施設において用いることができるプロセス評価手法の一例を構築することができた。

今回構築した手法は、標準的な手法であることから、実際にこの手法を適用する場合は、対象とする施設群の情報を基に評価手法の中で定めている評価内容及び評価点を再検討した上で安全性評価を実施する必要がある。

---

<sup>1</sup> 大洗工学センター安全管理部

## Study on the method of safety assessment for in-service nuclear fuel facilities

Norio NOMURA<sup>1)</sup> , Yoshinori KASHIMURA<sup>1)</sup>

### Abstract

On regulatory concern, the nuclear reactor and the nuclear fuel facility shall form various safety assessments for the plant safety at the design phase prior to the construction and operation. And the regulatory authority intends to establish the law required the various safety assessments for the equipments of in-service reactors.

Consequently, the author made investigation of the status of the various safety assessment in the chemical plants. And, the author study the standard method of safety assessment for nuclear fuel facility to use the chemical plants safety assessment for the alleged company based the method of the Health, Labor and Welfare Ministry.

In the result, it was designed to the standard method of safety assessment for nuclear fuel facility, and it is able to apply an approach to this standard method in the existing these facility. It is necessary to review their attitude of that risk point and technical intricacy.

---

<sup>1)</sup> Safety Administration Section, OEC, JNC

目 次

1 .	はじめに .....	1
2 .	化学プラント安全評価の実施概要 .....	2
3 .	化学プラントにおける安全性解析手法 .....	3
3.1	安全性解析(手法)の目的と要点 .....	3
3.2	安全性解析手法の分類 .....	5
3.3	必要資料及び実施形態 .....	8
3.4	各安全解析手法の概要 .....	9
4 .	プロセス安全性評価の手順（設備の運転管理に適用するための手法） .....	22
4.1	化学プラントM社が実施した安全評価手法 .....	22
4.2	保安リスク評価基準 .....	22
5 .	核燃料物質や放射性物質を取り扱う原子力施設におけるリスク項目の検討 .....	26
5.1	核燃料施設の重量度分類 .....	26
5.2	核燃料施設のリスク評価（モデル） .....	27
5.3	リスク評価を基にした安全評価の実施手順（基本的考え方） .....	42
6 .	まとめ .....	45
	謝辞 .....	46
	参考文献 .....	47

## 表一覧

表3-1	ハザードの要因と理解のための情報	4
表3-2	安全性評価手法の特徴	6
表3-3	ライフサイクルにおける安全性評価手法の適用	7
表3-4	解析に用いる資料	8
表3-5	安全性解析の実施形態	9
表3-6	What-If におけるカテゴリー化の例	12
表3-7	故障モードと原因例	14
表3-8	厚生労働省方式による評価手法	16
表3-9	災害現象の分類	19
表4-1	危険度のランクと実施する安全性評価（厚生労働省事例）	22
表5-1	安全上の機能別重要度分類	26
表5-2	核燃料施設における重要度分類	28
表5-3	影響度	32
表5-4	最小臨界質量と制限値	34
表5-5	最小臨界濃度及び最小臨界容積と各制限値	34
表5-6	最小臨界形状寸法と制限値	35
表5-7	プロセス危険性	36
表5-8	危険性排除	39
表5-9	管理状況	43

## 図一覧

図3-1	ハザードの発生から終息（拡大）までの流れ	3
図3-2	チェック項目数の最適性	10
図3-3	厚生労働省が推奨するリスクアセスメントの手順	20
図3-4	加圧LPG設備配管破断を引き金とした事故拡大経路	21
図4-1	保安リスク評価レベルの考え方	24
図4-2	保安リスク仮評価結果	25

## 1. はじめに

大洗工学センターには、原子炉施設、核燃料施設、放射性物質取扱施設（R I施設）、ナトリウム取扱施設等があり、高速増殖炉を中心とした核燃料サイクルに関する研究開発を実施している。また、大洗工学センターでは、これらの施設の保安を確保するために、安全管理基本方針に基づき年間の安全活動を定め、年間を通じて様々な安全活動を実施している。特に5月から7月にかけては、安全強化月間及び全国安全週間準備月間及び当該安全週間として集中的に安全啓蒙活動を実施している。

平成12年10月に発生した実験炉「常陽」メンテナンス建家火災事故では、ナトリウム取扱所に可燃物が大量に保管されていたこと、その状況を定期的にも実施されているパトロールで指摘できなかったことを踏まえ、ナトリウム取り扱いに関する方法やパトロールの実施方法等について改善を実施した。特に、作業におけるリスクを抽出できなかったことを重要視し、作業におけるリスクアセスメントを的確に実施するため、所の規則にリスクアセスメント管理運営要領を定めるとともに、具体的な実施方法を規定したリスクアセスメント実施要領を共通安全作業要領集に定め運用している。しかし、当該リスクアセスメントは、作業を行う上で発生するリスクに限定しており、設備の運転管理上で発生する固有のリスクを評価する方法とはなっていない。

一方で、国内では、原子炉施設や核燃料施設の場合、設計段階において様々な安全性評価を行い、施設の安全性に関する妥当性を確認した上で建設及び運転に入る仕組みとなっている。また、供用中の原子炉施設においても設備に係る安全性評価の実施を法律で規定する動きがある。

この他、化学プラントでは、実際に運転管理を行っている設備に関する安全性評価を行いリスクの低減に努めている。

そこで、大洗工学センターにおける核燃料施設の運転管理に係る安全性評価に資するために、化学プラントの運転管理に係る安全性評価の実施状況を調査・検討したので報告する。

## 2. 化学プラント安全評価の実施概要

1950年代の後半から1960年代の前半にかけて、化学プラントを含む一般産業でシステム安全工学の問題が論じられ、その後システム安全工学に関する研究は、国際的にも重視されるに至り、その成果が多く発表されている。関連する各国の動向は以下のとおりである。

米国では、インドのボパール工場でのメチルイソシアネート流出事故を契機に米国化学工学者協会(American Institute of Chemical Engineers:AIChE)の基に、プロセス安全センター(Center for Chemical Process Safety:CCPS)が設立され、安全評価の手引書が発行されている。

英国では、化学プラントと原子力を同時に管理するHealth and Safety Executive(保健・安全委員会)が設立され、1978年にロンドン近くのcanveyコンビナートの安全評価を実施している。

オランダでは、Rijnmondコンビナートの化学プラントに対して、英国の会社が危険度評価を行い、それを公表している。

一方、日本では、1973年に日本各地の石油コンビナートで爆発事故が頻発したため、1975年に厚生労働省「化学プラントに関わるセーフティアセスメントに関する指針」が公表された。これは、英国のICI (Imperial Chemical Industries)社の方法や、ダウ、デュポン、モンサントなどの米国優良企業の方法と同じ点数法に基づいているが、欧米における定量的リスク評価とは被害想定計算あるいは事故確率評価などの考え方において異なるものである。

この方法では物質、エレメントの容量、温度、圧力、操作(温度上昇速度をパラメータ)の違いによりそれぞれに得点を与え、その合計値を3段階で評価して、評価段階毎に安全設備(例えば消火設備)の条件を決めている。

また、1986年(昭和61年)12月13日通産省令第88号により開始した「認定事業所制度」は、運転中検査結果を年1回の保安検査申請時に添付することにより、プラントの2年間連続運転を可能にするものである。1回分の定期検査費用が節約され、かつ操業率が向上し、事業者はこれからかなりのメリットを享受することができるようになった。先に述べた米国の規制強化の動きとは正反対に、日本では規制緩和の方向に進んでいるように感じられるが、実際には、プラントに安全確保の責任が監督官庁から事業者へ移行したと考えられる。事実、認定の有効期間は4年間とされており、見直し時には、4年間無事故であるのみならず、検査診断技術、バックアップシステム、防災施設、緊急対応システム、教育訓練等に対して相応の投資を計画していることを監督官庁に明示することが条件となっている。この制度は、一つの明確なインセンティブを与えるものと考えられる。



### 3. 化学プラントにおける安全性解析手法

化学プラントにおける安全性評価は、リスクマネジメントの枠組みの下で行う組織的な取り組みである。プロセスが巨大システムであることや、可燃性、反応性、毒性などの特性を持つ物質の製造、貯蔵及び取扱いを行っているため、大きな潜在危険(リスク)があることは、誰もが認識している事実である。プラントに潜在するリスクに対して、どこまで対策を講じておくかという意思決定をするには、リスクをある程度定量的に把握するか、少なくとも様々なリスクの大小関係を共通の尺度で測ることが必要となる。

現在、プロセスの安全性解析手法として使用されている方法としてプラントエンジニアリングの一環として実施されている安全性解析に使用される代表的な解析手法等の概要を(社)化学工学会が作成した資料<sup>1)</sup>から抜粋して紹介する。

#### 3.1 安全性解析(手法)の目的と要点

事故が発生する過程にはハザードの発生原因(引き金)、ハザードの伝播過程、ハザードの終息、あるいは終息に失敗した場合にはハザードの拡大(すなわち事故)という時系列にそった状態がある。ここで図3-1にハザードの発生から終息(拡大)までの流れを示す。

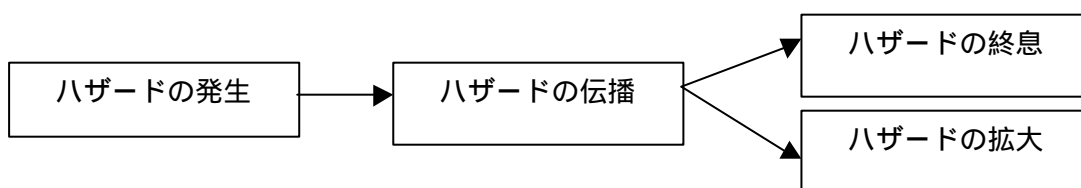


図3-1 ハザードの発生から終息(拡大)までの流れ

プラントでは、それぞれの種類に応じて、プロセスの異常あるいはハザードの発生を検知する装置、ハザードの遷移を抑制する対策、更なる伝播を抑制する対策が採られている。そして、ハザード終息のための安全装置が設けられる。

事故例から判ることは、多くの事故がプロセス異常あるいはハザードと、考慮されている対策(ハードウェアのみならず、運転手順や管理というソフトの面を含む)との間の不整合といった対策の隙間を潜り抜けて起こっていることである。例えば、異常を適確に表示しない警報、特定の異常しか想定していないために検知装置そのものがないこと、重大な運転状態あるいは緊急事態を想定していない運転手順書等である。

そこで、リスクを理解するためには“何が上手くいかないのか?”、“どの程度起こり易いのか?”、“どのような影響があるのか?”という三つの問いかけが重要であり<sup>2)</sup>、解析すべき対象に「何が上手くいかないのか?」という問いかけをすることからリスクを理解する作業が始まる。

それぞれの場面において、“上手くいかない原因”があり、“起こり易いかどうか”を判断できれば、そのハザードの遷移を抑制・緩和するための適切な対策を講じることができる。また、ハ

ザードの発生に対しては、引き金となるプロセスの異常の潜在原因を探ることで、予防対策を立案することができる。

ハザードの伝播に対しては、プロセスの異常を速やかに検知して、更なる伝播を抑制する対策を施すことができる。そして、異常がそれらの伝播の抑制対策を掻い潜ってハザードの拡大に向かう場面に備えて、ハザードを終息させるための安全対策を考慮する。

すなわち、効果のある安全対策を行うためには、ハザードのシナリオを理解することが必要である。「影響の重大性」を理解することは、対策の重み付けの判断材料となる。

プラントを設計あるいは運転する時には、安全を維持するために幾つかの視点で注意を払っている。プロセス固有のハザードは、主に取扱物質と運転条件によって特性付けられる。一方、ハザードの発生や伝播は、プロセス特性やプラントの運転システムによって特性付けられる。すなわち、ハザード・シナリオや影響の重大性を理解するためには、ハザードの特性とシステムの特性(メカニズム)を理解しなければならない。したがって、ハザード・シナリオを理解するためには、次の3つの情報が必要である。

取り扱う物質の情報(可燃性、爆発性、毒性、腐食性)

運転に用いるエネルギーの情報(温度、圧力、流量)

プロセスプラントのシステムに関する情報(大規模で操作が複雑)

これらは、ハザードの要因情報であり、それぞれの特性によるハザードの種類と、その影響を理解するために必要な技術的情報を整理すると、表3-1のように表される。

表3-1 ハザードの要因と理解のための情報

	ハザードの要因	ハザードの種類	必要な技術的情報
1	取り扱い物質	火災、爆発、毒性影響、腐食性、他	物質安全性データシート(MSDS)
2	高エネルギー	漏洩、破損	プロセス設計条件、運転条件、設計基準、機器設計、プロセス制御、安全装置情報
3	巨大システム		

プラントでは、これらのハザードの要因が複雑に関係しあっているために、系統的な手法を用いずに安全性評価を行った場合、重大な見落としをしかねない。ハザードを理解するための情報を上手に使って、何が引き金になり得るのか、どのようなハザードが発生し得るのか、何によって伝播を食い止めることができるのか、何によってハザードを終息できるのか、等を整理できれば、リスクを正確に理解することができる。プロセスプラントの安全性評価に用いられる解析手法は、これらの分析を系統的に行って、重大な見落としを防ぐように考案されている。

プロセス安全性評価は、一般的に次のような手順で実施される。

プロセスに潜在する危険を抽出する。

現在考慮されている安全対策が妥当であるか否かを検討する。

同定された潜在危険に対して現在の対策が不十分な場合には、追加対策を検討する。

### 3.2 安全性解析手法の分類

現在、プロセスプラントに対して広く用いられている安全性解析手法は、次のように大別される。<sup>3)</sup>

- プロセスユニットの危険度を相対的に比較評価する手法
- 潜在危険の発生・伝播のメカニズムを洗い出すことを目的とした定性的手法
- 危険事象の発生頻度を定量的に解析する手法
- 危険事象の影響の規模を定量的に解析する手法

