

AESJ-SC-TR011 : 2015



リスク評価の理解のために

標準委員会 技術レポート

2016年4月

一般社団法人 日本原子力学会

まえがき

日本原子力学会標準委員会は、その任務である標準の制改定の一環として、確率論的リスク評価（PRA）の実施基準を制改定してきた。炉心損傷の評価を行うレベル 1PRA、格納容器機能喪失からソースタームの環境放出を評価するレベル 2PRA、そして環境影響を評価するレベル 3PRA の実施基準、そして停止状態にあるプラントの PRA 実施基準、さらに地震、津波、内部火災、内部溢水を起因とする PRA 実施基準も制定している。また、PRA 実施基準の内容の理解のために標準委員会では、講習会を開催し、毎回多数の参加者を得ている。一方、米国で実務として展開されているリスクの活用についても、リスク情報の活用の実施基準を制定した。

特に、福島第一原子力発電所事故後、リスクの重要性、あるいはリスク活用の意義と必要性は高まっている。リスクを実務へ適用していくには、リスク評価を特定の専門家に限ってはいけない。そのために、より広い分野の多くの人々にリスクの理解と活用のガイダンスとなる入門書が必要である。

そこで、標準委員会の傘下の原子力安全検討会に、「リスク活用分科会」を設け、リスクを活用することを念頭に置いた判り易い入門書を作成した。

本書を多くの方々に読んでいただくことで、リスクの理解が容易になり、その結果、リスクを活用することが活発になることを期待したい。

平成 27 年 12 月

一般社団法人 日本原子力学会
標準委員会
委員長 関村直人

原子力安全検討会
主査 宮野 廣

目次

1. はじめに	1
1.1 位置づけ	1
1.2 報告書の構成	2
2. 安全分野におけるリスクマネジメント	3
2.1 リスクとは何か	3
2.2 リスク論とは何か	4
2.3 過酷事故防止に対するリスク論の位置づけ	5
2.4 リスクアセスメント	6
2.5 リスク対応	10
2.6 安全とリスクマネジメント	11
3. 原子力発電所を対象としたリスク評価の基本要素	13
3.1 内の事象を対象とした PRA	13
3.2 外的事象を対象とした PRA	25
4. リスク評価の活用	39
4.1 過酷事故への備えのためのリスク評価の必要性	39
4.2 リスク評価の利点と課題	49
5. 原子力安全に対するリスク評価の役割	58
5.1 原子力安全とリスクコミュニケーション, リスクマネジメントの役割	58
5.2 リスク理解の分析	59
5.3 リスク評価と安全目標	62
5.4 リスク評価に関するいくつかの課題についての検討	66
6. あとがき	71
謝辞	72
付録 A ISO31000 の紹介	73
付録 B リスク評価の活用項目候補	78
付録 C 深層防護とリスクの関係に関する考察	87
付録 D 分科会, 検討会, 標準委員会 委員名簿	89
付録 E 会合と報告会等の実績	91

1. はじめに

1.1 位置づけ

東京電力福島第一原子力発電所の事故は、原子力発電という技術が、人類に大きな利益をもたらすだけでなく、取り返しのつかぬ災厄をもたらすリスクを有することを思い知らせるものであった。

この事故により、原子力施設が有するリスクを見直し低減していく謙虚な努力の重要性が強く認識された。原子力施設が有するリスクを客観的に評価する技術として確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment,以下 PRA と呼ぶ）がある。PRA は、原子力施設で発生しうる事故のシナリオを体系的な方法で網羅的に探索し、その発生頻度及び影響の大きさを定量的に推定する安全評価の方法である。

これまで PRA は、極めて小さい事故発生頻度値を示すことにより安全性を証明する手段ととらえられることもあった。しかし、PRA の価値は、我々の想像力と広範な科学・工学を組み合わせ、起こりうる事故を可能な限り探索し、その知見を効果的な方法で重大な事故の未然防止に結びつけることを可能にする強力な分析機能にある。原子力安全は、事故の発生により住民が受ける放射線の影響をリスクとして捉え、これを過酷事故*としてそのリスクを受け入れられる程度まで小さくすることである。また、継続的にリスクを探索し、低減する努力によって始めて維持できるものであり、原子力発電所に係わる関係者がリスクに関心を持ち、謙虚かつ真摯な取り組みを続けることが極めて重要である。

なお、このような認識は原子力規制委員会が新たに定めた規制基準でも共有されている。すなわち、新規制基準では重大事故の発生防止及び緩和のために導入する対処手段については、PRA に基づいて主要な事故シナリオを明らかにしたうえで、仮にそれが発生しても環境への放射性物質の放出を十分に抑制できることを確認することとなった。さらに運転開始後も、対象範囲を拡大しつつ PRA を継続的に実施して、その知見を反映して、自主的に安全向上を図っていくことが要求されている。

本報告書は、原子力施設の安全確保に係わり、PRA の利用に関心があるが、これまではなじみがなかったという技術者を主たる対象として、PRA の方法と予想される活用の可能性について基本的事項を解説した入門書である。既にかなり理解しているという読者にも、その知識を確認する上で役立てて頂けると考えている。また、PRA の有用性については懐疑的な意見もあるので、最後の章には PRA に対する一般的な疑問・批判について説明している。

* 本報告書においては、過酷事故とシビアアクシデントは同義としているが、ここでは、過酷事故と表現することとする。過酷事故は、住民に与える影響まで含めた概念である。

1.2 報告書の構成

本報告書の第2章では、安全を確保するための方法としてのリスクマネジメントの考え方を説明する。リスクマネジメントは原子力に限らず、広い分野で共通に用いられている概念である。

次いで第3章では、原子力発電所に対するリスク評価の基本的な方法を述べる。特に、我が国において重要性が高いと考えられる地震によるリスクの評価については、その考え方を少し詳しく述べることにした。

第4章では、リスク情報を活用する方法について、安全確保のために発生しうる事故シナリオを把握し強化すべき対策を検討するという利用方法に加えて、施設の日常の運転管理に係わる安全確保活動を合理的に計画するためのツールとしての多様な利用方法についても説明する。

第5章では、リスク情報の活用を進める上での課題となっている事項から、特に重要と考えられる深層防護や安全目標との関係について検討する。さらに第5章では、リスク評価についての疑問や批判の中から、不確かさの問題、考慮されていない事項の問題などについて基本的な考え方を説明し、こうした課題は無視するのではなく、我々が意思決定の中で適切に考慮すべきものであることを述べる。

ここで、本報告書で使うリスクとリスク評価の定義について少し説明しておく。第2章では企業活動などのビジネス分野を含む社会一般のリスクを扱う。ここで紹介する国際規格（ISO31000）におけるリスクの定義は、「何らかの危険な影響、好ましくない影響が潜在すること」という原子力分野で用いてきた定義よりも少し広いものとなっており「目的に対する不確かさの影響」とされている。第3章以後では原子力発電所のリスクに注目するので、従来型の定義に従って議論を進めるが、第2章に示すような定義があることも心の片隅において頂くと、より広い分野の人々とのコミュニケーションに役立つものとする。また、第2章では、ISO31000に基づいて、リスク分析とリスク評価を区別する。前者はリスクのレベルを定めることであり、後者はそのレベルを何らかのリスク基準と比べるプロセスであると定義する。原子力分野では、リスク評価は前者の意味で用いられてきているが、ここではISOの定義の方が社会一般に用いられていると考えて、その定義に従うことにした。ただし、確率論的リスク評価（PRA）という用語は、国内でも国際的にも、定量的にリスクのレベルを算出することとされているので、PRAは定量的に評価を行うリスク分析であると定義することとした。

2. 安全分野におけるリスクマネジメント

2.1 リスクとは何か

リスクの定義は様々であるが（付録 A の A-1 参照）、影響と不確かさという二つの要素をもっていることがリスクの本質であり、このどちらか一つでも存在しなければリスクとは言わない。

特に、不確かさというのはリスクを特徴づける要素であり、どんなに大きな影響が生じてその影響が必ず発生するものは、リスクとは呼ばない。したがって、リスクを考えるということは、不確かな事象を扱うという前提があることを認識することが重要である。

しかし、リスクにはこの不確かさが存在するために、リスクに対する判断が難しくなる。リスクを理解するためには、この不確かさに対する理解を深める必要がある。不確かさは、基本的に知識の欠落によって生じるものであるが、リスクの不確かさは幾つかの原因により発生しその原因により不確かさの意味も異なってくる。

不確かさが生じる一つ目の原因は、人の個体の固有性からくるものである。同じ状況に遭遇しても、個体差によって被害が発生する場合と発生しない場合がある。人間の作業に対する信頼性もこの種の原因によって発生している。人によってその信頼性は異なるし、また同じ人であっても状況に応じてその信頼性は変化する。このことが、人と機械の差異ともいえる。二つ目は、自然の持つ多様性や製造技術の持つ再現性の難しさがある。地震や台風のような自然現象は発生する場所も時も様々であるが、まったく同じものは存在しない。また、工学的に同じ製品を製造しようとしても、現在の技術では、一定のばらつきが生ぜざるを得ない。三つ目は、個別の知識不足から発生する不確かさである。対象の持つ要素を十分に把握できなかつたり整理できなかつたりすることにより、性質を一定の分布で表す必要がでてきたりする。さらに、その知識の不足のために安全問題を考える際には、その対象の性質を本来有している固有の分布よりさらに広い分布をとって考えざるを得ない場合もある。四つ目は、分析技術の未熟さから発生する不確かさである。リスクの顕在化シナリオを分析する際の、起因事象、シナリオ分岐や影響の種類や量に関する網羅性や完全性の不足が、リスクの不確かさを生み出す。

また、影響は、どの影響を重要視するかでリスクの捉え方が異なってくる。リスクの影響は一意的に定まるものではなく、何の影響を重要視するかということや分類カテゴリによって、リスクの捉え方は異なるのである。例えば、原子力分野のリスクとして放射性物質の環境への放出という事象が挙げられるが、放射性物質が環境下に放出しなければリスクは小さいと考えるのは、主として物理的影響を重視しがちな技術の視点によるリスクの捉え方である。市民の視点では、同じような状況を考えると、放射性物質の環境放出が無くても避難の可能性があることや、放射性物質の放出に備

えて避難を行うこと自体も重要なリスクである。

2.2 リスク論とは何か

リスク論と確定論の差異は、主としてリスクという概念が持つ不確かさの扱いによっている。リスク論は、不確かさを不確かなままに扱おうとするものであり、確定論は不確かさを安全率という概念を採用すること、あるいは最大荷重の組み合わせを荷重要件とするなど影響の分布を包絡する条件として取り扱うことにより考慮しようとする。リスク論の特徴は、不確かさを前提とした分析理論であり、不確かさが存在するということが自体が分析結果の有効性を損することはない。リスク論は、不確かさを適切に判断して、その不確かさを含めて有効な情報として活用するためのものである。

リスク論で使用するデータの失敗・故障・発生確率は、基本的には確率密度分布を持つものであるが、リスク論で活用する場合はその確率分布の性質と評価する対象等によって、確率密度分布の中央値を使用したり、中央値とエラーファクタ（分散の大きさ）で使用したり、確率密度関数として取り扱ったりと、その使用法は多様である。したがって、算定されるリスクの発生確率もデータの確率の扱い方によって、特定の数値として表されたり、発生確率分布として表現されたりする。

リスクの把握の在り方も、中央値を採用しても良い場合と、その分布も含めて考慮すべき時がある。

発生確率分布の大きさは、その対象が本来持っている性質を表現している場合もあり、2.1 節で記した知識や分析技術が未熟であるため生じている場合もある。前者の例としては、人間の失敗確率の分布は機械の失敗確率分布より広い傾向にあるということが人間と機械の差異を表すものとして知られており、その特徴を用いて判断に有効な情報を提供することもできる。後者の理由によって発生する分布に関しても、その分布状況がデータや分析技術の課題も含めて、我々が将来の事象を把握できる限界を示す指標として優れた情報となりうる。リスク論は、本来漠然としたレベルでしか把握できていない状況を、仮定を重ね確定的に取り扱うことの危うさを懸念するものであり、様々な知見不足や技術不足のために把握できていない状況はそのまま認識することで、今後の対応を考えることに意義を見出そうとするものである。

影響の大きさも発生確率と同様に、本来分布を持ったものとして把握される場合が多いが、その取扱いの方法は発生確率の場合と同様である。

このように、本来のリスク論は、対象をあるがままに表現して、その可能性を検討するものである。しかし、データの不足や分析の複雑さを避けるための、不確かさを確率分布ではなく一定の値を採用して算定を行う場合があり、そのことによる分析結果の誤差は、本来のリスク論の欠陥ではなく分析の未熟さによるものであり、このことは確定論においても生じうる問題である。

これまで、リスク論の扱う定量的な問題に対して記述してきたが、リスク論の価値は、多様なリスクの顕在化シナリオをその多様性そのまま把握できることにあり、その多様なシナリオの中に非常に多くの有意義な情報が含まれている。

2.3 過酷事故防止に対するリスク論の位置づけ

正しい判断を行うためには、将来生じるであろう可能性をなるべく多く知っておいた方が良いということは、疑問の余地はないであろう。リスク論の存在意義は、そこにある。

これまでの安全対応は、主として失敗に学ぶという方法が用いられてきた。事故を経験すれば、その対応の必要性は明らかであるし、その課題ポイントも明らかになるため、対応も考えやすかった。しかし、この手法における安全対策は、再発防止にとどまるという課題があるとともに、一度は事故を経験してしまうという問題点がある。信頼性工学やリスク論の活用による未然防止の活動も存在はしたが、その対象となるリスクはその分野で課題であることが既知の事象となっている場合がほとんどであった。

一方、工学システムは、その機能が高くなればなるほど、発生する事故の規模は大きくなる傾向にあり、一度の事故であれば経験することが許されるという状況ではない。したがって、工学システムの事故は、経験しない事故をその可能性を考慮して経験する前に防ぐことが求められている。

そして、事故防止を検討する際には、その対象となる事故発生のシナリオを明らかにする必要があるが、事故発生は多様なシナリオによるため、その対象を特定のシナリオに絞り込むことは難しい。そのため確定論的安全手法では、対象となる工学システムに対する多様な負荷の中から想定される最大の負荷、もしくは大きな影響を与える負荷の組み合わせを考え、その負荷条件において対象システムの健全性を評価することにより、そのシステムの安全を検証・確保したことになるという考え方であるが、必ずしも限られた負荷の組み合わせ、例えばそれが最大荷重の組み合わせであっても、システムの健全性を保証できるわけではない。

では、可能性を察知する際に、なぜリスク論は有効なのか？

それは、リスク論の特徴が、多様な顕在化シナリオを検討することにあるからだ。

経験によっても、複数の事故顕在化シナリオを知ることは可能である。しかし、過酷事故は、その発生確率がきわめて小さい事象も含むために、経験によるシナリオ把握という手法では十分ではないことは明らかである。

また、リスク論の特徴に、リスクやその顕在化シナリオの把握の他にも、その対策効果をリスク減少の評価として安全対策に対して反映できるということがある。また、対策には、その対策機能の発揮度というものが、その事故発生シナリオと対策の失敗

シナリオの組み合わせで評価することができる。

原子力発電所の過酷事故防止のためのリスク評価の必要性については、4.1節でより詳しく述べることとする。

過酷事故の未然防止や事故発生時の拡大防止には、この事故対策の効果をきちんと検証することが重要である。

このように経験できないような極稀な事故発生シナリオを把握しその対策の効果を検証するためには、論理的に事故シナリオを洗い出すリスク論を活用する必要がある。

リスク論は、これまでの確定論との比較で、その評価を一意的に定めることができないため、安全分野への適用が難しいという意見もあるが、一般的に未来は不確定であり確率過程にある。この不確定な状況を確定論のみで対応しようとする、膨大な投資を要求することになるし、多くの対策の新設による変更管理リスク等の新たなシステム論的課題も発生する。

神はサイコロをふらないという論もあるが、神ならぬ人の立場では未来を見通すことは難しいという謙虚な姿勢を持つべきであろう。この確率過程にある事象を確率的アプローチであるリスク論で把握しようとすることは、極めて当たり前のことである。

リスク論を安全分野に適用する際に重要なことは、リスクが未来の指標であるということをお忘れしないことだ。環境が変われば、リスクも変化する。この環境の変化には、新たな知識の獲得も含まれる。

リスク論の適用によって明らかにできることは、分析によって把握したシナリオを持つリスクを明らかにして、その対応を考えられることにある。リスク論は、分析して把握したリスク以外のリスクの存在に関して議論することはできないが、新たなリスクを一つ一つ把握し、その対応を検討していく活動の積み重ねが、対象とする工学システムの安全レベルの向上には、必要である。

また、この多様なリスクを把握するための手法やシステムの開発研究も、今後の重要な課題である。

確定論とリスク論は相容れない考え方ではなく、互いに連携して安全を向上させるものであろう。その発生確率等に係わらず対応が必要な事象に関しては、確定論による規制等が必要であり、その対応レベルを超えた稀な事象に対して、リスク論による対応の検討が有効である。確定論だけで安全を確保できるというわけではないし、リスク論だけで安全・安心を確保できるというわけでもない。過酷事故を防ぐためには、我々は、未来に対して謙虚である必要がある。

2.4 リスクアセスメント

リスクアセスメントとは、以下の3つのステップからなる。

- ・リスク特定 (Risk identification) : 分析の対象となるリスクを特定すること (工学

的アセスメントでは、ハザードを特定して、分析によりリスクを明らかにする方法も用いられる)

- ・リスク分析(Risk analysis)：リスクの顕在化シナリオを検討し、影響の大きさや起こりやすさを算定する
- ・リスク評価(Risk evaluation)：リスク基準と分析したリスクを比較して、その対応方針を決定する

本節では、以下にその特徴を記述する。

2.4.1 リスク特定と分析の特徴

リスク分析には、発生確率や影響の大きさを数値で評価する定量的評価手法の他にも、半定量的評価手法や、定性的評価手法がある。定性的手法で分析を行っても、そのシナリオ構造等から事故進展の重要な分岐点を把握する等の有意な結果を得ることができる。

リスク分析には、ハザード（潜在的危険源）を同定してリスクを算定するイベントツリー（ET）等による帰納的手法とリスクを同定してその原因を探るフォールトツリー（FT）等による演繹的手法がある。これらの分析手法については3.1節で説明する。

これまで、過酷事故の主シナリオ分析に使用されることが多かった前者の方法は、個別のシナリオ分析に優れており、事故を一定規模に進展させないための対処事項について、有用な知見を得ることができるという特徴を持ち、後者の手法は、トップ事象に掲げたリスクに関して演繹的にそのシナリオを分析し、その全容を知ることができる等の特徴がある。

しかし、前者には初期事象（またはハザード）を網羅することが難しく、後者には理論的には網羅することも可能であるが複雑なシステムでは組み合わせの爆発が生じる等の課題も存在する。

工学的なリスク分析においては、ハザードを特定しそのシナリオ分析によってリスクを把握するという方法が多く使用されてきたが、経営の世界では、その組織目的達成に影響を与えるものをリスクと定め、その発生シナリオを把握するという方法が多く用いられる。

リスクのアプローチ法によって、リスクの捉え方も変化してくる。安全問題をリスクの特定から考えると、例えば、放射性物質の施設外への漏えいというリスクが防止すべきものとして特定できる。この状況の発生の要因としては、障壁の機能不足や消失という事象が挙げられ、さらにその要因として、「内圧上昇」、「外力」、「熱の発生」等の原因が挙げられ、そこには、内部事象、外部事象という従来の発想が先に出てくることはないし、炉心損傷に事象を特化することもなくなる。

また、リスクの定義も様々である。原子力のリスク分析においては、リスクを頻度と影響の積である期待値の形で扱うことが多いが、この定義での評価が有効なのは、発生頻度や影響の内容が、同じ感覚で扱える範囲に限られており、例えば、発生確率が 10^{-1} ~ 10^{-2} /年のリスクと 10^{-5} ~ 10^{-6} /年のリスクを同列で議論できるものではない。（「付録 A ISO31000²⁻¹⁾の紹介」参照）過酷事故のように、影響が巨大であり発生確率が著しく小さい事象に関して、影響が相対的に小さく発生確率が大きな事象との比較において、このリスクの定義を使用することは適当ではない。リスクの定義は、その事象の評価に相応しい定義を用いる必要がある。

リスク分析は、その分析目的によりリスクの定義も含めて最適な手法を選択することが重要である。

また、リスク分析は、その結果とリスク基準を比較することによってその対応を判断するため、リスク分析の内容や精度は比較すべきリスク基準に沿って決定されることが望ましい。

2.4.2 リスク分析の精度に関する注意事項

リスクの評価手法は、その使用目的によっても、求めるリスク指標や精度が異なってくる。学会会議の「工学システムに対する社会の安全目標²⁻²⁾」（以下、安全目標報告書と記す）には、安全目標と現状リスクを比較する際のリスク分析では、以下の事項が要求されている。

- 経験した災害・事故・トラブルに限定することなく、可能性を洗い出すように努めること。
- 安全性評価にとどまらず、どこまでいけば危険かという危険性を評価し限界を見極めること。
- 対象とする製品・システムに関しては、製造から廃棄までのリスクを総合的に評価すること
- 設備・部材・製品の故障・経年劣化を反映すること
- ヒューマンファクターを考慮すること
- ソフトウェアリスクを考慮すること
- 変更管理によるリスクを考慮すること
- 不確定性の高いパラメータは、その設定の考え方について明らかにすること（原則として、希望的観測にもとづきリスクを小さく評価しないように注意すること）
- 最新の知識や環境の変化を反映すること
- 自然災害等との複合事故も想定すること
- 非定常作業時のリスク評価も行うこと

- 事故拡大防止対策の失敗確率を考慮すること
- 影響の大きさに関しては、人身への影響、物理的被害の影響のほか、環境（生態系、動物）・社会・地域・生活・組織等への影響も評価すること
- 使用する情報の公開性・検証性を確保すること
- リスク論的目標設定を行うのは、対象システム等の現状リスクが検証できる範囲に限るものとする。

なお、最後の「リスク論的目標設定を行うのは、対象システム等の現状リスクが検証できる範囲に限るものとする」との項目は、検証不能なほど低いリスク値を目標として設定しても、定量的なリスク評価結果を安全管理上の意思決定に用いると言う本来の目的に役立たなくなることに注意を喚起している。

工学システムの評価では、その施設の持つ事故が社会に与える影響や社会の価値観によっても、どの程度まで確率を下げるべきかが変わってくるので、それに応じて評価の詳細さも変わってくる。

リスク評価においては、その対象を社会リスクの観点からも、その分析手法やレベルを適切に定めることが必要となる。

2.4.3 リスク評価について

一般的にリスク評価は、工学システムの現状リスクとリスク基準（安全目標）と比較することによって、リスクを低減するか、保有するか、保有・共有するかという対策の選択を行うことになる。対策により低減したリスクが許容できない場合は、リスク源を省いてリスクを回避する判断を行う場合もある。

リスク対応として低減という方針を選択した場合は、対策効果を検証し対策後のリスクがリスク基準を満足していることを確認する必要がある。低減効果が十分でない場合は、さらなる対策を実施する必要がある。評価により低減という方針を決定しても、具体的な対策を検討した結果、経済的または技術的に実現が難しいと判断した場合は、対応方針を変更することもある。

リスクは、その根本原因を排除しない限り理論的にはその発生確率をゼロにすることはできない。したがって、リスクマネジメントを活用する際には、リスクの保有という選択肢があることを認識することが重要である。さらに、保有されたリスクのうち、発生確率は小さいが影響の大きなリスクは、危機管理の対象とされる。事故発生時の危機管理（事故拡大防止）をより有効にするためにも、保有しているリスクを認識していることは必要である。