に分類される代表的な手法は、米国ダウケミカル社が開発したFire and Explosion Index(F&E : 火災爆発指数)による解析手法である。類似の手法として、英国ICIのMond Index、我が国の労働省方式などがある。

米国化学工学者協会(AIChE)のプロセス安全センター(CCPs)では、これらの手法を総称して相対危険度評価手法と表している。

に分類される手法には、次のような手法がある。プロセスプラントの安全性解析手法では、この分類に属する手法が最も多い。

- ・チェックリスト方式(Checklist Analysis)
- ・Preliminary Hazard Analysis(PHA: 予備的危険解析)
- ・Failure Modes and Effects Analysis(FMEA: 故障モード影響解析)
- ・HAZOP(Hazard and Operability study)
- ・What- if 解析(What-If Analysis)

の定量的な安全性解析手法としては、以下の手法が代表的なものとして挙げられる。

- ・Fault Tree Analysis(FTA: 故障の樹解析)
- ・Event Tree Analysis(ETA: 事象の樹解析)
- ・Failure Modes and Effects Analysis(FMEA: 故障モード影響解析)

に分類される解析手法には、災害影響解析と定量的リスク解析がある。

災害影響解析では、火災(ジェット火災、プール火災、フラッシュ火災、ファイアーボール)、爆発、毒性暴露(低濃度拡散)といった災害現象を解析モデルで表して、影響(輻射熱、爆風圧による圧力上昇、濃度)の許容できる距離等を推定する。定量的リスク解析では、災害影響解析と確率解析を組み合わせることでリスクを推定する。なお、以下では災害影響解析と定量的リスク解析を事故影響解析と称して取り扱う。

それぞれの評価手法は、評価の目的や対象とするシステムの特性等に応じて複数の手法を組み合わせ、プラントのライフサイクルに適した手法を選定して利用すると効果的である。

ここで、表3-2に、それぞれの安全性解析手法の特徴を示す。

表3-2 安全性評価手法の特徴

項目	特徴	備考
チェックリスト方式	熟練者でなくても、類似の事故等の可能性を発見できる。	既知の事柄・経験に基づいて作成されるため、新たな潜在危険性を見落とす可能性がある。
相対的危険度評価 (分類)	取り扱う物質や運転条件によって系の危険度指数を求めることで、危険性を相対的に評価する。	系の本質的な危険性を評価できない。潜在事故の原因を同定できない。
PHA	プロセス設計の初期に実施することで、潜在危険性を早期に同定できる。早期に問題点を明確にすることで、対策コストを低減できる。	熟練したリーダーの指導が無い場合、重大な見落としをする危険性がある。
What-f解析	系の要素・物質・制御系等に注目して、「もし、…が…のような故障を起こしたら」という質問を適用することによって、潜在危険性を洗い出す。	熟練したリーダーの指導が無い場合、重大な見落としをする危険性がある。
FMEA	系の全ての構成要素及び運転モードにおける故障モードが、システムにどのような影響を与えるかを系統的に解析する手法。	網羅的であるために、解析に時間を要する。抜け落ちのない解析を実施するためには、熟練したリーダーが必要である。
HAZOP	ガイドワードを用いて正常運転からのずれを想定することで潜在危険を洗い出す、系統的、網羅的で自由度のある手法。	網羅的であるために、解析に時間を要する。効率のよい解析を実施するためには熟練したリーダーが必要である。
労働省方式	5段階の情報整理、相対的危険度評価、定性的安全性解析等を総合的に用いて、プラントの安全対策を総合的に評価する。	定性的安全性評価には、HAZOP, What-f, FMEA等が用いられる。
化学工学会方式	システムの安全性評価と構成機器の健全性評価で構成される。	既知の事柄・経験に基づいて作成されるため、新たな潜在危険性を見落とす可能性がある。
FTA	特定の故障に至る一連の事象の因果関係を表現でき、定量的に故障確率を求めることができる。	時間と速度の影響を受ける動的挙動は容易には表現できない。解析技術の習得に時間が必要である。解析に必要なとなる故障率データに限界がある。

項目		特徴	備考
ETA		初期事象がどのように展開していくかを樹状で表して、1次原因、2次原因の相互関係を明確に表現できる。事故防止のための重要点が明確になる。	分岐の選択が主観的になりがちとなる。分岐確率を必ずしも正確に定量的に求めることができない。専門家の判断によらざるを得ないことがある。
事故影響解析	災害影響解析	さまざまな災害モデルを用いて、災害発生時に影響の及ぶ範囲を推定することができる。防災設備等の計画の妥当性を評価や緊急時対応計画の資料に用いる。	ある初期事象(破損等)や気象条件を仮定して、災害影響モデルを用いる。
	定量的リスク解析	モデル解析による災害影響の規模と、確率論的解析によって推定した災害発生頻度を用いて、リスクを定量的に表す。	解析には時間を要し、専門家による判断を必要とする。得られたリスクには、数学的な正確性は無い。

表3-3には、ライフサイクルにおいてどのような安全性評価手法が適用可能であるかの参考例を示している。なお、これらの適用は限定的なものではなく、応用の仕方によっては、表中では適さないとしたライフサイクルの時期においても適用可能である。

表3-3 ライフサイクルにおける安全性評価手法の適用

プロセスのライフサイクル	チェックリスト方式	相対的危険度評価	PHA	What-if 解析	HAZOP	FMEA	FTA	ETA	事故影響解析
研究・開発	×				×	×	×	×	×
概念設計					×	×	×	×	×
パイロットプラント		×							×
基本設計・詳細設計		×							
建設・試運転		×	×			×	×	×	×
商業運転		×	×						×
能増・改造									
廃棄		×	×		×	×	×	×	×
事故原因調査	×	×	×						

記号の説明 : 推奨する : 適する : 場合による × : 適さない

3.3 必要資料及び実施形態

3.3.1 解析に必要な資料の準備

安全性解析を実施するためには、一般的には次のような資料が必要となる。なお、必ずしもこれらの図書等に限定されるものではなく、解析者(チーム)が、解析の目的に応じて、ハザードの発生メカニズム、ハザードの影響等を理解するために必要と考えられる資料を準備することが重要である。ここで、表3-4に各解析で用いる代表的な資料を示す。

表3-4 解析に用いる資料

プロセスの安全情報	チェックリスト方式	相対的危険度評価	P H A	What-if 解析	H A Z O P	F M E A	F T A	E T A	事故影響解析
フローダイアグラム									
プロセスフローダイアグラム									
ユーティリティフローダイアグラム									
化学物質安全データシート(MSDS)									
物質収支・用役収支									
プロセス説明書									
インターロック説明書									
ロジックダイアグラム									
機器データシート									
安全弁等の設計基準									
運転手順書									
緊急停止手順書									
プロセス設計基準書									
機器配置図									
危険場所範囲図									
火災報知器及び検知機配置図									
防消火設備・安全設備									
安全シャワー・洗眼器配置図									
自然環境条件、立地条件、輸送条件									

(当該表は化学プラントを前提に抽出したものである。)

記号の説明 :特に重要、 :必要、 :必要な場合もある、空欄は特に必要としない場合

注) 1. チェックリストでは、これらの図書自体が解析の対象となることもあるし、解析のための参考情報として必要となることもある。

2. F T AおよびE T Aでは、解析の目的によって、必須あるいは必要となる資料が変わる。

### 3.3.2 解析の実施形態

安全性解析は、実施形態の面で専門知識を持つ解析者が単独若しくは少人数(2~3名)のチームで実施するものと、解析チーム(4~6名)で実施するものに分類される。

表3-5は、それぞれの安全性解析が通常どちらの実施形態で行われるかを表したものである。なお、解析者と表した項目は、単独の解析者および小人数の解析者チームを含むものとする。また、主要な成果物がどのようなものかを参考として示した。

表3-5 安全性解析の実施形態

解析手法	解析者	解析チーム	主要成果物
チェックリスト方式			チェックの結果
相対的危険度評価			ユニットのランク
PHA			ワークシート
What-if 解析			ワークシート
FMEA			ワークシート
HAZOP			ワークシート
労働省方式			ワークシート
化学工学会方式			ワークシート・資料
FTA			FTA 解析結果
ETA			ETA解析結果
事故影響解析			災害影響範囲図

注) 労働省方式では、5段階での解析を行うために、解析者による作業と、解析チームによる作業が発生する。また報告書もそれぞれの成果物を編集した複合物となる。

### 3.4 各安全解析手法の概要

本章では、前述した各安全解析手法の概要を示す。(詳細は、それぞれの専門解説書を参照)

#### 3.4.1 チェックリスト方式

##### (1) 概要

チェックリスト方式は、設計標準および法規・規格の要求事項等に基づいて、安全の確保のために確認すべき項目を予めリストに整理しておき、既に考慮されている安全対策の妥当性を確認していく手法である。プラントライフサイクルに応じたチェックリストを準備することで、様々な段階に適用できる。

例えば、設計時においては、次のようなものがチェック項目となる。

- ・ 取り扱う物質やプロセス固有の危険性は把握できているか
- ・ 反応特性を正しく理解し、設計に織り込んでいるか
- ・ 機器の設計にあたっては機能維持上また安全性確保にあたって抜け落ちがないか
- ・ 機器配置は、安全を維持するための十分な距離および相対的配置を考慮しているか
- ・ 被害拡大防止のための防護対策は妥当か

チェックリスト方式では、質問の分類や構成方法を工夫することで、ある程度の基礎的な知識

を持った技術者であれば、基本的な安全面の確認を行うことが可能である。質問の構成は、機器毎に取り扱い流体や運転条件等のパラメータに基づいて、全般的に確認すべき項目と、ある条件において確認すべき項目に分類する等の工夫をするとチェック作業の無駄を少なくできる。

チェック項目は、類似システムの異常や事故事例等に基づいて、一般的な対策として根本原因となるような事項の反映や設計思想や規格等の要求事項を整理して、常に最新のもののように維持すべきである。チェックリストに現れない事項については抜け落ちが生じる。また、ある機器の故障に起因するシステムへの影響を解析することは難しい。

(2) 特記事項

チェックリストは、作業の目的に合った適正な項目数と、適正な質問内容の両方を備えている必要がある。質問の量と質による作業の効果は、図3-2に示すような関係にある。チェックのための質問事項は、簡潔かつ明確であり、作業員によって認識や解釈の差異が発生しないように作成する必要がある。そのためには、チェックリストを用いた効果を測定し、定期的に見直してフィードバックを行い、チェックリストを適切に維持することが必要である。場合によっては、質問の背景を捕捉する解説書を付録として作成しておくことで、技術の伝承に役立てることが可能となる。

CCPS発行のガイドライン<sup>1)</sup>の付録Bに掲載されているチェックリストは、十分に広汎に、また丁寧に記述されているので、参考となる。

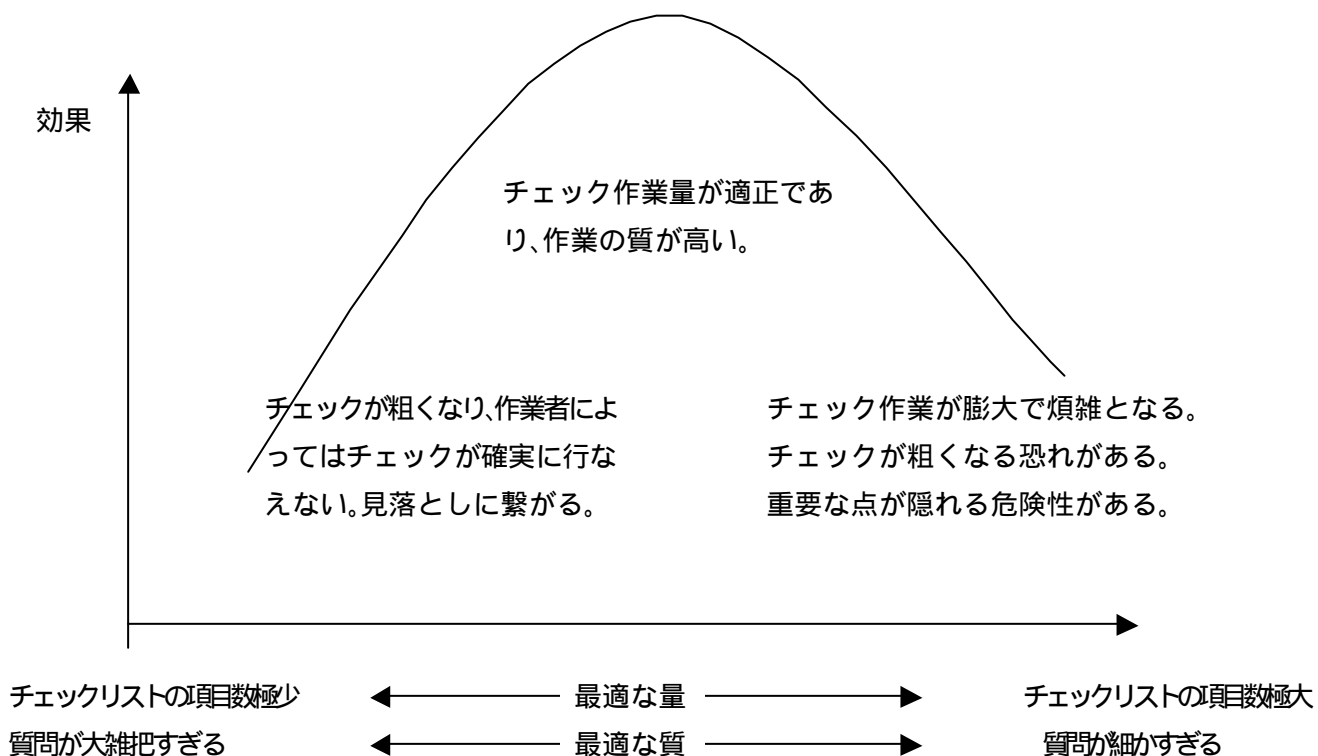


図3-2 チェック項目数の最適性



### 3.4.2 相対危険度評価手法(ダウ方式等)<sup>3)</sup>

#### (1) 概要

相対危険度評価手法では、プラントを構成する主要な機器について、危険指数のランキング付けを行って、プラントを構成する機器(ユニット)の危険性を相対的に評価する。危険指数は、機器あるいはユニットにおける下記のパラメータ等について、あらかじめ決められた評価点をつけ、定量化(重み付け)のための計算式を用いて算出する。