また、根本原因を排除することによるリスクゼロをめざす、すなわちリスク回避の判断を行うことは、その工学システムのポジティブな機能も享受しないという選択でもある。最新のリスクマネジメントでは、リスクを生み出すハザードをリスクソース

と呼ぶことが多いが、これはリスクとは不確かな可能性であり、その影響はポジティブな場合とネガティブな場合の双方を持ち、その対応判断は、リスクの持つ双方の影響を考え合わせて行うべきだという考え方による。

安全目標報告書では、安全目標について、「安全目標は時代と共に変化するという認識に立ち、人命に加え、社会的リスクの最適化の観点も考慮に入れて対象のシステムの稼働・不稼働がもたらす人・社会・環境にもたらす多様なリスクを勘案して決定すべきものである。」としている。具体的なリスク基準は、達成出来ない場合は許容されない基準値（A）と更なる改善を必要としない基準値（B）を設定し、基準値（A）と基準値（B）の間は、リスクを総合的に判断して対応を定めることになるとしている。そして、事業者・専門家は、最新の知識・技術を用いて、現状リスクを把握・報告する責を持つが、最終的に、その許容を決めるのは、社会的にその責任をとることができる主体である行政等が望ましいとしている。

評価する場合のリスクの起こりやすさや影響の大きさの取り扱いに関しては、その値の持つ意味を考え、算定値の中央値で評価すべきか、分散も考慮して評価すべきかを判断する必要がある。

また、対象とするリスクを受容できるか否かは、起こりやすさや影響の種類や大きさだけでなく、その顕在化の原因によることもある。

2.5 リスク対応

リスクへの対応は、リスク評価に基づいて一つまたは複数の選択肢を選び出し、実施するものである。リスク対応においては、その対策の効果を検証しリスク基準を満足する結果となることを確認する必要がある、そのためには、あるリスク対応の分析を実施しその効果を検証し新たなリスク対応を策定する、という循環プロセスも対応策の検討に含まれなくてはならない。

また、最適なリスク対応選択肢の選定においては、法規、社会の要求等を尊重しつつ、得られる便益と実施費用・労力との均衡を取ることが求められる。一方、対応の意思決定においては、経済的効率性より重要な社会的要求があることを念頭に置いておく必要がある。

対応計画では、気づいた順番に対応を実施するのではなく、対応策全体の中から個々のリスク対応を実施する優先順位を明確に記述しておくことが望ましい。

そして、リスク対応は、それ自体が諸々のリスクを派生させることがあることに注意を要する。

リスク対応の実施に際しては、対策の技術の実効性や実現性、必要となる費用や期間、そして対策が生み出す新たなリスク等を踏まえたうえで、対策の優先順位を再検討し、必要に応じてはリスク評価の見直しを行う場合もある。

2.6 安全とリスクマネジメント

現在の ISO31000 による安全の定義は、「許容できないリスクから解放された状態」と定義されており、安全を議論する際にリスク論を用いるのは、当然のことである。

ただし、安全目標となるリスク基準は、自然科学的客観視点だけで決まるものではなく、社会的環境も合わせ、総合的に判断されるものである。そのことは、安全の定義において「許容できない」という主観が含まれていることから明らかである。

リスクにどのように対処するかということは、その対象の置かれている状況や社会の価値観によっても変わってくる。その意味では、リスクへの対応として「リスク管理」というあるべき状況を実現するために実施する活動に留まらず、目標とするリスク基準をどう定めるかという観点から検討を行うリスクマネジメントという概念も取り入れるべきである。

また、安全活動が許容できないリスクを対象としたために、技術者が許容できると考えた事象は議論の対象にならず、その結果危機管理の対象からも外されることになった場合もある。

そして、わが国では、マネジメントを管理と翻訳したために、リスク基準は既知のものであり、その状況を担保することがリスク管理の目的とされ、リスク基準自体を議論する素地が弱くなったきらいがある。

社会に有用な工学システムは、常に社会に対してポジティブな影響とネガティブな影響を持つ。言い換えれば、そのような工学システムは、稼働停止によっても同様に双方の影響を持つし、評価の対象とする工学システムの代替候補の工学システムも同じである。

また、対象とする工学システムのリスクを許容できるか否かは、その時の社会状況、対象となる工学システムの社会的有用性やリスクを低減するためのコストも含めて判断されるものである。

工学システムのリスク評価ではこの多様な視点による評価を行い、目指すべき社会目標の実現に向けて最適な判断を行うこととなる。

判断を適切に行うためには、リスクに対する理解が不可欠である。リスクを理解するための手法は多数存在するが、事故の顕在化シナリオを明らかにして、その対応の必要性を判断するための手法として PRA の活用は有効である。

そして、リスク評価を適切に行うためには、その目指すべき社会像を明確にして共有しておくことも重要である。

参考文献

2-1) Risk management -- Principles and guidelines, ISO 31000:2009, 2009.

- 2-2) 日本学術会議総合工学委員会工学システムに関する安全・安心・リスク検討分科会，工学システムに対する社会の安全目標，2014.

3. 原子力発電所を対象としたリスク評価の基本要素

本章では、原子力発電所を対象とした PRA の概要及びキーとなる評価技術について説明する。

原子力発電所の PRA で対象としているリスクは、エネルギー源として発電所を稼働させること（＝利益を得るための活動）によって生じる可能性のある被害の大きさとその発生の可能性を組み合わせたものである。想定している被害は、原子炉内に内包される放射能が系外に放出されることによって周辺公衆が被る健康被害及び土地汚染等である。

PRA において想定されるこれらの被害は、原子炉や一次冷却材圧力バウンダリからの冷却材喪失及び安全機能喪失が重なり、炉心が損傷、熔融し、格納容器の機能が喪失することで発生する。原子炉や一次冷却材圧力バウンダリからの冷却材喪失或いは安全機能喪失の原因は、機器の損傷や故障、或いは人間のミス等の内的事象と地震や津波などの外的事象とに分類できる。

本章では、内的事象（3.1 節）及び外的事象（3.2 節）を対象とした PRA の基本要素について述べる。

3.1 内的事象を対象とした PRA

3.1.1 PRA の特徴について

(1) PRA の優位性

産業用の工作機械のような比較的単純なシステムにおいては、潜在的な危険源を分析するハザード解析により危険事象を特定し、これを発生させないような設計等を施すことで事故を回避することが可能である。

一方、原子力発電所のような複雑なシステムにおいては、例えば配管や弁からの冷却材の漏洩や機器の故障のような軽微な不具合事象が発端となり、不具合事象の規模の拡大や機器故障、認知や運転操作の失敗といった人的過誤等が幾つも重なることでシビアアクシデントのような事故が発生すると考えられる。PRA は、このような事故の発生メカニズムを論理モデルで表し、事象や故障等の発生確率を設定することで、リスクの発生可能性と影響の大きさを定量評価することができる。

(2) 事故シーケンスの網羅性

前章でも述べたように、リスク評価の特徴の一つとして、多様な事故シーケンスを網羅的に検討できることが挙げられる。

原子力発電所の事故によるリスクは、事故シーケンスによって大きく変わる。リス

クは、事故が発生する事象の繋がりである事故シーケンス、その発生可能性（被害の発生確率）及びその結果（被害の大きさ）の3つの要素から構成される。従って、リスク評価を意味のあるものとするためには、理論的に発生することが考えられる事故シーケンスを網羅的に摘出し、目的に応じて、望まれないシナリオの発生頻度や影響度合いを精度良く評価する必要がある。

(3) 相対的な重要事故シーケンスの摘出

リスク評価のもう一つの大きな特徴として、リスクを低減させるためにどこを重点的に改善すれば良いか、それがどの程度有効なのか、客観的な判断材料を提供できることが挙げられる。即ち、主に経験による安全対策では摘出できなかった、潜在的な重要事故シーケンスを明らかにすること、さらにその事故シーケンスのリスクに対する相対的な重要度を明らかにすることが可能である。

定量評価結果の数値には不確実さがあり、この数値を基に何かを判断することは難しい。しかしながら、事故シーケンスが示すシナリオは起こりうることを示しており、そのことを認識した上で、事故の発生防止や影響緩和といった観点から、リスク低減対策の検討を行う必要がある。

3.1.2 PRA のスコープ

(1) 事故の進展による分類

前章で述べたように、PRA で対象としているリスクは、原子炉内に内包される放射能が系外に放出されることによって周辺公衆が被る健康被害及び土地汚染等の大きさとその発生の可能性を組み合わせたものである。原子力発電所を対象とした PRA は、図 3.1.2-1 に示すように、事故の進展に応じて、以下の3つの段階（レベル）に分類できる。

- ・ レベル 1PRA

炉心損傷に至る事故シーケンスを特定し、その発生頻度を評価する。炉心損傷頻度（Core Damage Frequency, CDF）に対する寄与割合より、重要な事故シーケンス、システム機能喪失、機器故障或いは人的過誤等の知見が得られる。

- ・ レベル 2PRA

格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスを特定し、その発生頻度（格納容器機能喪失頻度（Containment Failure Frequency, CFF））を評価する。また、格納容器機能喪失に至る事故進展をシミュレートし、放出放射能の核種と放出量（ソースターム）を評価する。

- ・ レベル 3PRA

レベル 2PRA のソースターム評価及び放出頻度を基に、放射性物質の拡散や線量評

価を行い、健康被害や土地汚染等の公衆に対するリスクを評価する。

最終的なリスクはレベル 3PRA まで実施することで評価されるが、下記のレベル 1 及びレベル 2PRA を実施する意義は、深層防護の観点からシビアアクシデントの発生防止及び発生時の影響緩和の各段階においてもリスク評価を行い、リスクをきちんと把握し、炉心損傷の発生、或いは格納容器機能喪失の防止に尽力することにあると言える。

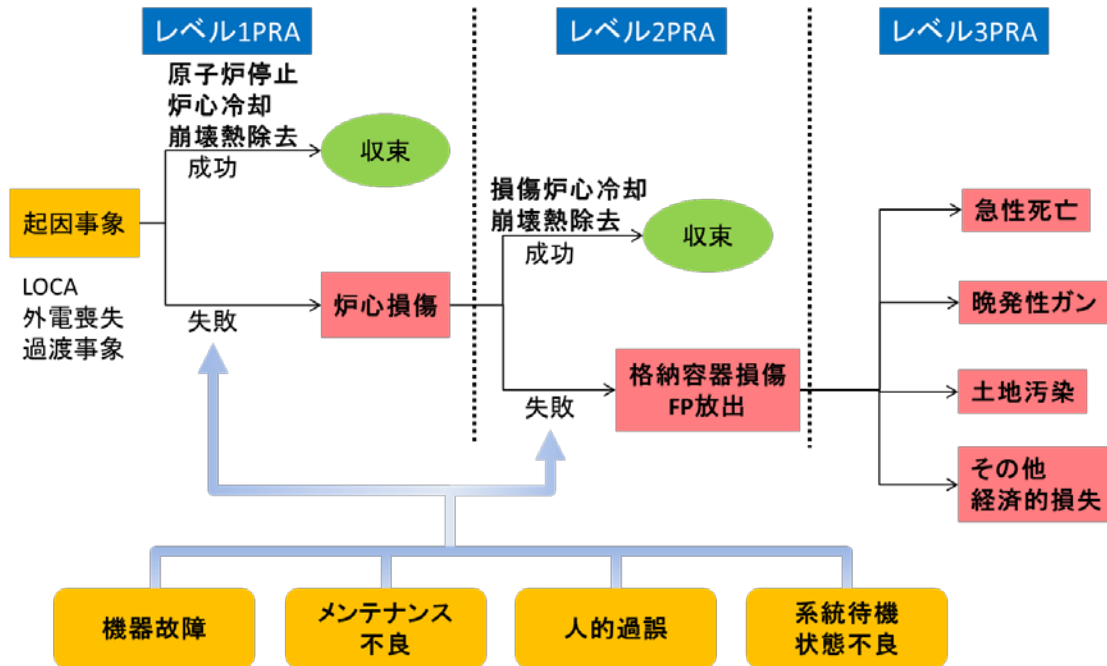


図 3. 1. 2-1 レベル 1, 2, 3PRA の概要

(2) 事故を引き起こす事象による分類

炉心損傷を引き起こす起因事象の分類として、①原子炉に接続された配管の破断或いは機器のランダム故障等を原因として炉心損傷を引き起こす内的事象を対象とする場合、②地震、津波等のプラント外の自然現象やプラント内の火災、溢水といった事象を対象とする外的事象がある。外的事象の特徴として、起因事象の強度と発生頻度を評価するハザード評価及び起因事象発生時の安全機能を構成する機器等の故障確率を評価するフラジリティ評価を行う点が挙げられる。

(3) 原子力プラントの運転状態による分類

出力運転時、低出力時／停止時といったプラントの運転状態に基づいた分類もあり、これらを組み合わせることで、PRAのスコープは図3.1.2-2のようにまとめられる。

また、これらの分類以外にも、使用済み燃料貯蔵施設等を対象としたPRAや原子炉以外の原子力関連施設（再処理施設、燃料加工施設等）を対象としたPRAもあり、リスク評価を行う対象、目的及び適用範囲を考慮して、適切な評価スコープを設定する必要がある。

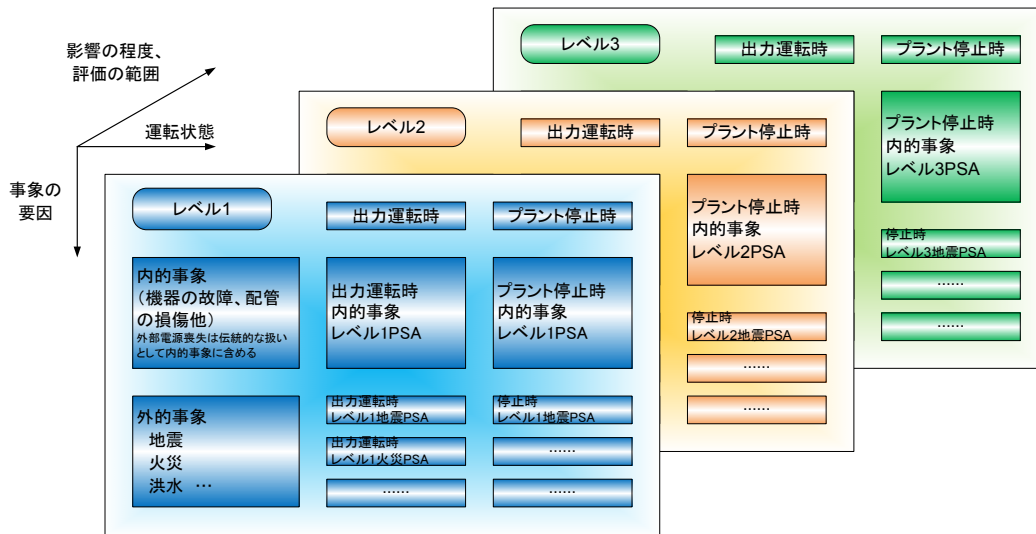


図 3.1.2-2 PRA の分類

3.1.3 PRA の主要な技術要素

(1) 炉心損傷事故シーケンス論理モデルの構築（レベル1PRA）

PRA実施のステップは、大きく、事故シーケンスの分析に基づく論理モデルの作成段階及び各種パラメータに基づくリスクの定量化段階に分類できる。事故シーケンスの分析に基づく論理モデルの作成では、事故シーケンスを漏れなく摘出し、事故に至る様々な原因を包括的に表現しなくてはならない。このためには、体系的なリスク評価手法を用いて、更にこれらの手法を適切に組み合わせた分析を行う必要がある。

一般的に用いられるリスク評価手法は、オペラビリティスタディ、故障モード／影響解析（FMEA）、フォールトツリー解析（FTA）、イベントツリー解析（ETA）がある。これらの手法は大きく帰納的手法と演繹的手法に分類でき、それぞれ特徴が異なることから、補完的に用いられる。

現状のPRAの定量化では、図3.1.3-1に示すように、イベントツリー解析手法及び

フォールトツリー解析手法を用いて論理モデルを構築することが多い。しかしながら、望ましくない事象の引き金となる起因事象や安全機能の機能喪失論理の抽出にはオペラビリティスタディや FMEA も併せて用いた分析を行うことが望ましい。また、安全機能において、多くの系統、機器が複雑に関連している原子力発電所のリスク評価においては、系統、機器間の従属関係を適切に取り扱う必要がある。例えば、ある安全機能を持つ系統の機能喪失要因の分析では、フォールトツリーのような演繹的分析だけではなく、構成機器の故障が系統全体や関連する系統へ及ぼす影響を、FMEA を用いて帰納的に分析を行うことにより、適切な分析が可能となる。

また、実プラントの運転経験のフィードバック手段として、実際に発生した不具合事象等を PRA モデルに適用し、その影響を評価する前兆事象解析があり、事故シーケンスの見落としを改善するためには有効である。

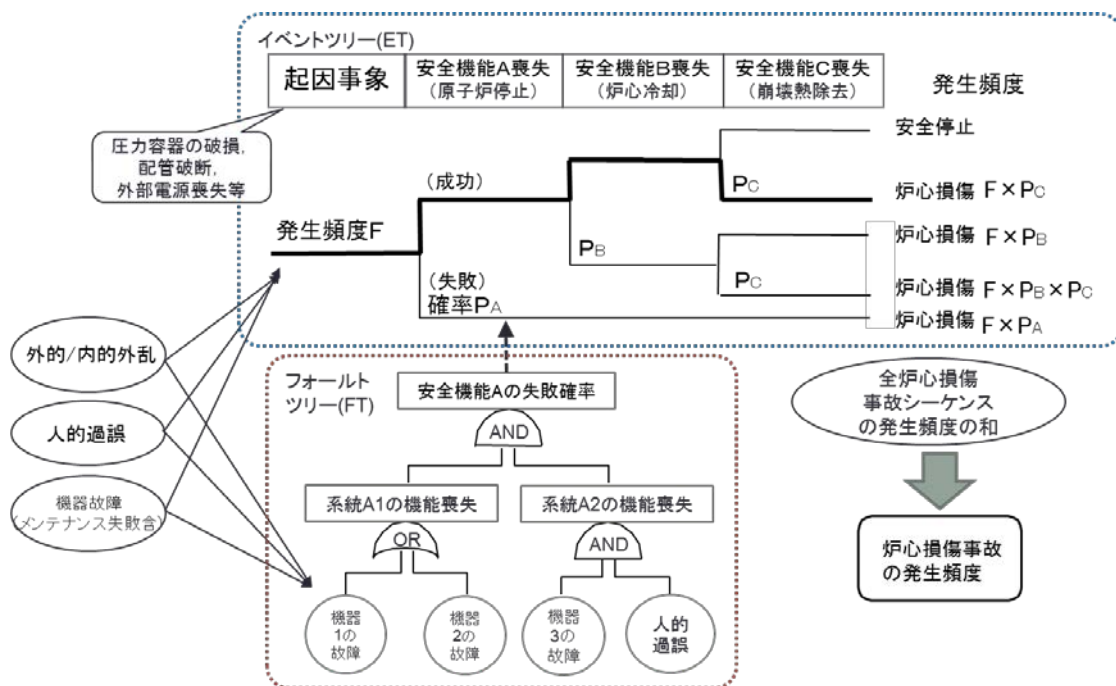


図 3.1.3-1 レベル 1PRA 論理モデルの概要

(2) 格納容器破損シーケンスと事象進展解析 (レベル 2PRA)

炉心損傷事故シーケンスは、炉心損傷後のプラントの挙動により、いくつかのパターンに分類できる。以下に分類の例を示す。

- ・ LOCA 及び過渡事象等発生後、炉心冷却機能喪失により炉心損傷する場合
- ・ 未臨界確保に失敗或いは崩壊熱除去機能喪失による格納容器破損の発生後、炉心冷却機能喪失により炉心損傷する場合
- ・ 全交流電源喪失後、炉心冷却機能喪失により炉心損傷する場合 (炉心冷却の継続時)

間によりプラント挙動は異なる)

これらのプラント状態を起点として、格納容器破損に至るプラント挙動及び格納容器破損時に放出される放射性物質の各種と放出量を MELCOR³⁻¹⁾等の事象進展解析コードを用いて評価し、これらの評価結果をベースに格納容器破損に対するイベントツリー解析を行うことで格納容器破損頻度を求める。格納容器イベントツリー解析では、様々な物理現象の発生の有無や事象緩和設備の作動、不作動を考慮する必要があり、より適切なモデルを構築するためには、特に物理現象や放射性物質の挙動に関する知見が必要である。図 3.1.3-2 に炉心損傷後に格納容器破損に至る事故進展解析の例を、図 3.1.3-3 に事故進展とソースターム評価結果の例を、図 3.1.3-4 に格納容器機能喪失に対するイベントツリーの例を示す。

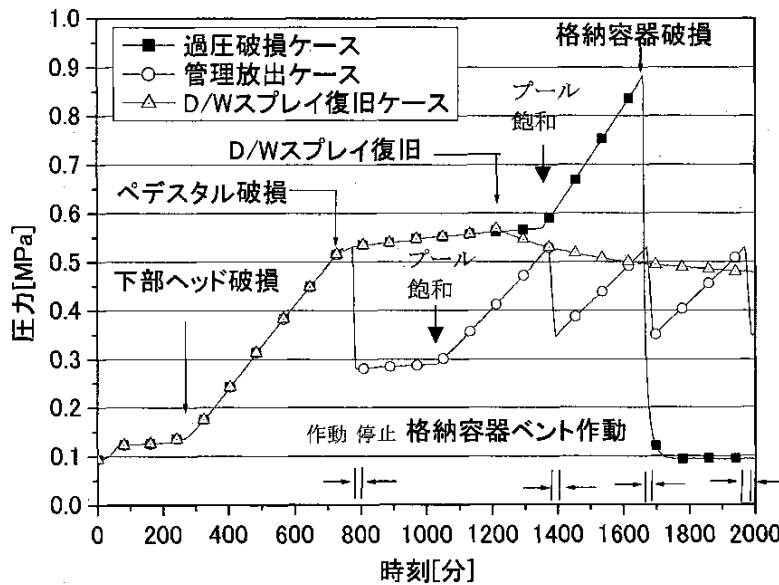


Fig. 4.1.1 格納容器系圧力(TQUV 全ケース)

図 3.1.3-2 炉心損傷後に格納容器破損に至る事故進展解析の例³⁻²⁾

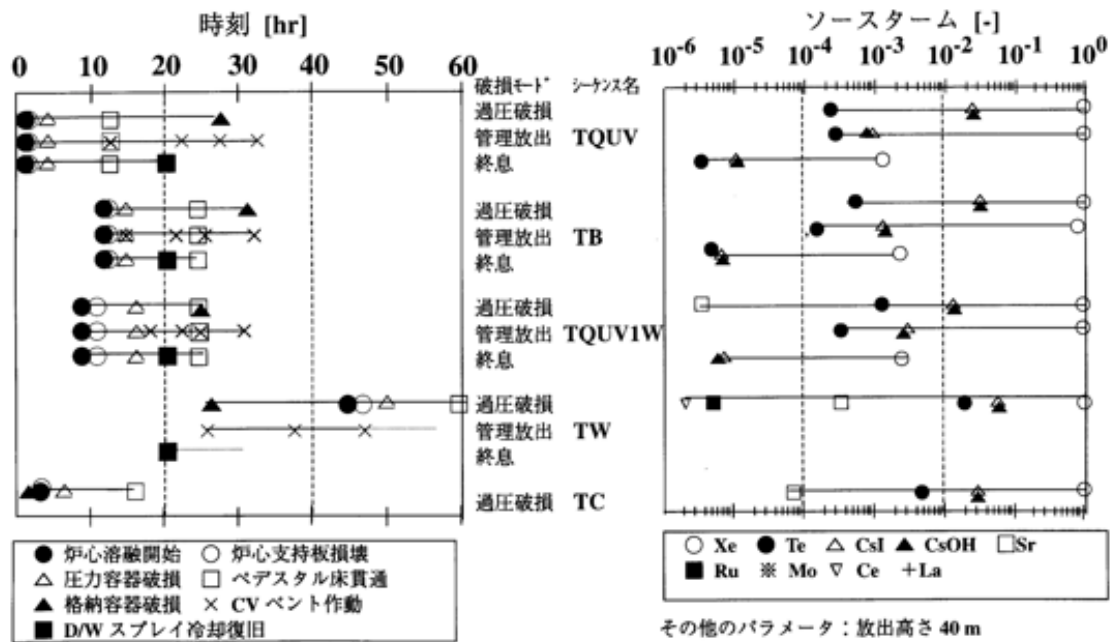


図 3.1.3-3 事故進展とソースターム評価結果の例³⁻³⁾

炉心冷却	格納容器隔離	1次系強制減圧	ハイパス	炉心水位回復	水蒸気爆発	水素燃焼	格納容器破損	原子炉(圧力)容器破損	事象進展	格納容器破損モード*
CO	CI	FD	BP	LR	SX	HB1	OP1	RV		
						無し		無し	B 1	
								有り	A	
								無し	B 1	
						有り	有り	有り	A	
				成功					—	γ
									—	α
									A	
				失敗					A	
									—	γ
									—	α
									B 1	
									A	
									B 1	
									A	
									—	γ
									A	
									—	γ
									—	γ、ν、θ
									—	β