- ・ 取り扱う物質、温度、圧力等のプロセス条件
- ・ 反応特性(発熱反応、吸熱反応)
- ・ 危険性物質の保有量

危険指数の算出には、取り扱う物質、プロセス条件ごとにあらかじめ定められた評価点を使用するため、機器の本質的な危険性は評価できない。また、危険指数は機器毎に独立して算出するため、システムとしての問題点や潜在危険を洗い出すことはできない。この相対危険度評価手法としては、米国ダウケミカル社の火災爆発指数(F&E)を算出する方式や、英国のICI社のモンド方式が良く知られている。ダウ方式は我が国でも広く紹介されており、労働省方式(労働省通達「化学プラントのセーフティアセスメントにかかる指針」)の第3段階で使用されている評価方法はダウ方式をベースとしたものである。

ダウ方式は、1964年に第1版が公表されたのち順次改訂され、1994年に第7版が公表されている。ダウ方式は、機器(ユニット)のF&Eを算出する前段部分と、F&Eと事故時の想定被災範囲によって、想定損害額および設備の休止による事業機会損失額を算出する後段部分で構成される。F&E

によって機器(ユニット)毎の相対危険度を比較できるので、詳細な安全解析を実施するプロセスユニットを選択する基準として使用できる。あるいは、安全防災対策の予算を配分するための判断材料としての利用できる。しがしながら、後段部分については、ダウ独自の経験や考え方に基づいた方法であるので、独自の損失額を用いて意思決定を行うことが必要である。

### 3.4.3 Preliminary Hazard Analysis(PHA)

#### (1) 概要

Preliminary Hazard Analysis (PHA:予備的危険解析)は、研究・開発、概念設計、パイロットプラント、あるいは基本設計の初期段階といった、プラントライフサイクルの初期に、プロセスに潜在する危険性を洗い出すために使用される。洗い出された潜在危険に対する安全対策をプラント設計の初期の段階で検討することにより、詳細設計での安全対策を決定したり、詳細な安全性解析の道標として利用したりする。PHAをプラントライフサイクルの初期に実施することで、次のような利点がある。

- ・ 対策を検討する時間的余裕を持つことができる。
- ・ 初期の段階で潜在危険を同定できるので、対策を講じるための費用を最小にできる。

(設計後期で問題が発見された場合には、設計変更や機器変更および工期への影響によって、対策のための費用が増大する。)

- ・ プラントライフサイクルを通して使用できる運転のガイドラインを作成するための情報を提供できる。

解析結果は、潜在危険の種類、原因、影響、現在の対策、追加対策を整理して、ワークシートに記録する。

## (2) 特記事項

解析時期がプラントライフサイクルの初期であり、情報量の不十分な状態で行うために、システム上の異常原因は必ずしも特定できない。しかしながら、原因の種類とその影響の関係を明らかにすることで、詳細設計段階で実施すべき安全対策等を策定できる。プラントライフサイクルの初期段階で実施することによって、プラントに潜在する問題を早期に掘り起こして対策を検討できることは、PHAの大きな利点であるが、継続してリスクの変化を監視し、適切な変更管理を行うことが重要である。

### 3.4.4 What-If解析

#### (1) 概要

What-If解析は、「もし…であるならば」「もし…が起こったら」という、機器故障や誤操作などの異常を想定した間いかけを行い、ブレインストーミングによって、設計あるいは運転・操作における問題点や潜在危険を洗い出し、既に講じられている安全対策を評価し、追加すべき対策を検討する手法である。また、What-If解析は、自由度の高い解析手法であり、プラントライフサイクルの幅広い範囲で使用できる。効率よく作業を進めるためには、解析対象および目的にあわせて予備的な質問リストやキーワードを事前に用意することが望ましい。予備的な質問リストやキーワードは、1つの質問あるいはキーワードを呼び水として参加メンバーが連想的に新たな質問を想起できるようなものでよい。

#### (2) 特記事項（What-If 質問のカテゴリー化）

What-Ifでの想定すべき質問項目をいくつかのカテゴリーに分類し、それぞれのカテゴリーの項目に焦点をあてて問題点の有無を検討する。例えば、表3-6に示すようなカテゴリーに分類し、それぞれのカテゴリー毎に問題点を洗い出す。

表3-6 What-If におけるカテゴリー化の例

カテゴリー	関心の焦点	質問項目の例
物質危険性	物質の特性に起因する危険性	物質の取り扱い上の注意点、サンプリング上の注意点、物質の流出危険性とその対応策、閉塞特性、不純物の混入の影響、反応危険、自然発火性、水との接触危険性等
機器特性	機器の特性に起因する危険性	機器の使用材料、緊急遮断弁、腐食/磨耗に対する配慮、低温脆性の問題、貯蔵方式、イナートシールの必要性、ベントシステム、圧力放出装置、機器が故障した際の影響と安全対策
配置	機器の配置に起因する危険性	危険性の高い機器の他の設備からの離隔、建築物とプロセスおよび貯槽との位置関係、防爆電気機器のエリア分類、裸火を扱う機器とプロセス機器

カテゴリー	関心の焦点	質問項目の例
コントロールシステム	制御における整合性	コントロール システムの妥当性、トリップシステム、緊急遮断システムの妥当性、コントロール システムが故障した場合の影響と対策
操作・運転管理	操作・運転管理の整合性	スタートアップ、シャットダウンへの配慮、オフスペック製品の処理、手動操作弁の操作・接近性、誤操作防止への配慮、点検における留意点、変更管理など操作性、運転管理における問題点
安全防災	安全防災設備の整合性 0	防消火設備の操作性、緊急時対応、避難経路の確保、外乱(地震、異常気象など)に対する配慮

### 3.4.5 Failure Modes Effects Analysis(FMEA) <sup>2)・5)・6)</sup>

#### (1) 概要

Failure Modes Effects Analysis(FMEA))は、解析対象のシステムについて、構成機器の故障モードを想定し、システムへの影響、既に講じられている安全対策の妥当性を評価し、追加対策の必要性を検討する手法である。システム全体を網羅的に検証するため、総合的な安全性・信頼性を向上させる効果的な手法である。その反面、大規模なシステムを解析する場合には、費やされる時間は多大となる。

プロセスプラントを対象としたFMEAでは、システムを構成するバルブ、ポンプ、制御系等の要素に分割して、各機器の故障を想定する。故障モードとしては、バルブでは、故障開、故障閉、動作不能(開/閉/半開状態)、流体の外部へのリーク、下流側への内部へのリークなどが考えられる。プロセスプラントを対象としたFMEAは、主としてプラントの設計段階、あるいは改造計画段階で実施される。

#### (2) 特記事項

##### 故障モードリスト

システム構成機器に想定される故障モードについてあらかじめ十分な検討を行って、適応する故障モードの一覧表を準備しておくこと、解析時間の短縮ができ、見落としの防止にもなる。いくつかの機器の故障モードと、その原因例を表3-7に示す。

##### Failure Modes Effects and Criticality Analysis(FMECA)

FMEAに、システムに及ぼす影響の度合いを評価する項目を加えた解析手法を、故障モード・影響・致命度解析Failure Modes Effects and Criticality Analysis(FMECA)と呼ぶ。

FMECAでは、致命度指数(Criticality Number)を定義して、指数算出式を定め、定量的に評価することも行われる。FMECAをプロセスプラントに適用する場合は、システムに及ぼす影響度を定性的に評価することが多い。

表3-7 故障モードと原因例

機器	故障モード	故障原因例
バルブ	内部漏洩	・弁体、弁座の変形、損傷 ・弁体・弁座接触面での異物のかみ込み
	外部漏洩	・シール部の損傷
	破損	・長期使用による疲労などに伴う破損 ・腐食・外力などによる破損
	詰まり	・異物の混入 ・弁棒折損による弁体落下
	閉じる/開く	・誤操作 ・誤信号
	閉じない/開かない	・異物のかみ込みなどによるスティック ・駆動装置(モーター、アクチュエータ)の故障 ・動力源(空気、電力)の喪失
	制御不能	・異物のかみ込みなどによるスティック ・駆動装置(アクチュエータなど)の故障 ・制御システムの故障
ポンプ(電動)	起動せず	・モータの故障 ・電力喪失 ・異物のかみ込みによるスティック
	運転停止	・電力喪失 ・異物のかみ込みによるスティック ・長期運転に伴う損傷
	破損	・長期使用による疲労などに伴う破損 ・腐食・外力などによる破損
	外部漏洩	・シール部の損傷、磨耗
熱交換器	チューブの破損・漏洩	・長期使用による疲労などによる破損 ・腐食・外力等による破損
	外部漏洩	・シェルフランジ部シール部材の損傷 ・締付力の劣化
	チューブの詰まり	・異物の混入
	シェル破損	・長期使用による疲労などに伴う破損 ・腐食・外力等による破損
指示計	指示しない	・断線・ショートなど ・構成部品の劣化、損傷など ・振動などによる校正の狂いなど ・構成部品の損傷、劣化など

### 3.4.6 HAZOP Study

#### (1) 概要<sup>2)・7)・8)・9)</sup>

Hazard and Operability Study(HAZOP)は、プラントの潜在危険と操作上の問題点の洗い出しを行い、安全対策上十分であるか否かを系統的に検討する安全性評価手法であり、プロセスプラントの安全確保を目的として開発された手法である。HAZOPでは、設計意図からのずれを想定し、ずれの原因を洗い出し、その結果システムに起こる影響を同定し、ずれの発生防止対策あるいはシステムへの影響を緩和する対策を検討する。

HAZOPの特徴は、次のように整理される。

プロセスを構成する全てのライン、機器、および運転手順を検討対象とできるため、網羅的に検討できる。

手順に従って系統的に解析を行えるため、平易に適用できる。

異なった分野の専門家で構成されるチームで解析を進めるため、異なった視点からの検討ができる。

ガイドワードとプロセスパラメータを組み合わせずれを想定するため、見落としが少ない。解析結果は、ずれ、ずれの原因とその影響、現状の安全対策、追加すべき対策・検討事項などを整理して、HAZOPワークシートに記録される。

#### (2) 特記事項

##### HAZOPの実施時期

HAZOPは、一般的に、基本設計が終了しPipe & Instrumentation Design(P & ID:配管計装線図)、の第1版が作成された段階、あるいは詳細設計が終了し、P & IDの詳細が固まった段階で実施される。前者の時期に行うHAZOPでは、安全・運転面での問題点を早い段階で洗い出し、設計変更を早い時期に実施出来るという利点がある。しがしながら、制御系やコンプレッサ、加熱炉などの詳細が固まっていない場合があり、それらの部分あるいはユニットについては、時期をずらして再度HAZOPを実施することになる。

後者の時期に行うHAZOPでは、詳細な資料が揃っているので、確実な検討を行うことができる。しかしながら、この時点で大きな問題点が発見されると、スケジュールやコストへの影響が大きい。

##### 連続プロセスとバッチプロセス

連続プロセスでは、1本のライン、1つの機器は異なった単位操作で何度も使用されることは一般的にはない。従って、プロセスの上流から下流に順次解析していけば、全てのラインおよび機器を網羅的に検討でき、見落としが少ない。

一方、バッチプロセスでは、運転モードがシーケンス・コントロールあるいはマニュアル操作によって変化する。また、1つの機器あるいはラインが異なった運転モードで使用され、温度、圧力といった運転条件も各運転モードで異なることが多い。更に、バッチプロセスでは、「ステップ」や「時間」、あるいは「時期」が重要なプロセスパラメータとなる。

したがって、運転モード毎に解析していくことが必要となる。バッチプロセスにおいて適用される、ずれの例を以下に示す。

- (a) ステップ : 実行せず/余分なステップ/ステップをとばす/逆のステップ実施
- (b) 時間 : 長すぎ/短すぎ
- (c) 充填量 : 無/過多/過小
- (d) 時期 : 早すぎ/遅すぎ

#### HAZOP記録の利用

HAZOPの結果をワークシートに記録して文書として保存することで、新しい運転員の教育資料に利用できる。また、類似のプロセスを設計する場合にも貴重な資料として利用できる。時間と労力がかかるため、一部のプロセスに対して危険と考えられる工程に適用するだけでも効果が期待できる。

#### 3.4.7 厚生労働省方式<sup>10)</sup>

##### (1) 概要

厚生労働省指針『化学プラントにかかるセーフティ・アセスメントに関する指針』は、昭和51年に発行された後、指針の枠組みの見直しが行われて、新しい安全評価手法の導入、評価項目の見直しが行われた。改正版は、平成12年3月21日付け通達(基発第149号)で発行された。ここで、表3-8に厚生労働省方式による評価手法を示す。この安全性評価で行う方法は、次の5段階で行われる。

表3-8 厚生労働省方式による評価手法

第1段階	関係資料の収集・作成	事前評価を行うために必要な資料の収集・作成を行う。
第2段階	定性的評価	診断項目、関係法令等を参照して定性的評価を行う。
第3段階	定量的評価	危険度ランクをつける。
第4段階	プロセス安全性評価	第3段階の危険度ランクとプロセス固有の特性に応じた手法を用いて評価を行う。ランク においては、HAZOP、FMEAを、ランク においては、What- f手法を推奨。あるいは同等以上の手法を用いても良い。
第5段階	安全対策の確認等	第4段階における評価に基づいて、設備に係る対策を確認し、管理的対策についても検討した後、上記の評価結果について最終的なチェックを行う。

この指針は、関係事業場が行うべき必要最低限の目安を示したものである。評価の結果、安全対策の妥当性が確認された設備であっても、機械の誤作動、反応条件の設定ミス、物質の誤った取り扱い等により、予期せぬ大災害を招くことも懸念されることから、この指針に基づく評価に加えて、事業場の特性等を加味した安全性評価を行うことが望ましい。