A : 原子炉(圧力)容器破損有り
B 1 : 原子炉(圧力)容器破損無し

図 3.1.3-4 格納容器機能喪失に対するイベントツリー例³⁻⁴⁾

(3) 放射性物質放出によるリスク評価の概要

レベル 3PRA は、発電所の作業員及び公衆の健康への悪影響、土壌、空気、水及び作物の汚染等のリスクを評価する。まず、格納容器の機能喪失により放出される放射性物質に対し、風向、風速や大気安定度を考慮した拡散・線量解析が行われる。次に、

レベル 2PRA による放射性物質の放出頻度と掛け合わせることでリスクを定量化し、最後に、放出カテゴリ別、距離別、被ばく経路別の個人リスク等を定量化する。

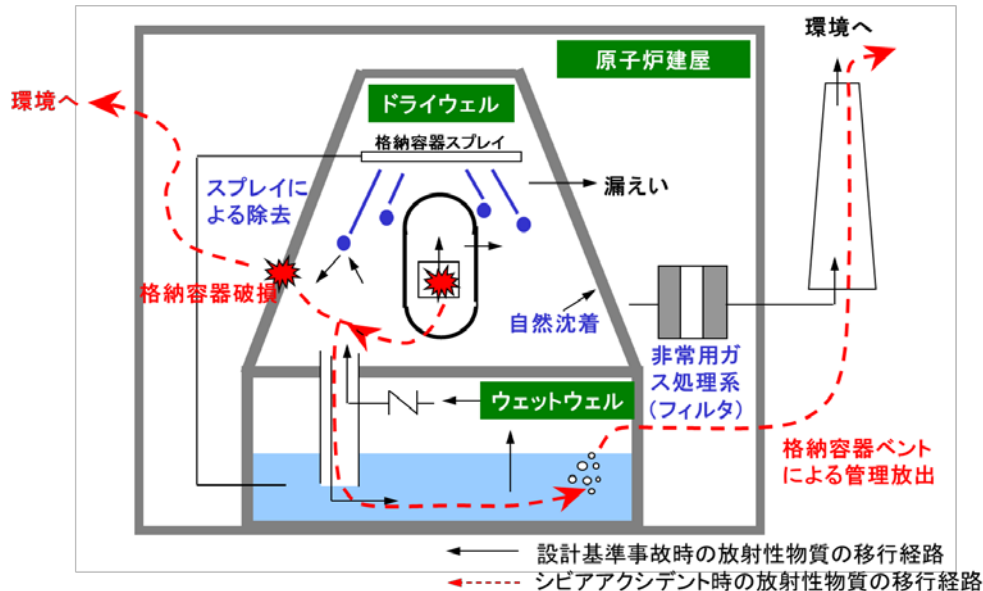


図 3.1.3-5 放射性物質の移行経路の概要

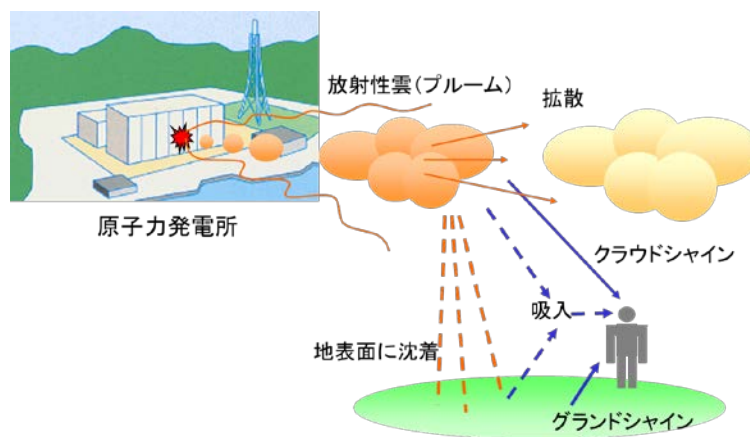


図 3.1.3-6 被ばくの経路の概要

3.1.4 PRA の不確かさ

2.1 節で述べられているように、リスクは本質的に不確かさを持っている。原子力発電所のリスク評価における不確かさは、日本原子力学会の「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2013（レベル 1PRA 編）」³⁻⁵⁾では、「不確かさ」として定義されており、図 3.1.4-1 に示すように、大きく偶発的不確かさ (Aleatory uncertainty) と認識的不確かさ (Epistemic uncertainty) に区別されている。前者は、起因事象及び機器故障といった事象の偶発性に関係している

が、PRAはランダムプロセス（確率過程）の明示的モデルであり、従って偶発的不確実さをモデル化したものと考えられる。一方、認識的不確実さは、PRAモデルにおいてプラント挙動をどのように表現するかに関する認識的不完全性から生じるものである。この本書では、不確実さと不確かさは同じ意味で用いている。

認識的不確実さは図3.1.4-1に示すように大きく3つに分類でき、表3.1.4-1にそれぞれの説明と例示を示す。

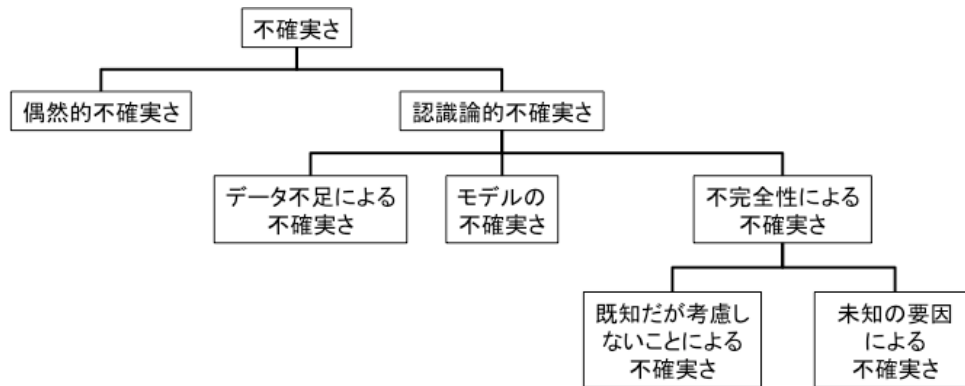


図 3.1.4-1 不確実さの分類

表 3.1.4-1 不確実さの分類とその説明

分類		説明	例
偶発的不確実さ (ランダム性による不確実さ)		現象の発生時期やパラメータの値がある範囲に分布している（偶然性を持つ）ために生じる不確実さ。リスク評価では、確率推定の中央値や確率分布推定の50%フラクタイル曲線として表現し、不確実さとは考えない。	・サイコロで1がでるか否かは不確実
認識論的不確実さ (リスク評価の不確実さ)	データ不足による不確実さ	モデル上のパラメータの値が、データ不足によって1点に定められないことによる不確実さ	・故障データの不足による故障率推定の不確実さ
	モデルの不確実さ	モデルが現実を単純化していることによる不確実さ	・故障率は時間によらないと仮定することによる不確実さ ・事故シナリオをイベントツリーで表現することによる不確実さ ・放射性物質の放出量推定のモデルの誤差
	不完全性による不確実さ	既知だが未考慮による不確実さ	・考慮していない自然現象によるリスク ・テロのリスク（対策は行っているがリスク評価では考慮していない）
	未知の要因による不確実さ	我々が予想していない事故シナリオが存在しうることによる不確実さ	・原理的に例示できない

また、それぞれの取り扱いにおいて考慮すべき点は以下のように考えられる³⁻⁶⁾。

- データ不足による不確かさ
どのように特性付けるか、論理モデルの中でどのように伝播するか、パラメータ間の認識的な相関をどう評価するか。PRAでは、各事象の発生確率を確率分布で取り扱っており、最終的なリスク指標へ及ぼす影響を不確かさ解析によって確認する。
- モデルの不確かさ
どのような不確かさがあり得るか、どのような特性を持つか、PRAの結果にどのように影響するか。PRAの論理モデル上に直接反映できないため、感度解析等で結果への影響を確認する。
- 不完全性による不確かさ
評価上のスコープの見落としをどのように考えるか。これは既知であるがモデル上考慮しないことによる不確かさと未知の要因による不確かさに分類できる。前者は、感度解析で結果への影響を確認するが、後者は未知の領域を狭めていく継続的な努力が必要である。

日本原子力学会の「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2013（レベル1PRA編）」³⁻⁵⁾において、パラメータの不確かさに着目した、炉心損傷頻度の不確かさに関する解析方法の概要が述べられている。ここでは、確率変数として取り扱うパラメータ、即ち、起因事象発生頻度、機器故障率、共通原因故障パラメータ及び人的過誤確率について不確かさを表現する確率分布を用いて、不確かさの伝播をモンテカルロ法により解析する方法を解説している（図3.1.4-2参照）。

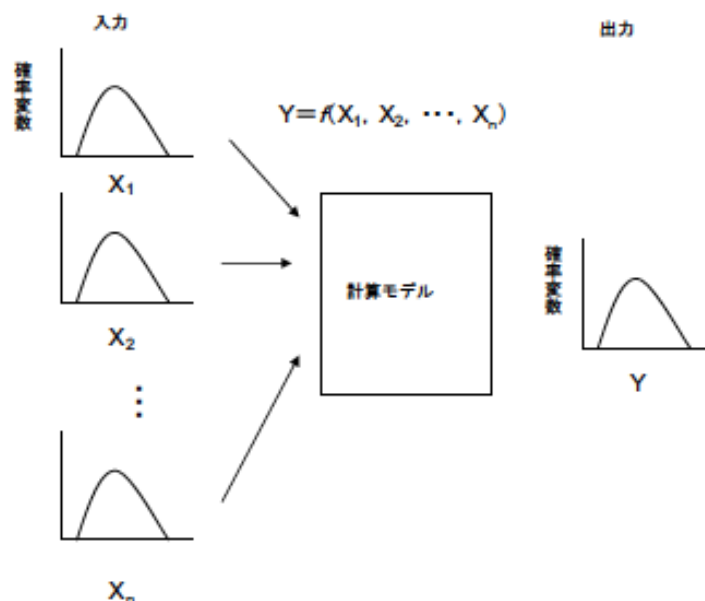


図 3.1.4-2 モンテカルロ法によるパラメータの不確かさ伝播解析手法の概要

以上の不確実さに関する現状を鑑みると、PRAの技術水準としては、現時点では安全目標との比較により個別施設の安全性が十分であることを保証するには十分ではなく、PRA単独では十分条件とはなり得ないが、これらの不確実さを適切に取り扱うことで、過大なリスク源を排除することには有効であると考えられる。PRA結果等のリスク情報を基に様々な意思決定を行う際には、目的に応じた適切な不確実さの取り扱いが必要である。