この指針は、化学物質の製造、取り扱い、貯蔵等を行うことを目的とした化学プラントの新設、変更等を行う場合に適用される。

ここで、図3-3に厚生労働省が推奨するリスクアセスメントの手順を示す。

### 3.4.8 化学工学会方式

#### (1) 概要

化学工学会方式は、(社)化学工学会・産業部門委員会・安全委員会「安全性評価手法開発WG」が、1996年に、化学工学会テクニカルレポートNo.34「プロセスプラントの安全性評価手法の一提案；一気付きを促すシステムの標準化をめざして」によって発表した手法である。

化学工学会方式は、次の点に重点をおいて「気付きを促すシステムの標準化」を目的として開発されたものである。

- ・ 安全性評価にあたっての見落とし、抜け落ちをできるだけ防止できる構造とする。
- ・ プロセスに対する知識はあっても評価手法に精通していないものでも利用できる構造とする。
- ・ できるだけ省力化が図れる構造とする。

提案された評価手法は、下記の二つのコンセプトからなっている。

ポンプ、熱交換器、配管、加熱炉などのプラントの構成機器の健全性を確保するにあたって基本的な見落とし、抜け落ちがないかを逐一にチェックする。

プラントに発生する可能性のある望ましくない事象の原因－結果の因果関係をプロセスの特性を考慮して系統的に解析し、潜在的な危険性を洗い出すとともに、講じられている安全対策の妥当性を評価する。

#### (2) 特記事項

安全性評価において重要なことは、解析対象設備に発生する可能性のある異常と、それが発生した際の結果の因果関係をいかに見落としなく、抜け落ちなく同定し、評価できるかである。

本手法の特徴は、プラントの安全性評価にあたりシステムの安全性評価とプラント構成機器の健全性評価という二つの側面から実施する点にある。ここでシステムの安全性評価においては、プラントを構成する主要な単体設備に解析の主対象を絞り、望ましくない事象の発生原因をプロセス状態量の異常、さらにその原因となる機器故障、誤操作の同定といったように系統的に解析するという手順を踏む。見落とし、抜け落ちを防止するために、異常の同定、原因・結果の解析、安全設備の妥当性、必要性のチェックにおいてあらかじめ幾つかのチェック項目を用意した。これらのチェック項目は、プロセスの特性を考慮し、解析者が順次追加していくことによりそれぞれのプロセスに固有の留意点を網羅できる。

構成機器の健全性評価は、個別機器が本来有すべき健全性確保のための機能維持において、見落とし、抜け落ちがないようにプラントを構成する代表的な機器に対して用意されたチェックリストを利用しようとするものである。なお、これはシステムの安全性評価を補完するものといえ、両手法を組み合わせることにより網羅的に効果的な評価が期待できる。

### 3.4.9 Fault Tree Analysis(FTA)<sup>(11), (12), (13), (14), (15), (16)</sup>

#### (1) 概要

安全性・信頼性解析に用いられているFTA(Fault Tree Analysis)の手法は、1961～62年頃、米国のミニットマンミサイル発射制御システムの研究に関連し、ベルテレホン研究所のワトソンらにより考案された。この手法は、特定の“好ましくない事象(Undesired Event、例えば、暴走反応の発生、火災発生など)”について、その事象が発生あるいは成立するのに必要な要因の抽出と抽出

された要因間相互の関係を明らかにするとともに、解析対象としている好ましくない事象に対して抽出される各要因の寄与度合いなどを検討評価するための手法である。評価は、定性的評価と定量的評価の両方の評価が行える。

FTAは、論理的に矛盾のないツリーを作ることが難しいこと、また、抽出した頂上事象を形成する要因に見落としがちなことを証明できないこと、定量的な解析に使う故障率データの整備が進んでいないなどの理由で使用される機会が少ないように思えるが、解析結果から得られる有用な情報も多く、手法の有効性は高い。また、FTAは、特定の問題を解析するのに使う手法であり、解析対象となる装置やシステムの範囲は、限定されることが多い。FTAの実施方法を習得者、理解者が増えれば、その有効性から、今後、FTAの利用の機会が増加してゆくと思われる。

なお、FTAに関する理論を解説した文献<sup>1)2)3)</sup>は、種々出版されているが、実際の実施方法の解説は少ない。

#### 3.4.10 Event Tree Analysis(ETA) <sup>14),15),16)</sup>

##### (1) 概要

Event Tree Analysis(ETA)は、事故災害の発端を起点に置き、その事故災害の拡大していく過程と、当該事故災害の拡大防止のために準備されている防災設備との関係を防災設備の機能が有効に作用した場合と、作用しなかった場合の二つの分岐事象(Event)に単純化して解析する二元解析法(Binary Method)であり、事故災害の拡大過程を樹木状(Tree状)に記述するのでこの名がある。以前はFTA(Fault Tree Analysis)と共に用いられることが多かったが、最近では、事故災害の拡大過程の解析評価を目的に単独に使われることも多くなっている。

ETA(Event Tree Analysis)の手法では、描かれる樹木状の解析結果を用いて定性的な解析評価も可能であるが、FTAの手法と組み合わせて用いることにより終端の各事象の出現確率や各防災設備の事故拡大防止への寄与状況などについて定量的な解析評価に使うことができる。

#### 3.4.11 事故影響解析<sup>17),18),19)</sup>

##### (1) 概要

プロセスプラントは大量の可燃性物質や毒性物質を製造、貯蔵、取り扱っており、火災、爆発事故あるいは毒性物質の流出事故が発生したならば事業所内にとどまらず事業所外へ影響を及ぼすことが考えられる。海外における火災爆発事故の代表的な事例として、1974年のイギリス・フリックスボロにおけるナイプロ社のカプロラクタムプラントでの火災爆発事故、1984年のメキシコ・ペメックス社でのLPG基地の火災爆発事故、1989年の米国パサデナでのフィリップス社のポリエチレンプラントでの火災爆発事故などが挙げられる。

また、毒性物質の流出による事故としては、1976年に発生した高濃度のダイオキシンを含むガスの放出により22万人以上の被害者を出したイタリアのセベソ事故、1984年のメチルイソシアネートの大量放出により死者3千人以上、被災者20万人以上を出したインドのボパール事故が代表的な事例として挙げられる。一方、国内で事業所外に被害を及ぼした事故としては、茨城県東海村の核燃料転換工場での臨界事故、群馬県のヒドロキシルアミン蒸留設備の爆発事故、さらには愛知県での火薬貯蔵施設の爆発事故が代表的な事故である。

プロセスプラントにおける事故の態様は、火災、爆発、ファイアーボールといった可燃性物質



の燃焼に起因する危険事象のほか、毒性物質の流出に伴うガス拡散などが主要な危険事象である。これらの事故は基本原因はともかく一般的には危険物質の漏えい、流出が引き金となって発生することが多い。また、事故の規模は、危険物質の保有量、漏えい量の大きさはもちろんのこと、事業所内の危険施設のレイアウト、安全防災設備の有無、事故発生時の初期対応、気象条件など複数の要因の影響を受けるため一概に規定できるものではない。このため、事故が発生したことを想定し、その影響範囲を予測しておくことにより発災時の被害拡大防止にあたっての防災設備設計、緊急対応計画の策定、効率的な防災活動の実施などに対し強力な支援が可能となる。事故が発生した際の影響範囲の予測にあたっては危険物質の流出事故などを引き金としてどのような災害現象、すなわち災害モードに進展するがをまず明らかにし、次に想定される災害モードそれぞれに影響解析を実施することになる。プロセスプラントでの代表的な災害の形態としては火災、爆発、ガス拡散が考えられるが、それらは表3-9に示すように更に異なった現象に分類される。

表3-9 災害現象の分類

災害の現象	火災	プール火災
		フラッシュ火災
		ジェット火災
		ファイアーボール
	爆発	密閉構造物内でのガス爆発
		蒸気雲爆発
	ガス拡散	空気と同程度の比重のガスの拡散
		空気より重いガスの拡散
		ジェット拡散

また、一つの設備であっても流出の形態や流出した可燃性物質に着火する時期などの違いにより災害の形態も異なってくる。一例として、LPGを常温加圧状態で保有している設備に配管破断という事故が発生した際に、配管の破断個所ならびに流出したLPGへの着火時期の違いにより最終的にどのような災害モードに進展していくかを簡単に表したものを図3-4に示す。この図より、配管の破断個所が気相部または液相部であるか、また、流出後に直ちに着火するか、あるいは遅れて着火するかの違いにより最終的に出現する災害現象がジェット火災、蒸気雲爆発、ファイアーボール、液面火災(プール火災)など異なった態様を示すことが分かる。

事故影響解析は、このようにして分析した災害事象それぞれに周囲へ影響がどの程度まで及ぶかを検討するものである。なお、その影響範囲の大きさは流出量の大小、流出した物質の危険特性、風の状態などの気象条件によって異なってくる。

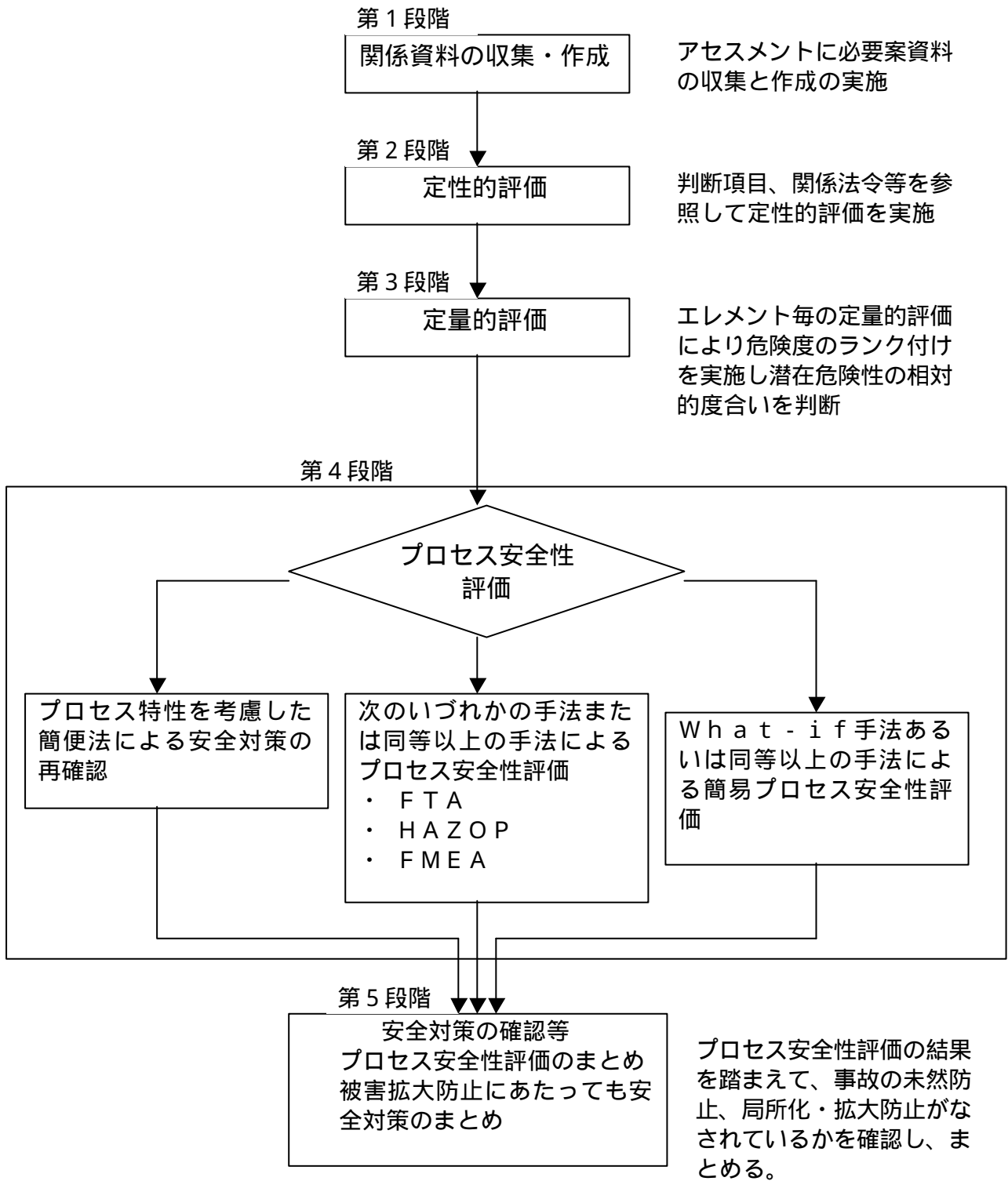


図 3-3 リスクアセスメントの手順

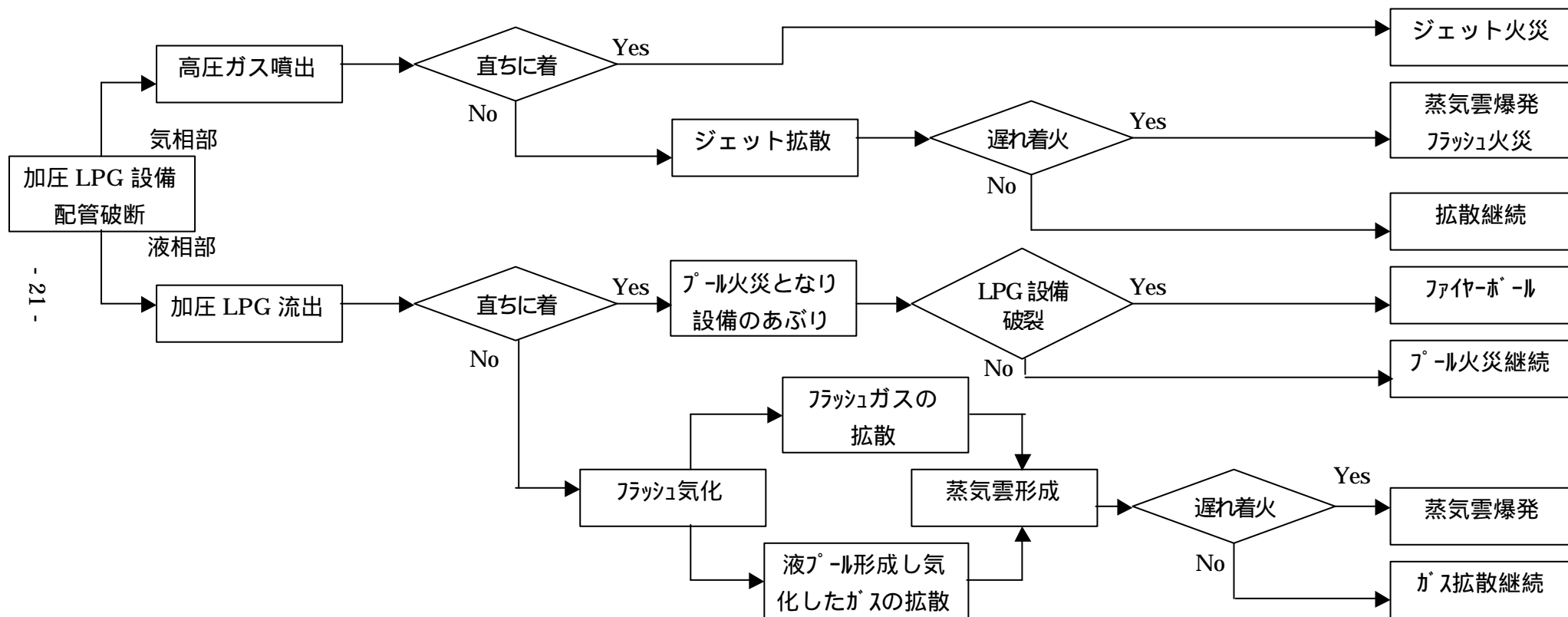


図 3 - 4 加圧 L P G 設備配管破断を引き金とした事故拡大経路

#### 4．プロセス安全性評価の手順（設備の運転管理に適用するための手法）

前章では、化学プラントにおける安全性解析手法について概略を述べたが、ここでは設備に適用する場合の事例について述べる。

参考となる解析手法は、前章で記述した厚生労働省が奨励している方法である。この手法は、対象とする設備について事前評価を行い3段階に危険度によるランク分けし、その結果を基に危険度のランクが高くなった設備に対しては、HAZOP や FMEA といった系統性及び網羅性を備えた解析手法で詳細に評価する。危険度のランクが中程度の設備については、What-If または同等以上の手法を用い、ランクが低い設備については基本的な安全対策がなされていることを確認する等としている。ここで、表 4-1 に危険度のランクと実施する安全性評価を示す。

表4-1 危険度のランクと実施する安全性評価（厚生労働省事例）<sup>10)</sup>

ランク	点数	危険度の程度	安全性評価手法等
	16点以上	危険度が高い	FTA, HAZOP, FMEA等
	11～15点	周囲の状況、他の設備との関連で評価	What-If手法等
	1～10点	危険度が低い	安全対策の確認

注) 点数の配点及び配分は、それぞれの事業所の分類に応じて決定する。

ただし、先にも述べたとおり、「この指針は、関係事業場が行うべき必要最低限の目安を示したものである。評価の結果、安全対策の妥当性が確認された設備であっても、機械の誤作動、反応条件の設定ミス、物質の誤った取り扱い等により、予期せぬ大災害を招くことも懸念されることから、この指針に基づく評価に加えて、事業場の特性等を加味した安全性評価を行うことが望ましい。」としていることから、実際に化学物質を製造しているM社が考案した厚生労働省方式を基に設備が持つ固有の安全性に加え保安の概念を取り入れた手法を例に検討する。

##### 4.1 化学プラントM社が実施した安全評価手法

化学プラントM社では、厚生労働省の手法を用いて、運転管理を実施している設備について安全性評価を実施したが、各設備のリスク評価を実施した際に

- ・潜在的なリスクは、厚生労働省の手法で評価できるものの、実際には、危険度の高い設備は設備対策の他、危険性を排除するための対策がとられ、運転管理上のリスク評価が考慮されない。
- ・また管理面においても様々な規則により安全を確保する方策が採られていることから、これらの対策がリスク低減に反映されない。

といった課題が抽出された。

そこで、これらの課題を配慮した保安評価基準を新たに考案し、設備の安全性評価に採用した。

##### 4.2 保安リスク評価基準

M社は、保安リスク評価の実施要領を策定し、保安リスクを定義づけている。ここで、保安リスクとは、リスクが顕在化した結果のおよぼす影響「影響度」とリスクが顕在化する可能性「プロセス危険性」によって表される「潜在リスク」と、リスクを軽減するためにとられる保安対策「危険性排除」及び設備管理や教育等「管理状況」の項目で評価されるとしている。

この関係を式で表すと以下のとおりとなる。

$$\text{潜在リスク} = \text{「影響度」} \times \text{「プロセス危険性」}$$

$$\text{保安リスク} = \text{「潜在リスク」} \times \text{「危険性排除」} \times \text{「管理状況」}$$

また、保安リスク評価手順として、対象とするプラントを工程毎に分割し各工程の評価を行う。保安リスク評価表を基に、「影響度」「プロセス危険性」「危険性排除」「管理状況」について評価を行い、それぞれ「影響度」は5項目の評価点の和、「プロセス危険性」は11項目の評価点の和、「危険性排除」は18項目の評価点の積、「管理状況」は8項目の評価点の積として表し、保安リスクの式にそれぞれの評価点を当てはめて設備の危険度のランク分けの点数とする。

ここで、「影響度」「プロセス危険性」「危険性排除」「管理状況」の評価表を表4-2に示す。

表4-2から「影響度」は、取り扱う化学物質による爆発・火災、人体への影響、環境汚染の程度等によって表すことができる。それぞれの評価内容は、おおむね3段階による評価で表しており、それぞれの基準は、曝露限度や法律等に基づく基準を基に決定している。また、対外的影響については封じ込めることのできる範囲を適切に決定している。

「プロセス危険性」は、設備を運転することにより発生する危険性を表している。取り扱う物質が爆発・火災を引き起こすものであることから、プロセス上も爆発・火災の観点を中心に、漏洩等のプロセス上考えられる危険性をおおむね3段階で評価している。評価の基準は、法令等に基づく基準の他、ダウ法による評価やこれまでの運転経験によって得られた知見を基に決定している。

「危険性排除」は、上記の評価で得られた潜在リスクを低減するための措置としてとられている設備対応にかかる措置である。ここでは、設備に採用されている保安電力の二重化、緊急シャットダウンや漏洩検知器等の設備の異常を回避する設備、検知する設備、拡大を遮断する設備等がそれに当たる。それぞれの点数配分は、「危険排除」の該当項目をおおむね3段階で評価し、該当する場合の内容によって0.8点までの点数としている。評価の基準は、これまでの知見（ダウ法による評価）や該当する設備の能力によって、決定している。

「管理状況」は、運転管理の中で特にプロセスの安全性に影響する管理を抽出して項目を決定している。特に、予防保全や故障管理、配管の減肉管理等が対象となっている。また、各種点検や教育も対象となっている。「危険性排除」と同様に該当項目をおおむね3段階で評価している。ただし、該当する場合の内容によって0.9点までの点数としている。各点数、特に一定のルールはないが、これまでの知見や該当する設備の能力によって、付け方を決定している。点数の下限が「危険性排除」に比べて高い理由は、「管理状況」は人が介在するため、必ずしも守られない状況が考えられることから、設備対応である「危険性排除」とは差別化している。

ここで、これまでのリスク評価から、潜在リスク及び保安リスクに評価を変更した場合の結果を図4-1及び図4-2に示す。この結果から、潜在リスクが高い設備は、それに準じた安全上の設備や管理方法を備えているため、かえって保安リスクによる評価点が低くなり、逆に潜在リスクが中程度の設備がかえって高くなるという結果が現れている。これは、設備の重要度に応じた保安上の措置を実施した結果であり、妥当と思われる。また、この結果から、現在の運転管理の中で特に留意すべき設備は、保安リスクの評価点が高くなった設備であることがいえる。

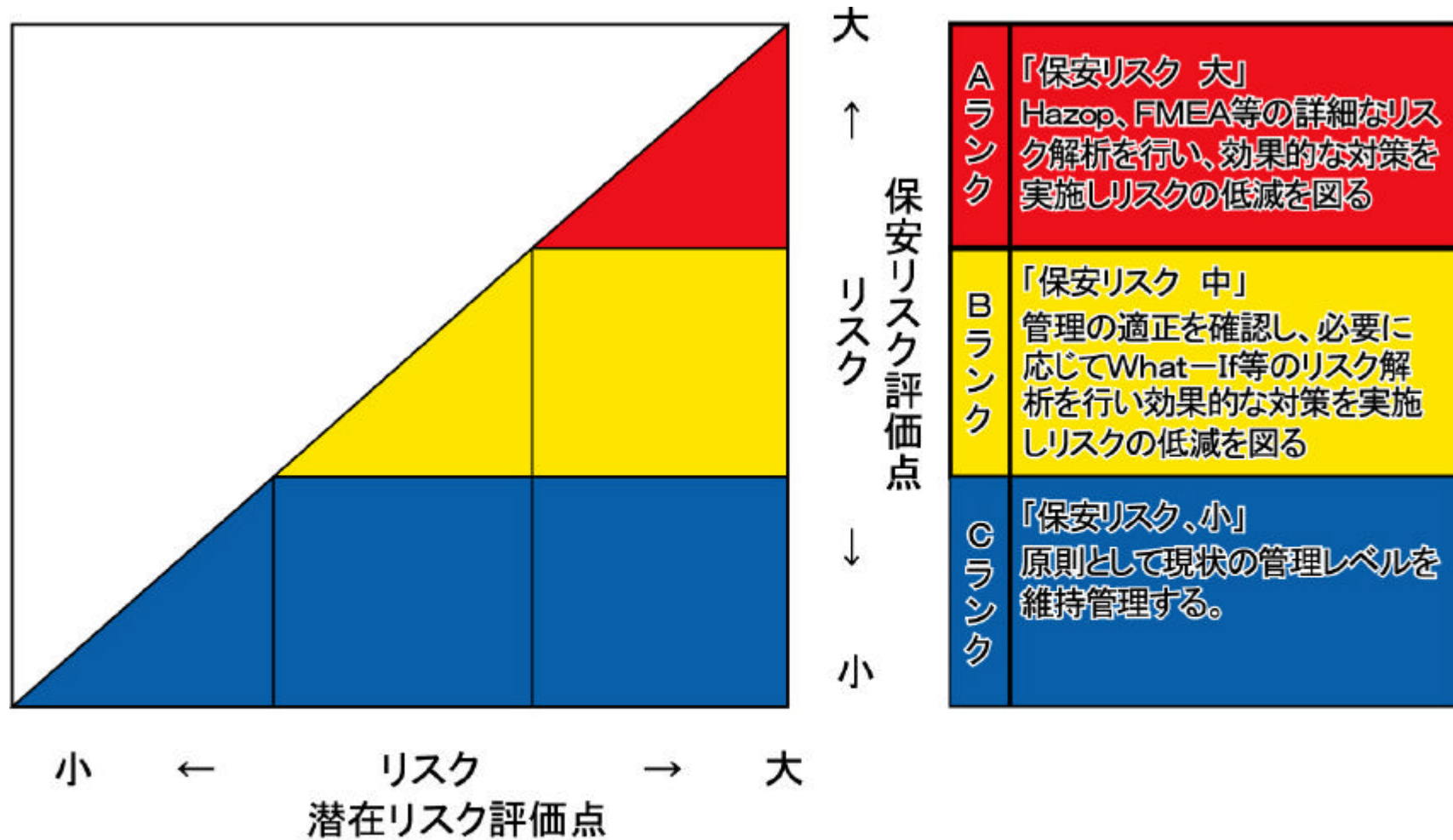
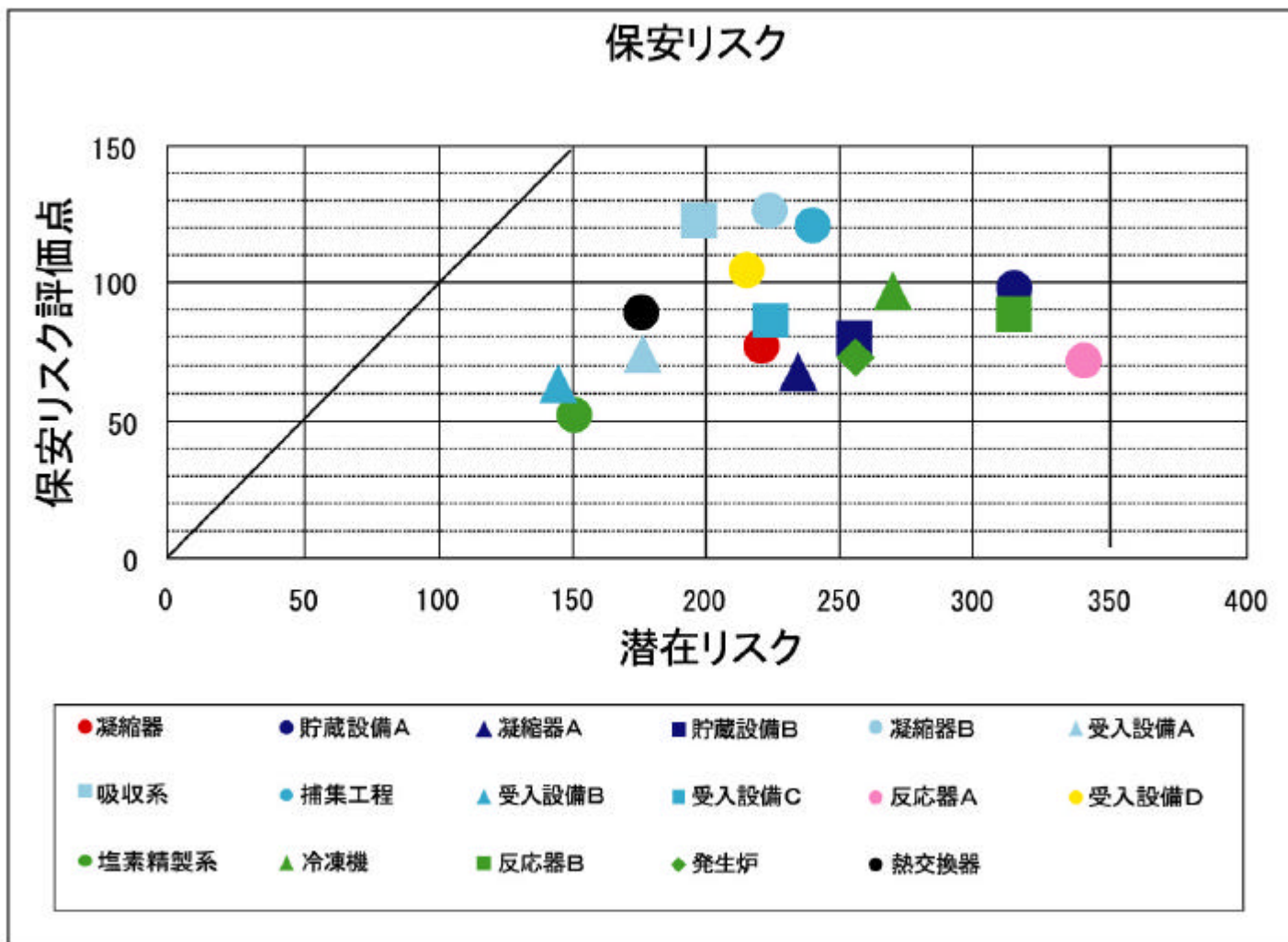