3.1.5 PRAに望まれる品質

PRAの検証では、PRAの論理モデルそのものが非常に複雑であること、前章で述べたように様々な要因に基づく不確実さを有していることから、PRAそのものが厳密に正しいかという観点より、実施目的に対し、用いた手法やパラメータ等が適切であるか、また解析結果の特性がプラントの特性を反映した妥当なものであるかといった観点がより重要であると考えられる。日本原子力学会の「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2013（レベル1PRA編）」³⁻⁵⁾では、定量化結果の検証として、事故シーケンスの定量化結果をレビューし、計算結果の妥当性を確認することを要求しており、さらに附属書として、以下のような参考事項を示している。これらは上記の考え方に基づいている。

AV.1 事故シーケンスの定量化結果をレビューする際の着眼点

事故シーケンスの定量化結果を適切にレビューするために、以下に示す項目に着眼してレビューするとよい。

- ・ 主要な事故シーケンスの構成要素(カットセットを導出する場合の最小カットセット及び機器故障等のパラメータの数値)
- ・ 炉心損傷頻度に大きな影響を与えるモデル上の仮定
- ・ 類似プラントの評価結果と比較することによる計算結果の妥当性(結果に影響すると期待される相違の影響の確認を含む)
- ・ パラメータ、従属故障、もしくは緩和設備の多重性又は多様性等の観点から支配的となると考えられる事故シーケンスが欠落していないこと
- ・ モデルの整合性(例:システムモデルと成功基準との整合性)及びプラント運用の整合性(例:プラント構成、手順、プラント特有及び産業界の経験)について
- ・ フラグ事象設定、排反事象及び回復又は復旧操作が論理的な結果となっていること
- ・ 支配的でないカットセット又はシーケンスをサンプリングし、これらが妥当で物理的意味があること

PRAに望まれる品質について、重要な別の観点として不確実さが挙げられる。前章で述べたように、現状のPRAは安全目標との比較により個別施設の安全性が十分であることを保証するには十分な技術水準ではないが、不確実さに関する現状を考えても

重要なリスク源の排除には十分有効である。従って、不確実さがあるから PRA は使えないのではなく、不確実さも含めて PRA の知見であると捉えれば、意思決定に用いることも可能であると考えられる。

また、日本原子力学会の「原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013」³⁻⁷⁾では、PRA の妥当性を確保するための方策として、専門家判断の活用、ピアレビュー及び品質保証が挙げられている。

専門家判断は、評価上の仮定及び計算が適切か、判断が必要な場合、或いは、情報が少ないか又は不確実さが大きいデータを用いる場合等において用いられるとされている。ピアレビューは、標準の要求事項が満足されていることを客観的に確認するためのレビューであり、このための仕組みが規定されている。また品質保証については、具体的には以下の文書に従い、利用目的に応じた活動を実施することが要求される。

- ・（社）日本電気協会、「原子力発電所における安全のための品質保証規程」, JEAC4111-2003, 平成 15 年 11 月
- ・原子力安全・保安院、「実用発電用原子炉の品質保証及び保守管理に係る実用炉則上の要求事項に関する社団法人日本電気協会電気技術規程『原子力発電所における安全のための品質保証規程』社団法人日本電気協会電気技術規程『原子力発電所の保守管理規程』の取扱いについて」, 平成 15・12・17 原院第 11 号, 平成 15 年 12 月

これらの規程も、PRA の作業そのものの妥当性を確保するためのものであると同時に、特にピアレビューは、PRA 実施者と同等のスキルを持った技術者がレビューを行うことで、PRA の技術的な妥当性を検証する手段として有効であると考えられる。

3.2 外的事象を対象とした PRA

3.2.1 自然災害リスクと予測の不確かさ

外的事象（誘因事象と呼ぶこともある）は、地震や津波、洪水、火山などの自然事象や航空機落下やサイバーテロなどの人為事象など施設外で発生する事象があり、溢水（浸水）や火災、タービンミサイルなど施設内で発生する事象に分けられる。発生頻度と、発生時の影響の大きさ、時間余裕を含めたシナリオに加えて、複数の外的事象が同時に発生し、荷重が重畳する場合の制御可能性など、その特徴に応じた効果的なリソース投入を行うことが求められる。

自然事象により引き起こされる自然災害、その中でも低頻度巨大災害を対象とするリスク解析を行う際には、過去の経験に基づく仮説やモデルを前提条件とせざるを得ない。そのため、計算結果として出される被害の大きさ（事象の結果）や発生頻度・確率には当然予測誤差がある。このように、知識の量が不足することによる予測結果のばらつきを認識論的不確かさ（epistemic uncertainty）と呼び、物理的なばらつきを表す偶然的な不確かさ（aleatory uncertainty）と区別することは 3.1 節に示すとおりである。図 3.2.1-1 に示すように、リスク解析を実施するにあたっては、以上 2 つの不確かさを適切に取り扱う必要がある。通常（狭義）のリスク解析では認識論的不確かさを考慮することは少ないが、特に重要施設など多様なステークホルダが絡んだ施設のリスクマネジメントを実施する上では適切な取扱いが求められる。

また、東北地方太平洋沖地震は事前に想定していなかったプレート境界地震の連動によりマグニチュード 9 という想定外の規模となった。このように事前にほとんど知識を有していない、あるいは知識の前提が誤っているという“無知”の状態もありうる。このような根源的な不確かさのことを“完全性の不確かさ（completeness uncertainty）”と呼ぶ。認識論的不確かさのひとつであるが、特にリスクが顕在化することにより甚大な被害が生じうる場合には特別な取扱いが求められる。自然現象を対象とするリスク評価では、完全性の不確かさを含む認識論的不確かさがどの程度かについても評価し、意思決定のための情報として提示することが重要である。

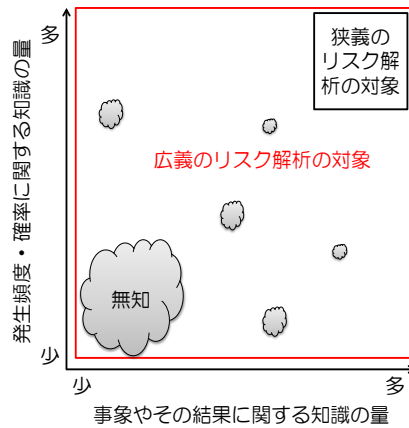


図 3.2.1-1 不確実さとリスク解析の対象範囲 (文献 3-8) p.179, 図 1)

過酷事故のリスクを低減させる方法には、大きく、「設計による対応」と「マネジメントによる対応」の 2 つの方法がある。過酷事故を防ぐためには、事故防止対策を設計し導入することが第一に大事である。ただし、事故防止対策は地震の揺れが想定より大きくなると機能しなくなる。そこで、事故防止対策ではリスクを低減できない大きな揺れに対しては、事故の影響を緩和する対策を計画し導入することでリスクの低減を図る。ただし、発生がごく稀な事故の影響緩和では、事前に計画した通り影響緩和策が機能するとは限らないことから、事前に導入した対策にとらわれないマネジメントによる柔軟な対応を行うことで影響の緩和を行うことが重要となる。

リスク評価の結果を用いることで、どのような対策が有効か、導入する対策に対してどの程度の揺れの大きさを想定することが妥当かなどを議論することができる。図 3.2.1-2 にリスク評価を用いた対策の有効性検証方法のイメージを示す。

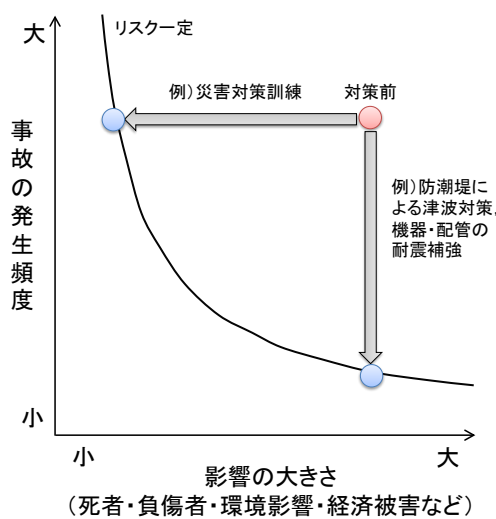
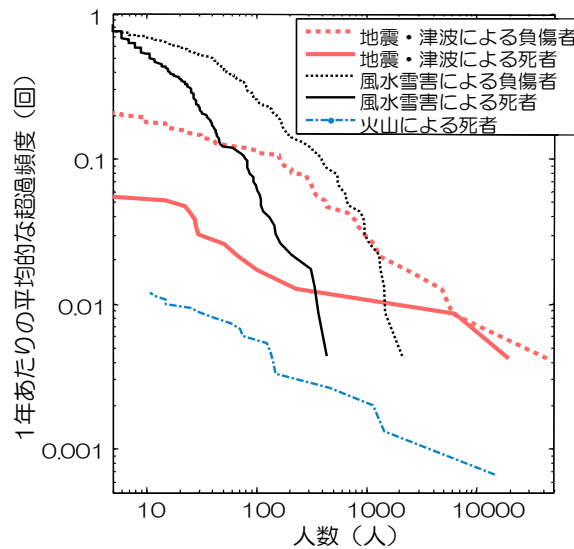


図 3.2.1-2 リスク対応の例とその効果の評価方法

3.2.2 地震リスクの特徴と解析手法

(1) 自然災害リスクのひとつとしての地震リスク

自然災害によるリスクを評価する際に重要な点として、すべての自然災害を横並びに見渡し、必要な対策を実施することがあげられる。図 3.2.2-1 には、各種自然災害による死傷者数の特徴を示す。風水害は死傷者数としては多いが、一度に同時に大人数が影響を受けるような災害は発生しづらい。一方、地震・津波災害は災害の発生頻度自体はやや小さいが、グラフの傾きが小さく低頻度巨大災害が発生しやすい傾向がみられる。火山災害も頻度は地震・津波の 1/10 程度ではあるが同様の傾向にある。原子力施設のリスク評価においても各種自然災害に対して同様に横並びの評価を実施し、対策の検討を行うことが重要である。



地震・津波：理科年表（1965年～2011年）

風水害：理科年表（1965年～2010年）

火山：気象庁HP（1701年～2000年）

図 3.2.2-1 わが国の自然災害の死傷者数（文献 3-8） p. 180, 図 4）

(2) 地震の揺れに起因する原子力発電所事故の予測（地震リスク解析）

地震リスク評価は、将来起こる地震の揺れを予測する地震ハザード解析、建屋・機器・配管が揺れに対してどの程度強いかを予測する地震脆弱性解析、どのような事故に進展するかを予測する事故シーケンス解析からなる。これらの関係を図 3.2.2-2 に示す。

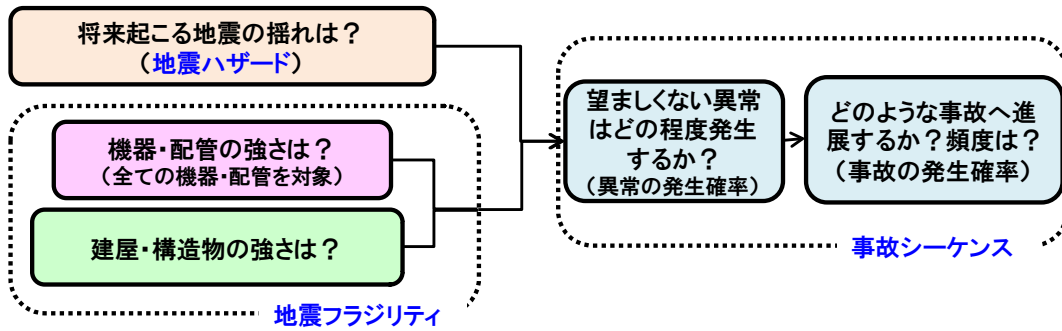


図 3.2.2-2 原子力発電所を対象とした地震リスク評価の流れ

(3) 地震の揺れの予測 (地震ハザード解析)

地震ハザードとは、ある地点で想定される地震の揺れの強さとある期間内にその強さを超える地震の揺れが発生する確率との関係を言う。図 3.2.2-3 には、地震ハザード曲線の例を示す。横軸は揺れの強さ、縦軸はある期間にその震度以上の揺れが発生する確率を示す。図 3.2.2-4 には地震ハザード曲線を地図上に表した地震ハザードマップを示す。低い超過頻度に対応する地図ほど揺れの大きさが大きくなる。

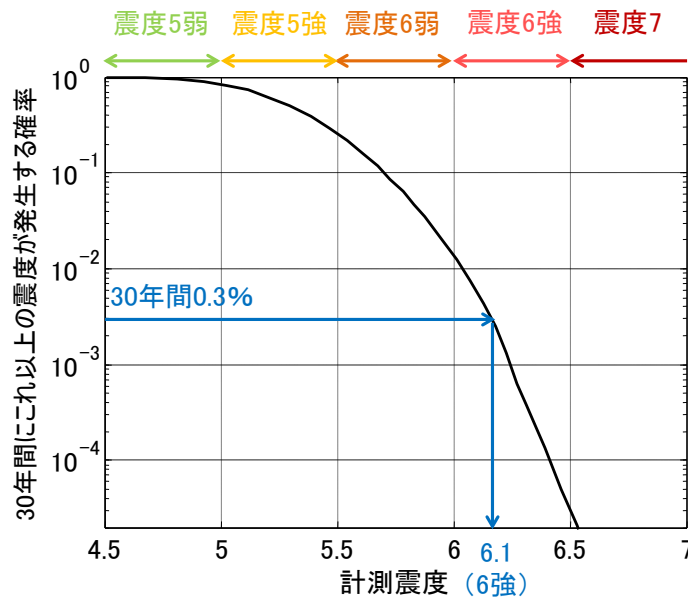
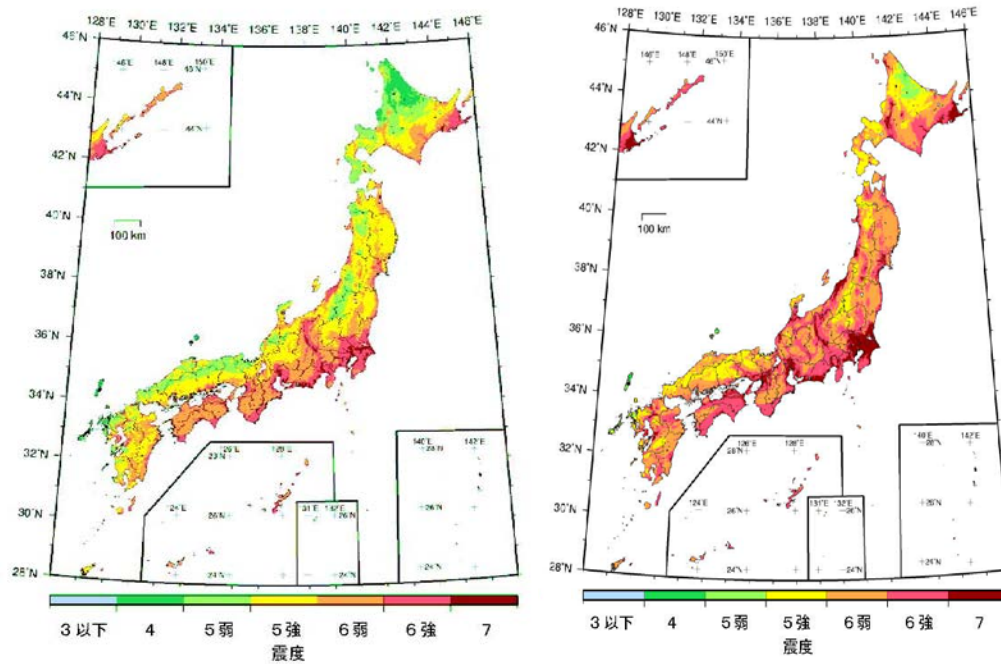


図 3.2.2-3 地震ハザード曲線の例

(防災科学技術研究所 J-SHIS のデータ³⁻⁹⁾に基づき作成)



(a) 年超過確率 1/1,000
(30年超過確率 3%)

(b) 年超過確率 1/10,000
(30年超過確率 0.3%)

図 3.2.2-4 地震ハザードマップの例³⁻¹⁰⁾

地震ハザード評価結果の利用法の一つとして、どの程度の地震動に耐えるように設計するのが妥当かを検討することが挙げられる。表 3.2.2-1 には設計地震動のレベルの目安として用いられる確率値を示す。

なお、どの程度の地震動に耐えるべきかを定めるにあたっては、将来発生する地震の揺れの予測に不確実な部分（認識論的不確実さ）があることを踏まえる必要がある。図 3.2.2-5 には、余裕の設定の考え方のイメージを示す。法律・基準は最低限の余裕を決めるものであるのに対して、個別施設の所有者は、施設の特徴やステークホルダの利害調整などを通じて更なる余裕を付加する場合も考えられる。

表 3.2.2-1 設計地震動のレベルの目安

検討項目	年発生確率	30年発生確率	50年発生確率
通常建築物の損傷防止	1/20～1/50 程度	50～80%程度	60～90%程度
通常建築物の倒壊防止	1/500～1/1000 程度	3～6%程度	5～10%程度
原子力発電所の安全性	1/10000 程度	0.3%程度	0.5%程度

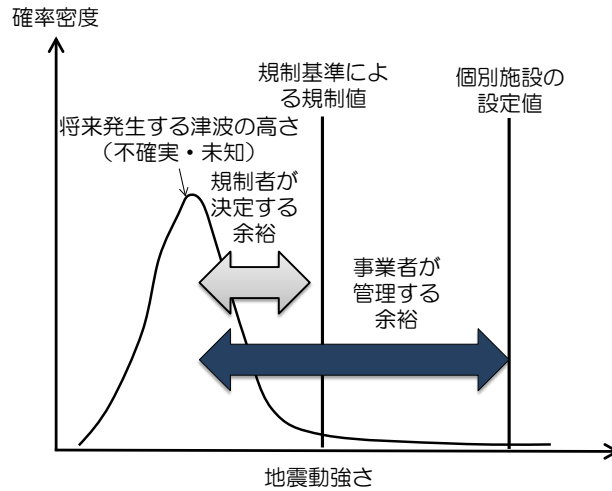


図 3.2.2-5 規制および個別施設の設計地震動レベル設定の考え方

次に、実際の地震ハザード解析の手順を説明する。図 3.2.2-6 に地震ハザード解析の流れを示す。どこに地震を発生させる震源があり、その発生の可能性はどの程度かを予測する地震発生の評価、地震が発生した場合の揺れを予測する揺れの評価の 2 つに分けられる。

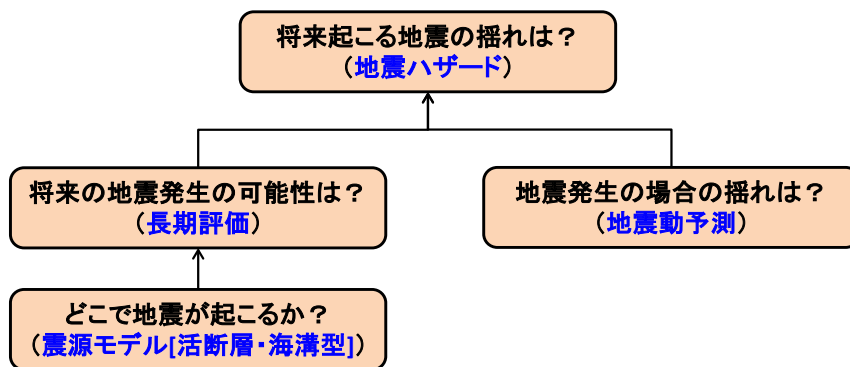
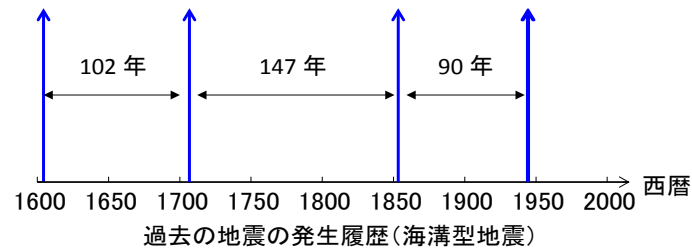


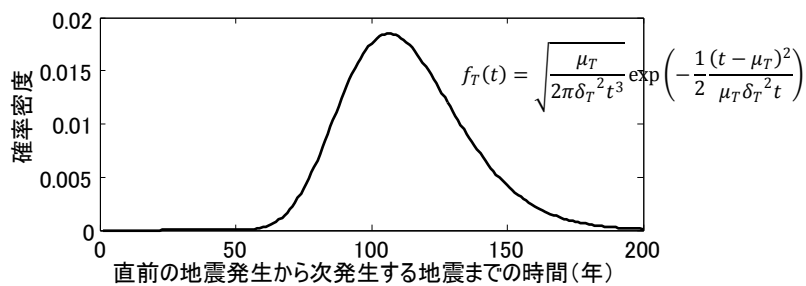
図 3.2.2-6 地震ハザード解析の流れ

地震発生の評価では、プレート境界の地震については過去 1000 年程度、主要活断層の地震については過去 10 万年程度の履歴に基づき将来活動しうる地震を網羅的に抽出し、それらの規模（マグニチュード）と今後再び発生する確率を評価する。比較的規模が大きく震源が特定できる主要活断層や海溝型地震では、断層の長さや面積から地震の規模（マグニチュード）が推定される。また、確率としては数十年間（30～50 年）にその地震が再び発生する確率を推定し、1 年あたりの発生頻度に換算している。その際、周期的な発生履歴を考慮に入れた BPT（Brownian Passage Time）分布

(時間依存性を考えるモデル)で次の地震発生時期のモデル化を行う(図 3.2.2-7 参照)。地震ハザード評価では、以上のように評価地点周辺の震源を網羅的に抽出し、その規模と発生頻度を割り当てる作業をまず実施する(図 3.2.2-8)。



(a) 過去の発生履歴



(b) 直前の地震発生から次発生する地震までの時間の確率密度関数

図 3.2.2-7 地震の発生確率の評価 (BPT 分布)

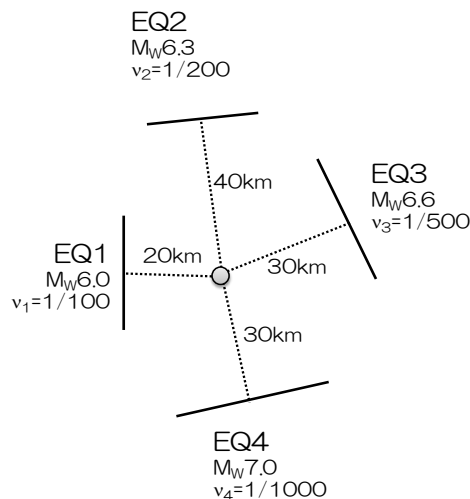


図 3.2.2-8 断層とサイトの位置関係の設定例 (文献 3-8) P. 181, 図 9(a))
(Mw は地震規模, v は 1 年あたりの発生頻度)

地震発生の評価にあたっては、このように過去の発生履歴より地震が発生する場所を特定し、その発生の可能性を予測する。しかし、一方で、マクロ的に地震発生を検

討することも重要である。図 3.2.2-9 は、日本全国の統計的な地震発生頻度の規模（マグニチュード）別の分布で、グーテンベルク・リヒター則に従う。わが国周辺における地震規模別の発生頻度を示し、マグニチュードが 1 増えると発生頻度が 1/10 程度になることがわかる。このように地震の発生を統計的にみる場合、データがない領域（外挿）ではあるが、マグニチュードが 9 程度の巨大地震の発生も頻度もそれほど小さくない可能性も否定できないことが想像できる。ただし、このような評価ではどこでその地震が発生するかを評価することはできない。