図4-1 保安リスク評価レベルの考え方

図 4 - 2

### 保安リスク仮評価結果



5 . 核燃料物質や放射性物質を取り扱う原子力施設におけるリスク項目の検討

化学プラントで採用された評価基準を原子力施設へ適用する場合は、対象とする設備や取り扱う物質を核燃料物質や放射性物質（以下「核燃料物質等」という。）とした場合の潜在リスクの考え方等を十分に検討した上で評価する必要がある。

まず、核燃料施設は、設計段階で十分安全評価を実施した上で設計及び施工を実施し、かつ施設の運転においても安全を確保した上で実施していることから、施設、設備及び機器の潜在的なリスクだけでなく、危険排除機能や運手管理に係るリスク回避を考慮した安全性評価が必要である。そこで、前章で記述したM社における安全評価手法を基本に、核燃料物質等の取扱いに置き換えた場合のリスクに着目して検討する。

つぎに、核燃料施設で取り扱う化学物質については、化学プラントで採用されている評価内容及び評価点を基本に評価する。

なお、核燃料施設は、取り扱う核燃料物質等の違いや施設の規模により、設備に要求される安全対策等が異なること及び原子力施設に求められる安全上の設備の詳細な情報を現時点では入手していない等から、リスク項目や当該リスク項目における評価内容、評価点を決定することはできないが、考え方の整理の一つとして大洗工学センターに設置されている核燃料施設を基本にリスク項目の抽出を行う。（リスクアセスメントの手順は、図3-3を参照。）

5.1 核燃料施設の重量度分類

設備の重要度分類は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する指針」が原子力安全委員会から示されている。ここでは、軽水炉施設の安全性を核のするために安全機能について、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統物及び計器の設計に対して、適切な要求を課すための基礎を定めることを目的にしている。安全機能の区分としては安全機能の性質に応じて2種類に分類し、さらに重要度に応じてクラス1, 2, 3に分類している。ここで表5-1に安全上の機能別重要度分類を示す。

表5-1 安全上の機能別重要度分類

機能による分類		安全機能を有する構築物、系統及び機器		安全機能を有しない構築物、系統及び機器
		異常の発生防止の機能を有するもの ( P S )	異常の影響緩和の機能を有するもの ( M S )	
重要度による分類	安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス1 P S - 1	MS - 1	
	クラス2 P S - 2	MS - 2		
	クラス3 P S - 3	MS - 3		
安全に関連しない構築物、系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの

注) P S : 異常事態の発生を防止する機能を有するもの(異常発生防止系)

M S : 異常事態が発生したときにこれに対処する機能を有するもの(異常影響緩和系)



上記の重要度分類は、発電用原子炉に関して定められたものであり、研究用原子炉や核燃料施設を対象としたものではないが、原子力施設に関する指標となりうるため、この分類を基に、大洗工学センター施設品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」に核燃料施設の重要度分類を定めている。

当該要領書は、“大洗工学センター施設品質保証計画書に基づき、燃料材料試験施設の施設・設備・機器を重要度に応じ分類・特定し、これに基づいた品質保証活動を行うことにより、公衆、環境、従業員等の安全確保並びに施設の信頼性確保による原子力安全等を図ること”を目的とし、適用範囲を“燃料材料試験施設の立地調査、設計、建設、運転及び廃止措置の各段階並びにそれらの各段階における研究開発に係る公衆、環境、従業員等の安全確保並びに施設の信頼性確保による原子力安全等に係るすべての施設業務品質活動に適用する。”と定めている。

また、考慮すべき事項を

公衆の安全確保に及ぼす影響

環境の安全確保に及ぼす影響

従業員等の安全確保に及ぼす影響

施設の信頼性に及ぼす影響

とし、重要度分類の設定は、“施設、設備・機器等について、安全上機能上の重要度に応じてレベル（事故、異常が環境、公衆の安全に重大な影響を与える重要な施設、設備）、レベル（安全上機能上の損傷又は機能が損失した場合、環境、一般公衆、従業員への安全に影響がある施設、設備・機器）、レベル（安全上機能上の損傷又は機能が損失した場合、施設の運転に影響がある設備、機器）及びその他（レベル、 、 以外の設備、機器）に分類する。”としている。この他、重要度に対する基本的な考え方として、

- (1) 公衆の安全確保、施設の信頼性確保
- (2) 環境の安全確保
- (3) 従業員等の安全確保
- (4) 重要な業務でその他考慮すべき事項
- (5) 軽微な作業の管理

を定めている。

ここで、大洗工学センター燃料材料試験部で定めた、核燃料施設における設備の重要度分類を表5-2に示す。

## 5.2 核燃料施設のリスク評価（モデル）

核燃料施設を対象としたリスク評価について、化学物質を取り扱う場合と核燃料物質等を取り扱う場合の2通りが考えられるため、化学物質については、化学プラントで策定したリスク評価を基準とし、核燃料物質等については、化学プラントで策定したリスク評価を基に、新たに基準を検討する。

以下に核燃料物質等を取り扱う場合の標準的なリスク評価基準の検討結果を示す。

表5-2 核燃料施設における重要度分類

重要度	定義	対応すべき事象	機能	主な施設、設備及び機器
レベル	施設の事故、異常が環境、公衆の安全に重大な影響を与える施設・設備	放射性物質の漏洩の防止	放射性物質を閉じこめる機能	該当なし 〔使用施設であり、再処理施設とは異なり一般公衆に過度の被ばくを及ぼす多量の放射性物質の放出を伴う事象はない〕
		放射性物質の漏洩の監視、検知の喪失防止	事故、異常状態を把握する機能	
レベル	損傷または機能喪失した場合、環境、一般公衆、従業員等への安全に影響のある施設、設備及び機器	放射性物質の漏洩に至るおそれの防止	放射性物質の閉じこめ機能（バウダリ）	セル、遮蔽窓（放射性物質を非密封で取り扱うセル） グローブボックス（機器メンテナンス用を除く） フード（AGF化学室用）
			放射性物質を安全に取り扱う機能	輸送容器〔B型、A型（公道用）〕
			放射性物質の閉じこめ機能（放出抑制）	廃棄設備（セル、グローブボックス系） 制御用圧空設備
			被ばく低減機能	点検用廃棄設備（セル系）
			安全上重要な関連機器	中央監視盤（廃棄設備等の運転制御）
		放射性物質漏洩のおそれの監視、検知機能の喪失防止	異常状況の検知機能	警報監視設備（セル負圧、排風機異常、制御用圧空設備等）
		上記の作動に必要な機能の喪失防止	電源供給機能	非常用電源設備（高圧盤、定圧盤） 非常用発電設備 無停電電源設備

重要度	定義	対応すべき事象	機能	主な施設、設備及び機器
レベル	損傷または機能喪失した場合、施設の運転に影響のある設備及び機器	放射性物質の漏洩に至るおそれの防止	放射性物質の閉じこめ機能（バウンダリー）	セル、遮蔽窓（クリーンセル） グローブボックス（機器メンテナンス用） フード（廃液サンプリング、汚染検査用） ホッポリペア、コンタクトリペア
			放射性物質を安全に取り扱う機能	輸送容器（構内用） FMFキャスクカー
			放射性物質の閉じこめ機能（放出抑制）	排気設備（フード等を吸引する系統）
			放射性物質の閉じこめ機能（漏出抑制）	廃液設備（液体廃棄物B）
		放射性物質漏洩のおそれの監視、検知機能の喪失防止	異常状況の検知機能	排気中放射性物質濃度測定設備 火災警報設備 管理区域内モニタリング設備 放射線測定器（警報機能を有するもの）
		波及効果としてレベルに至るおそれの防止	放射性物質の閉じこめ機能	試験セル室素循環系統
			照射後試験機能	FMFピンパンクチャ装置
			異常時の対応上必要な機能	ITV監視設備 セル消火設備 非常用証明 通信設備（ページング等）

重要度	定義	対応すべき事象	機能	主な施設、設備及び機器
その他	レベル、及び以外の設備機器	放射性物質の漏洩に至るおそれの防止	放射性物質の閉じこめ機能（放出抑制）	廃棄設備（A及びB区域を吸引する系統）
			放射性物質の閉じこめ機能（漏出抑制）	排気設備（液体廃棄物A）
			放射性物質の補完機能	放射性物質保管庫（密封線源に限る）
		異常状況検知機能の喪失のおそれの防止	異常状況の検知機能	セル内モニタリング設備 放射線測定器（警報機能のないもの）

注）表中では核燃料物質等を放射性物質として表している。（原文のまま使用）

## (1) 「影響度」

影響度考慮する視点には、「爆発・火災を起こす物質」、「人体への影響を起こす物質」、「環境汚染を起こす物質」、「取扱量」、「対外的影響」の項目が挙げられている。このうち爆発・火災を起こす物質は、核燃料物質等には当てはまらないことから除外する。

## 人体への影響を起こす物質

人体への影響を起こす物質は、核燃料物質等にも当てはまることから、基準を策定する。化学物質では、「影響なし」、「弱い影響がある」、「強い影響がある」の3項目としてそれぞれ基準を示している。ここで示すLC50は、実験動物の50%が致死する量であるが、核燃料物質等の場合は、法律で定められた限度及び人体影響が現れる程度とする。従って、3段階のうち最も低いレベルは法律の基準値である50mSv未満（ただし5年で100mSv未満）とし“弱い影響”に相当する事項については法律で定められている緊急時の被ばくである100mSvを用いる。それ以上については“強い影響がある”に相当するとし、点数はそれぞれ1点、4点、6点とする。

## 環境汚染を起こす物質

核燃料物質等は環境への影響を考慮すべき物質であることから当該項目に該当する。この場合、核燃料物質等を扱うことからその影響度を6点に設定する。

## 取扱量

取扱量については、核燃料物質等を使用する限度の考え方として、法律で核燃料物質等の取り扱いとして定められている量以下である場合は1点、施設検査を要する量以下である場合（取り扱いの状況を考慮）は4点、それ以上の量となる場合は、6点とする。

さらに、核燃料物質のうち核分裂性物質を取り扱う場合は、上記の他に臨界に関する考え方を追加する。この場合、核分裂性物質の取扱量が臨界量以下である場合（取り扱いの状況を考慮）は4点、臨界量を超える使用量となる場合は、6点とする。

## 対外的影響

対外的影響は、化学物質の場合は4区分としているが、核燃料物質等の場合は、「設備周辺である」、「施設内にとどまる」、「周辺監視区域内にとどまる」、「周辺監視区域外へ影響を与える」、「住民避難を生じる」の6区分とし、それぞれ1～6点とする。

ここで、影響度に関する評価内容及び評価点をとりまとめた表を表5-3に示す。

## (2) 「プロセス危険性」

プロセス危険性の項目には、「爆発可燃性物質係数」、「有害性物質係数」、「吸熱・発熱反応」、「物質の取り扱いと輸送」、「プロセス温度」、「燃焼範囲付近での操作」、「粉塵爆発」、「操作圧力」、「継ぎ手部」、「軸封部」、「着火源との距離」が挙げられている。核燃料物質等を取り扱う場合は、系統内からの漏洩及び臨界が注視すべき危険性であることから、「有害性物質係数」、「物質の取り扱いと輸送」、「粉塵爆発」、「操作圧力」、「継ぎ手部」、「軸封部」が該当する。また、核分裂性物質を取り扱う場合は臨界上の観点があることから、臨界管理に関する視点を加える。なお、評価内容及び評価点は、「影響度」の場合と同様におおむね3段階による評価とし、評価点も5点を最高点とする。

## 有害性物質係数

核燃料物質等には有害性物質という概念はないため、核燃料物質等から放出される放射線の線

表5-3 影響度

項目		評価内容及び評価点					
		1点		4点		6点	
(1)人体への影響		50mSv 未満 (ただし、5年で100mSv 未満)		100mSv 未満		100mSv 以上	
(2)環境汚染を起こす物質						原子力規則法及びR I法で規制される物質	
(3)取扱量 (保有量)	核燃料物質等	法律取扱量未満		法律取扱量異常施設検査を要する量未満		左記以上	
	核分裂性物質			臨界量未満 (施設単位)		臨界量以上 (施設単位)	
(4)対外的影響		1点	2点	3点	4点	5点	6点
		設備周辺にとどまる	施設内にとどまる	施設周辺にとどまる	周辺監視区域内にとどまる	事業所外へ影響を与える	住民避難を生じる

質計数を基に区分する。放射線加重係数は、線が20、線が1、線が1、中性子線が5～20となっているため、線質係数の低い線及び線を1点、線及び中性子線を3点とする。

#### 物質の取り扱いと輸送

核燃料物質等の扱いは、セル等の防護された中で実施されることから、この場合は危険性が低くなり、輸送の様にセル以外の場所で取り扱う場合は危険性が高くなる場合がある。このケースで危険性が高くなる場合は、核燃料物質等をセルまたは輸送容器内外へ移動している最中である。また、セルよりも輸送容器の方が危険性が高いことからセル内での貯蔵及び使用を1点、輸送容器及び密閉系での貯蔵を2点、セルや輸送容器への移動途中やフード等のセル外での使用物質の取り扱いを3点とする。

#### 粉塵爆発

核燃料物質等は、可燃性粒子でないこと、使用する雰囲気等が管理されていること、使用量が少ないこと等から粉塵爆発の危険性はきわめて低いと考えられるが、リスク評価上は対象とし、化学物質の手法で用いている区分を採用する。

#### 操作圧力

核燃料施設は、化学物質と異なり使用場所を負圧にすることにより核燃料物質等の漏洩を防止する仕組みとなっている。従って、操作圧力については、負圧がもっとも危険度が低く大気圧、加圧の順に危険度が増加することから負圧が1点、大気圧が2点、加圧が3点とする。

#### 継ぎ手部及び軸封部

継ぎ手部及び軸封部は、化学物質と同様に漏洩防止を意味することから化学物質で用いている区分採用する。

#### 臨界上の観点<sup>20)</sup>

核燃料物質のうち核分裂性物質の取り扱いにおいて、最も着目しなければならない項目に臨界がある。核燃料施設では、臨界事故を防止するために核分裂性物質の質量や濃度を制限すること、核分裂によって発生した中性子が連鎖反応を起こさないように容器、形状、配置等を制限することが効果的であるとしている。このような基本的考え方から核燃料施設の安全審査基本指針の中に臨界安全管理の基本指針が設定されている。

基本指針では、

- ・核燃料施設における単一ユニットは技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。
- ・核燃料施設内に単一ユニットが2つ以上存在する場合にはユニット相互間の中性子相互干渉を考慮し、技術的にみていかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。
- ・誤操作等により臨界事故の発生するおそれのある核燃料施設においては、万一の臨界事故時に対する適切な対策が講じられていること。

と期されている。

このようなことから、臨界における区分は、「質量管理」、「濃度管理」、「容積管理」、「形状寸法管理」、「中性子吸収材管理」、「複数ユニット管理」とする。

なお、ここで示す評価値は、fissileを含んでいない核分裂性物質を対象としており、fissileを含んでいる場合はそれを考慮する必要がある。

## (a) 質量管理

質量管理は、与えられた場所の中で核分裂性物質の濃縮度、濃度、容積にかかわらず、施設内の1カ所での取扱量を一定以下に制限して管理する方法である。この量を最小臨界量といい、様々な条件で異なっている。ここで表5-4に最小臨界量と制限値を示す。

質量管理の区分は、質量管理を要しない場合を1点、制限値未滿を2点、制限値を越える場合を3点とする。(実際には、管理上の観点から制限値未滿で使用することになるが、設備の物理的制限がなく使用の可能性がある場合は3点とする。)

表5-4 最小臨界質量と制限値

	溶液 (kg)	金属 (kg)
$^{235}\text{U}^*$	0.82 (0.35)	22.8 (10.0)
$^{239}\text{Pu}$	0.51 (0.22)	5.6 (2.6)

注) カッコ内は制限値

\* ) ここでの $^{235}\text{U}$ は濃縮度が93.5%のものである。

## (b) 濃度管理

濃度管理は、プロセス中において核分裂性物質の質量、容積、形状にかかわらず、取り扱い濃度を臨界になる最小臨界濃度未滿の値に制限して管理することである。ここで表5-5に最小臨界濃度と制限値を示す。

濃度管理の区分は、濃度管理を要しない場合を1点、制限値未滿を2点、制限値を越える場合を3点とする。(実際には、管理上の観点から制限値未滿で使用することになるが、設備の物理的制限がなく使用の可能性がある場合は3点とする。)

## (c) 容積管理

プロセス中の核分裂性物質の濃度、質量、形状にかかわらず、取り扱う容積を臨界になる最小臨界容積未滿の値に制限して管理することである。表5-5に最小臨界容積と制限値を示す。

容積管理の区分は、濃度管理と同様に容積管理を要しない場合を1点、制限値未滿を2点、制限値を越える場合を3点とする。(実際には、管理上の観点から制限値未滿で使用することになるが、設備の物理的制限がなく使用の可能性がある場合は3点とする。)

表5-5 最小臨界濃度及び最小臨界容積と各制限値

	最小臨界濃度 (同位体g/g)	最小臨界容積 (リットル)
$^{235}\text{U}$ 濃縮度93.5%	12.1 (10.8)	6.3 (4.8)
$^{239}\text{Pu}$	7.8 (6.9)	4.5 (3.4)

注) カッコ内は制限値



## (d) 形状寸法管理

プロセス注の核分裂性物質を、その濃度、質量、容積にかかわらず未臨界である形状（臨界安全形状）にして管理することである。表5-6に最小臨界形状寸法と制限値を示す。

形状寸法管理の区分は、濃度管理と同様に形状寸法管理を要しない場合を1点、制限値未滿を2点、制限値を越える場合を3点とする。（実際には、管理上の観点から制限値未滿で使用することになるが、設備の物理的制限がなく使用の可能性がある場合は3点とする。）

表5-6 最小臨界形状寸法と制限値

形状（無限大形状）		円筒		平版	
制限因子		臨界直径		臨界厚さ	
状態		溶液	個体	溶液	個体
235U 濃縮度 93.5%	(in.)	5.4(5.0)	3.1(3.7)	1.7(1.5)	0.6(0.5)
	(cm)	13.8(12.7)	7.9(6.9)	4.3(3.8)	1.5(1.3)
239Pu	(in.)	4.9(4.2)	1.7(1.4)	1.3(0.9)	0.24(0.18)
	(cm)	12.4(10.7)	4.3(3.6)	3.3(2.3)	0.61(0.46)

注) かつこ内は制限値

## (e) 中性子吸収材管理

核分裂の連鎖反応を阻止するため、中性子吸収物質を配置して管理することである。この場合の区分は、中性子吸収剤を用いる必要のない場合は1点、中性子吸収材を用いている場合は3点、中性子吸収材を用いていない場合は5点とする。

## (f) 複数ユニット管理

複数ユニットが存在する場合は、それぞれの単一ユニットを上記の方法で管理した上で、ユニット相互間の中性子相互干渉を防ぐ必要がある。このためには、各ユニットにおける中性子相互干渉を評価して、取り扱う場所は貯蔵場所の間隔を十分にとったりユニット間に中性子遮蔽材を設置したりすることである。

この場合の区分は、単一ユニットの場合は1点、複数ユニットの場合で中性子相互干渉評価を行い、プロセスとして固定された設備（人の手によって状態を変化させることのできない場合）の場合を3点、左記以外の場合を5点とする。

ここで、プロセス危険性に関する評価内容及び評価点を取りまとめた表を表5-7に示す。

## (3) 「危険性排除」

核燃料施設では、施設及び設備の重要度をレベル～レベルまで定めており、それぞれの重要度に応じて、事故・トラブルが発生した場合の措置を施している。従って、核燃料施設において危険性を排除する機能は、重要度分類された主要な施設、設備及び機器に対してとられている危険性排除対策について評価し重み付けを行うことで“危険性排除”に関する分類を行うことができる。また、取り扱う状況により類似した施設、設備及び機器でも危険性排除の内容が異なることから、重要度分類に準じてそれぞれの施設、設備及び機器を対象に評価内容を定める必要がある。これらの施設、設備及び機器に関する評価内容及び評価点は、それぞれの詳細な設計や管理状況等で決定する必要があるが、ここでは、各設備機器に共通して設置している危険性排除機能を列記し評価内容及び評価点を示す。また、評価内容及び評価点は、「影響度」の場合と同様

表5-7 プロセス危険性

項目	評価内容及び評価点		
	1点	2点	3点
(1) 有害性物質係数	線、線放出物質		線、重荷電粒子放出物質及び中性子線放出物質
(2) 物質の取扱いと輸送	セル内での貯蔵及び使用	輸送容器及び密閉系での貯蔵	セルや輸送容器への移動途中やフード等のセル外での使用物質の取り扱い
(3) 粉塵爆発	平均粒径半径 175 $\mu\text{m}$ 以上または粒径分布において微粒側より 25%の粒径が 80mesh 以上	平均粒径半径が 150 ~ 175 $\mu\text{m}$ 以上または粒径分布において微粒側より 25%の粒径が 80 ~ 140mesh 以上	平均粒径半径 100 $\mu\text{m}$ 以下または粒径分布において微粒側より 25%の粒径が 140mesh 以上
(4) 操作圧力	負圧	大気圧	加圧
(5) 継ぎ手部	溶接継ぎ手	フランジ	ベロー組立部、伸縮継ぎ手
(6) 軸封部	キャンドタイプ	メカタイプ	グランドタイプ
(7) 質量管理	質量管理を要しない場合	制限値未満	制限値を越える場合 (設備の物理的制限がなく使用の可能性がある場合)
(8) 濃度管理	濃度管理を要しない場合		
(9) 容積管理	容積管理を要しない場合		
(10)形状寸法管理	形状寸法管理を要しない場合		
(11)中性子吸収材管理	中性子吸収剤を用いる必要のない場合	中性子吸収材を用いている場合	中性子吸収材を用いていない場合
(12)複数ユニット管理	単一ユニットの場合	複数ユニットの場合で中性子相互干渉評価を行い、プロセスとして固定された設備人の手によって状態を変化させることのできない場合)	左記以外の場合

におおむね3段階による評価とし、評価点も1点～0.8点の間で点数を配分とする。

危険性排除の考え方として、対象とする設備の危険性の拡大を防止するために危険の予兆を測定・感知し自動的に停止または危険回避措置がとられる場合を0.9点、危険の予兆を測定しているが、停止または危険回避措置が手動である場合を0.95点、危険の予兆を測定してなく、発生した場合に停止または危険拡大防止措置を執る場合を1.0点とする。

また、それぞれの設備が独立した系統で二重化されており、当該設備に異常が発生した場合に自動的に切り替わる場合を0.9点、当該設備の一部が二重化されており、当該設備に異常が発生した場合に自動的に切り替わる場合を0.95点、手動切り替えの場合を0.98点、二重化されていない場合を1.0点とする。

#### レベル

大洗工学センターにおける核燃料施設は核燃料物質使用施設のみであり、再処理施設と異なり一般公衆に過度な被ばくを及ぼす多量の放射性物質の放出を伴う事象はないとして対象とする施設、設備及び機器を計上していないことから、レベルは除外とする。

#### レベル

- (a) セル、遮蔽窓（放射性物質を非密封で取り扱うセル）
- (b) グローブボックス（機器メンテナンス用を除く）
- (c) フード（AGF化学室用）
- (d) 輸送容器〔B型、A型（事業所外運搬）〕
- (e) 廃棄設備（セル、グローブボックス系）
- (f) 制御用圧空設備
- (g) 点検用廃棄設備（セル系）
- (h) 中央監視盤（廃棄設備等の運転制御）
- (i) 警報監視設備（セル負圧、排風機異常、制御用圧空設備等）
- (j) 非常用電源設備（高圧盤、定圧盤）
- (k) 非常用発電設備
- (l) 無停電電源設備

#### レベル

- (a) セル、遮蔽窓（クリーンセル）
- (b) グローブボックス（機器メンテナンス用）
- (c) フード（廃液サンプリング、汚染検査用）
- (d) ホッロリペア、コンタクトリペア
- (e) 輸送容器（構内用）
- (f) FMFキャスクカー
- (g) 排気設備（フード等を吸引する系統）
- (h) 廃液設備（液体廃棄物B）
- (i) 排気中放射性物質濃度測定設備
- (j) 火災警報設備
- (k) 管理区域内モニタリング設備
- (l) 放射線測定器（警報機能を有するもの）

- (m) 試験セル室素循環系統
- (n) ITV監視設備
- (o) セル消火設備
- (p) 非常用照明
- (q) 通信設備（ページング等）

その他

- (a) 気体廃棄設備（A及びB区域を吸引する系統）
- (b) 排水設備（液体廃棄物A）
- (c) 放射性物質保管庫（密封線源に限る）
- (d) セル内モニタリング設備
- (e) 放射線測定器（警報機能のないもの）

ここで、危険性排除に関する評価内容及び評価点についてとりまとめた表を表5-8に示す。

(4) 「管理状況」

核燃料施設は、構成する設備及び機器について、運転を管理することによって施設の保安を担保している面がある。特に臨界管理については、核分裂性物質の出入管理及び保管管理を厳密に行っている。なお、管理の項目は、化学プラントの項目に核燃料物質等の取り扱いに関する項目を追加することで核燃料施設の管理状況に関する項目とする。ここでは、追加される項目について記述し、評価点及び評価内容を化学物質の事例を参考に例示するが、それぞれの評価内容及び評価点は、評価対象となった施設を基に再設定する必要がある。また、評価内容及び評価点は、「影響度」の場合と同様におおむね3段階による評価とし、評価点も1点～0.8点の間で点数を配分とする。

腐食管理（保守管理）

化学プラントでは、配管の減肉を主な腐食管理としているが、ここでは廃液関連設備等で減肉を管理すべき設備がある場合に対象とする。評価内容及び評価点は化学プラントの評価内容及び評価点と同等とする。

運転管理（排気設備、排水設備等の操作管理、それに伴うコンピュータ管理等）

排気設備、排水設備等の操作管理、それに伴うコンピュータ管理を称して運転管理として表す。運転管理では重要な設備を対象に、「コンピュータによる自動制御でフェールセーフ論理及び直接節制御可能な手法を用いていること」、「設備の遠隔操作（手動）」、「重要な操作の管理に自動制御を用いていない」に区分し、それぞれ0.90,0.98,1.00とする。また、重要な設備全てに自動制御が組み込まれている場合は、さらに0.90を乗じ、一部の場合は0.98を乗ずる。

保守管理（計器管理、設備点検、消火設備点検、設備点検等）

計器管理、設備点検、消火設備点検及び設備点検等の施設、設備及び機器に関する定期的あるいは不定期の保守を称して保守管理と称して表す。保守管理は、保安に関連する設備及び機器について寿命を予測し故障する前に定期的に交換する“予防保全”を実施している場合は、0.95、“事後保全”については、1.00とする。

表5-8 危険性排除

対象設備・機器	危険性排除機能			設備の二重化、自動切り替えの有無、
	設備の危険の予兆測定及び危険回避装置の状況			
レベル	予兆の測定、自動回避対応可(0.90)	予兆の測定、手動回避(0.95)	予兆の測定なし、手動回避(1.0)	
(a) セル、遮蔽窓（放射性物質を非密封で取り扱うセル）				1.0 二重化対応なし
(b) グローブボックス（機器メンテナンス用を除く）				1.0 二重化対応なし
(c) フード（AGF 化学室用）				1.0 二重化対応なし
(d) 輸送容器〔B型、A型（公道用）〕				1.0 二重化対応なし
(e) 廃棄設備（セル、グローブボックス系）	気体廃棄設備は排気ファンを多重化し、排気ファン等の異常を感知すると自動的に切り替え運転するインタロック機能を有している。			0.9 排風機及びフィルターユニットの二重化、自動切り替え
(f) 制御用圧空設備	圧空源となるコンプレッサーは多重化されており、圧力低により自動バックアップ機能を有している。			0.9 二重化、自動切り替え
(g) 点検用廃棄設備（セル系）				1.0 二重化対応なし
(h) 中央監視盤（廃棄設備等の運転制御）				1.0 二重化対応なし
(i) 警報監視設備（セル負圧、排風機異常、制御用圧空設備等）				1.0 二重化対応なし
(j) 非常用電源設備（高圧盤、定圧盤）	施設 EG、センターEG は個別盤を有しており自動切換えとなっている。			0.9 二重化、自動切り替え
(k) 非常用発電設備	施設 EG にて給電できない場合は自動でセンターEG にて給電する。			0.9 二重化、自動切り替え
(l) 無停電電源設備				1.0 二重化対応なし

対象設備・機器	危険性排除機能			設備の二重化、自動切り替えの有無、
	設備の危険の予兆測定及び危険回避装置の状況			
レベル	予兆の測定、自動回避対応可	予兆の測定、手動回避	予兆の測定なし、手動回避	
(a) セル、遮蔽窓（クリーンセル）				1.0 二重化対応なし
(b) グローブボックス（機器メンテナンス用）				1.0 二重化対応なし
(c) フード（廃液サンプリング、汚染検査用）				1.0 二重化対応なし
(d) ホットリペア、コンタクトリペア				1.0 二重化対応なし
(e) 輸送容器（構内用）				1.0 二重化対応なし
(f) FMF キャスクカー				1.0 二重化対応なし
(g) 排気設備（フード等を吸引するシステム）	気体廃棄設備は排気ファンを多重化し、排気ファン等の異常を感知すると自動的に切り替え運転するインタロック機能を有している。			0.9 二重化、自動切り替え
(h) 廃液設備（液体廃棄物 B）	気体廃棄設備は排気ファンを多重化し、排気ファン等の異常を感知すると自動的に切り替え運転するインタロック機能を有している。			0.9 二重化、自動切り替え
(i) 排気中放射性物質濃度測定設備		異常警報あり		0.98 予備機を備えている。手動切り替え
(j) 火災警報設備				1.0 二重化対応なし
(k) 管理区域内モニタリング設備		異常警報あり		0.98 予備機を備えている。手動切り替え
(l) 放射線測定器（警報機能を有するもの）		異常警報あり		0.98 予備機を備えている。手動切り替え
(m) 試験セル窒素循環システム				0.98 予備機を備えている。手動切り替え
(n) ITV 監視設備				1.0 二重化対応なし

(o) セル消火設備				1.0 二重化対応なし
(p) 非常用証明				1.0 二重化対応なし
(q) 通信設備（ページング等）				0.98 代替手段あり

#### 核燃料物質の計量管理（臨界管理）

核燃料物質は、核不拡散の観点から計量管理を行い核燃料物質の量をグラム単位で把握している。この計量管理を行うことで、核燃料物質の不明量(MUF)を把握できる。また、核燃料物質の存在する場所及び量が把握できることから臨界管理を行うことができる。ここで、核燃料物質の計量管理を行っており、取扱場所毎に管理し合わせて臨界管理を実施している場合であって、コンピュータ管理等によって一定量を超えた場合に警告を発生するシステムを有している場合は0.90、システム化は実施していないが、事前に把握できる場合を0.98、事後確認となる場合は1.0とする。

#### 放射線管理（管理区域管理を含む）

核燃料物質等を取扱う区域は、管理区域で取り扱うよう定められており、また、管理区域では、定期的な作業空間の放射線量率や表面汚染などの放射線の測定の実施が定められている。ここで、定められた測定により区分管理を実施している場合は0.98、区分管理を実施していない場合は1.0とする。

#### 被ばく管理

管理区域で作業する者は、放射線作業従事者として指定され実効線量を評価することとなっている。当該被ばく管理について、事前に定められた計画被ばくに対して被ばく超過を防止するシステムを運用している場合は0.90、システムを運用していない場合は1.0とする

#### 保安教育（運転に係る実務教育を含む）

核燃料物質等や施設、設備及び機器の取扱い、保安上の措置、異常時の措置等に関する教育を定期的実施し、教育の成果を確認している場合は0.98、成果の確認を実施していない場合は1.0とする。

#### 訓練（防災訓練、OJTに係る実務訓練を含む）

核燃料物質等や施設、設備及び機器の取扱い、保安上の措置、異常時の措置等に関する訓練を定期的実施し、訓練の成果を確認している場合は0.98、成果の確認を実施していない場合は1.0とする。

#### 運転員（認定制度）

運転員の習熟度を測る制度が確立し運用している場合は0.98、していない場合は1.0とする。

ここで、ここで、管理状況に関する評価内容及び評価点を取りまとめた表を表5-9に示す。

### 5.3 リスク評価を基にした安全評価の実施手順（基本的考え方）

先にも述べたとおり、M社の手法は、施設、設備及び機器について、保安リスクの結果に基づき算出された評価点を3区分(A,B,C)に、区分の高いものについては「保安リスク大」としHAZOPやFMEA等の詳細なリスク解析を行い効果的な対策を実施し、リスクの低減を図ることとしている。中程度のものについては、「保安リスク中」とし管理の適正を確認し必要に応じて効果的な対策やWhat-If等の簡便なリスク解析を実施しリスクの低減を図るものとしている。また、区分の低いものは、「保安リスク小」とし原則として管理レベルを維持管理するものとしている。

核燃料施設についても同様の考え方で整理し評価結果を3つに区分し、それぞれリスク評価手法を定める。危険性が潜在的に高く重要度が大きい施設・設備及び機器については、多くの危険性排除策が施され、かつ管理面でも多重の管理を実施しリスクを低減する仕組みとなっているこ



表5-9 管理状況

項目	評価内容及び評価点		
(1) 腐食管理（保守管理）	0.95 点 減肉の進行は 0.5mm/年未満だが定期的に減肉測定をして把握している	0.98 点 減肉の進行は 0.5mm～1.0/年だが定期的に減肉測定をして把握している	1.00 点 減肉の進行は 1.0mm/年以上ある
			1.00 点 減肉測定を実施していない
(2) 運転管理 （排気設備、排水設備等の操作管理、それに伴うコンピュータ管理等）	0.90 点 フェールセーフ論理及び直接制御可能なコンピュータ管理	0.98 点 設備の遠隔操作（手動）	1.00 点 重要な操作の管理に自動制御を用いていない
	注）重要な設備全てに自動制御が組み込まれている場合は、さらに 0.90 を乗じ、一部の場合は 0.98 を乗ずる。		
(3) 保守管理（計器管理、設備点検、消火設備点検、設備点検等）	0.95 点 “ 予防保全 ” を実施している場合	1.00 点 事後保全	
(4) 核燃料物質の計量管理（臨界管理）	0.90 点 コンピュータ管理等によって一定量を超えた場合に警告を発生するシステムを有している場合	0.98 点 システム化は実施していないが、事前に把握できる場合	1.00 点 事後確認となる場合
(5) 放射線管理（管理区域管理を含む）	0.98 点 定められた測定により区分管理を実施している場合	1.00 点 区分管理を実施していない場合	
(6) 被ばく管理	0.90 点 事前に定められた計画被ばくに対して被ばく超過を防止するシステムを運用している場合	1.00 点 システムを運用していない場合	
(7) 保安教育（運転に係る実務教育を含む）	0.98 点 教育を定期的実施し、教育の成果を確認している場合	1.00 点 成果の確認を実施していない場合	
(8) 訓練（防災訓練、OJT に係る実務訓練を含む）	0.98 点 訓練を定期的実施し、訓練の成果を確認している場合	1.00 点 成果の確認を実施していない場合	
(9) 運転員（認定制度）	0.98 点 運転員の習熟度を測る制度が確立し運用している場合	1.00 点 実施していない場合	

とから、潜在リスクが高くても保安リスクに変換した場合は、化学プラントの場合と同様にリスクが低くなる。また潜在リスクがそれほど高くない施設・設備及び機器については、危険性排除策や管理面でのリスク低減策が弱い場合、かえって保安リスクが高くなるケースがある。このような施設・設備及び機器について、詳細な安全性評価を実施する必要がある。なお、ランクを区別する基準値については、対象とする施設・設備及び機器の代表的なものを評価した上で決定し、他の対象物へ適用する。

## 6.まとめ

核燃料施設における安全性評価に資するため、化学プラントにおける安全性評価の実状を調査した結果、いくつかの評価手法があり、各事業者はプラントの特殊性を考慮して、より簡便で実用しやすい安全性評価を採用し実施していることがわかった。

これらの評価のうち、厚生労働省が推奨した安全性評価手法についてM社が独自の視点で改善を加えたものを基に、核燃料施設へ置き換えた場合の標準的な評価手順手法を検討した。その結果、核燃料施設において用いることができるプロセス評価手法の一例を検討することができた。

今回検討した手法は、標準的な手法であるとともに、手法を示した内容であることから、実際にこの手法を適用する場合は、対象とする施設群の情報を基に評価手法の中で定めている評価内容及び評価点を再検討した上で安全性評価を実施する必要がある。

謝辞

運転管理に係るリスクアセスメント手法に関する調査を行うに当たり、中央労働災害防止協会技術支援部マネジメントシステム推進センターの淀川芳雄氏、白崎彰久氏、森田晃生氏の協力を得た。また、燃料材料試験部照射燃料集合体試験室の松元慎一郎氏及び原田守氏の協力を得た。ここに感謝の意を表します。

参考文献

- 1) (社)化学工学会安全セミナー資料：“安全性強化手法”，化学工学会，2001年度版
- 2) “guidelines for Hazard Evaluation Procedures Second Edition with Worked Examples”，Center for Chemical Process Safety of the American Institute of Chemical Engineers, 1992
- 3) 高木，田中：“プロセスプラントの安全性解析手法”，安全工学，V01.31, No.6，1992
- 4) The Dow Chemical Company：“Dow’s Fire & Explosion Index Hazard Classification Guide”，7th Edition，1994
- 5) 高木：“化学プラントの安全性評価-プラント設計におけるHAZOP手法の活用”，化学工学，第56巻，第10号，1992
- 6) “プロセスプラントの安全性確保—設計レビューとしてのHAZOPの活用”，配管技術，2月増刊号，1997
- 7) ChemiCa1 Industries Association：“A Guide to Hazard and Operability Studies”，UK, 1997
- 8) 高木：“化学プラントの安全性評価-プラント設計におけるHAZOP手法の活用”，化学工学，第56巻，第10号，1992
- 9) “プロセスプラントの安全性確保—設計レビューとしてのHAZOPの活用”，配管技術，2月増刊号，1997
- 10) 厚生労働省安全課編：“化学プラントのセーフティ・アセスメント-指針と解説”，200101
- 11) 井上威恭監修：総合安全工学研究所編，“安全工学”，日刊工業新聞社(1979)
- 12) 鈴木順二郎，牧野鉄治，石坂茂樹共著：“FMEA=HA実施法”，日科技連出版社(1982)
- 13) Henley E.J, Kumamoto H.共著：“RELIABILITY ENGINEERING AND RISKASSESSMENT”，Prentice-Hall, Inc.(1981)
- 14) Chamberlain, G.A.：Chem.Eng.RCS.DCS.65,1987
- 15) API Recommend Practice 521，“Guide for Pressure-Relieving and Depressuring Systems”，Fourth edition, 1997
- 16) TNO(The Netherland Organisation of Applied Scientific Research)：“Method for the calculation of Physical Effects”，Third edition,1997
- 17) F.p.Lee：“Loss Prevention in the Process Industries”，Second edition, 1997
- 18) ACGIH：“TLVs and BEIs-Threshold Limits Values for Chemical Substances and Physical Agents Biological Exposure Indices”，1997
- 19) U.S. Department of Health and Human Services，Centers for Disease Control and Prevention, National Institute for Occupational Safety and Health：“Pocket Guide to Chemical Hazards”，American Industrial Hygiene Association, 1988