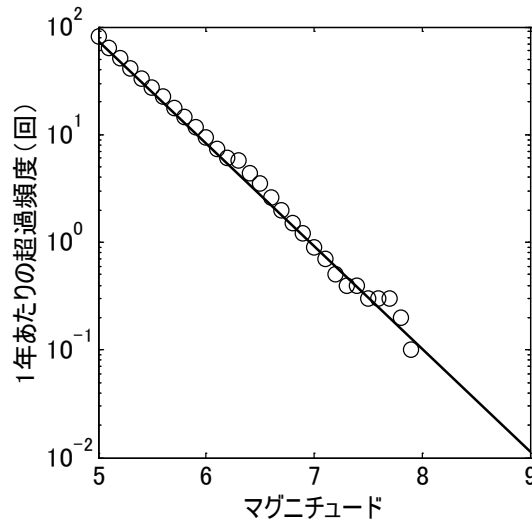


図 3.2.2-9 わが国周辺で発生する地震のマグニチュードと頻度の関係
(文献 3-8) P. 180, 図 5)

(1997 年～2010 年の 14 年間のデータ (防災科学技術研究所 F-net³⁻¹¹⁾) に基づく)

次に、図 3.2.2-10 は、活断層の数をマグニチュードごとに整理したものである。防災科学技術研究所が調査した代表的な数 100 程度の活断層について整理したものである。図より、マグニチュードが 7 以上では直線関係にあるのに対して、それより小さい領域ではその傾向が成り立たないことが読み取れる。これは、M6.5～7 程度の活断層の中には地表からは確認できない活断層があるためであると考えられる。このため、ハザード解析や原子力発電所の設計地震動設定ではこれらの地震を「震源を予め特定しにくい地震」あるいは「震源を特定しない地震」として別途取扱うことで、抜け落ちを防ぐ工夫を行っている。地震ハザード解析では、発生位置はランダムで、発生の際の地震規模はグーテンベルク・リヒター則に従うと仮定する。

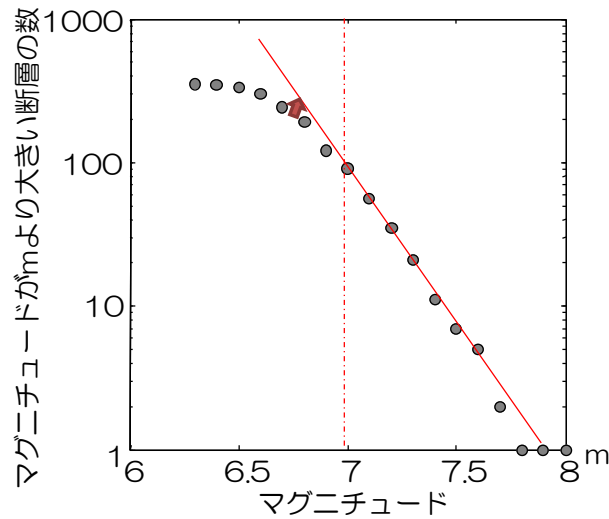


図 3.2.2-10 マグニチュード別の活断層数 (文献 3-8) P. 180, 図 6)
(防災科学技術研究所 J-SHIS のデータ³⁻⁹⁾に基づき作成)

次に、地震の揺れの評価について説明する。地震の揺れが大きいかどうかは、図 3.2.2-11 に示すように、震源の特性 (震源特性)、震源から評価地点までの伝播経路の特性 (伝播特性)、地点の揺れやすさ (サイト増幅特性) に依存する。

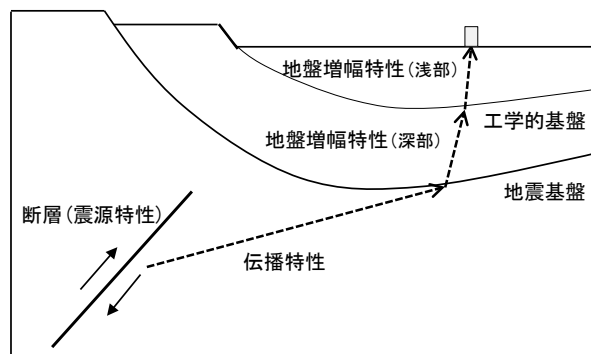


図 3.2.2-11 地震動の大きさを決める要因

地震の揺れは、同一の地震では、図 3.2.2-12 のように、震源に近いほど大きくなる。ただし、震源からの距離が同じでも揺れの大きさが同じにはならない。以上を踏まえて、地震ハザード解析での揺れの予測は、平均的な揺れの強さと予測誤差の確率分布という形で求める。

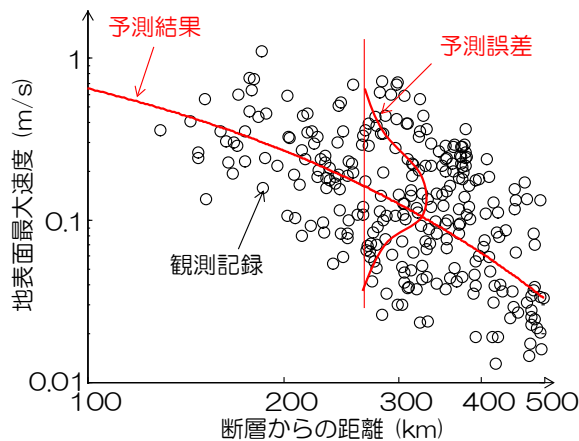


図 3.2.2-12 地震動予測式の予測誤差（ばらつき）（文献 3-8）P. 181， 図 8）

図 3.2.2-13 には、地震ハザード曲線の求め方のイメージを示す。まず、それぞれの震源に対して、地震の発生可能性と揺れの強さの予測を行い、その結果を足し合わせることで評価地点での地震ハザード曲線を得る。

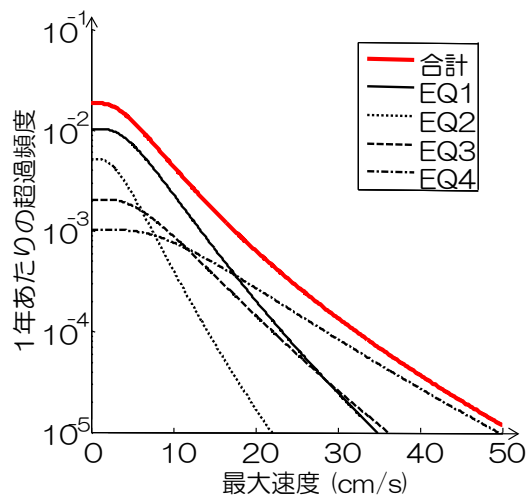


図 3.2.2-13 地震ハザード解析結果の例（文献 3-8）P. 181， 図 9(b)）

(4) 建屋・機器・配管等の揺れの対する強さの予測（地震フラジリティ解析）

地震の揺れに対して破壊したり、機能を喪失したりする確率を求めることを地震フラジリティ解析という。地震フラジリティ解析は、建屋・機器・配管の揺れの大きさを求める応答解析、壊れたり機能を喪失したりする強さを求める強度評価からなる（図 3.2.2-14）。図 3.2.2-15 に応答解析とフラジリティ曲線の対応を示す。地震の揺れの強さ（図では地表面最大速度と記載）が大きくなるにつれて、建屋や機器の応答値（図では層間変形角と記載）が大きくなる、つまり、損傷限界や安全限界を超える応答値

の割合が増える。フラジリティ曲線は以上のような傾向を表現するものである。

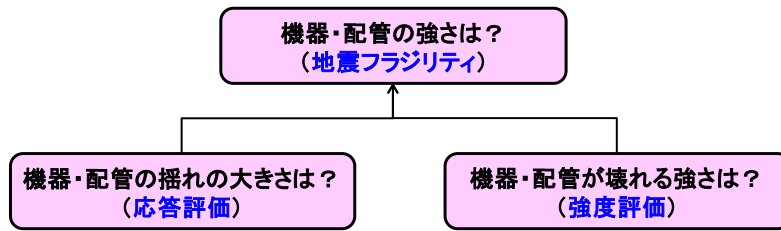


図 3.2.2-14 地震フラジリティ解析の流れ

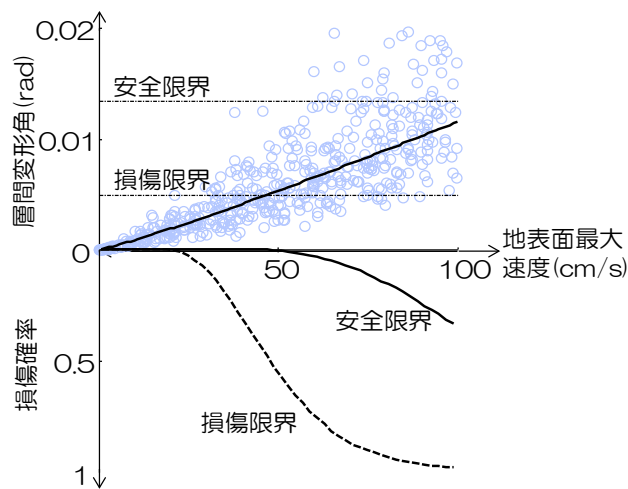


図 3.2.2-15 応答解析とフラジリティ曲線のイメージ (文献 3-8), P.182, 図 12)

3.2.3 地震による過酷事故のシナリオ分析

地震リスク評価における事故シーケンス評価では、内の事象 PRA と同様にイベントツリーを用いる。揺れの発生からスタートし、揺れにより構築物、システム、機器に異常が発生するか、異常が発生した場合に安全系は機能するかどうかなどを加味し、事故にいたるシーケンスとその頻度を求める (図 3.2.3-1~3.2.3-3)。実際の地震リスク評価では、地震後の津波や機器の火災、余震発生が事故収束の活動に与える影響など詳細な現象を考慮する。

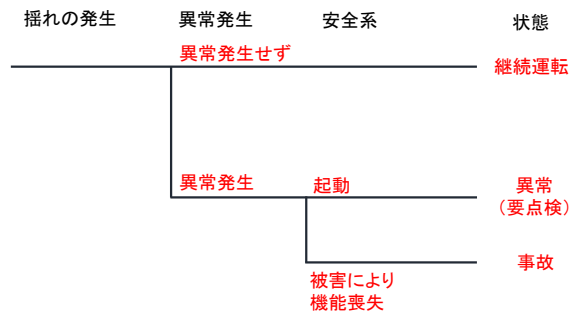
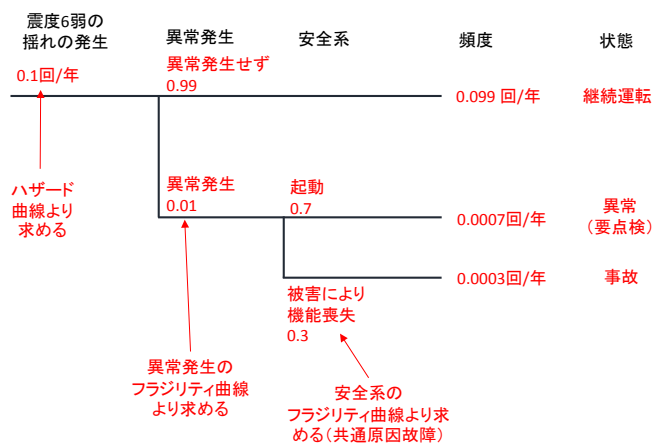
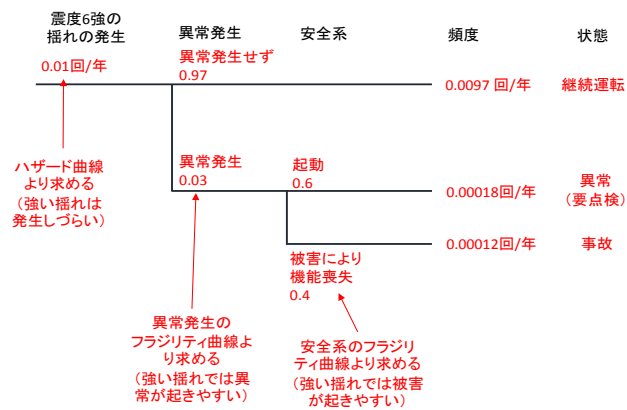


図 3.2.3-1 定性的イベントツリーのイメージ



(a) 震度 6 弱



(b) 震度 6 強

図 3.2.3-2 定量的イベントツリーのイメージ

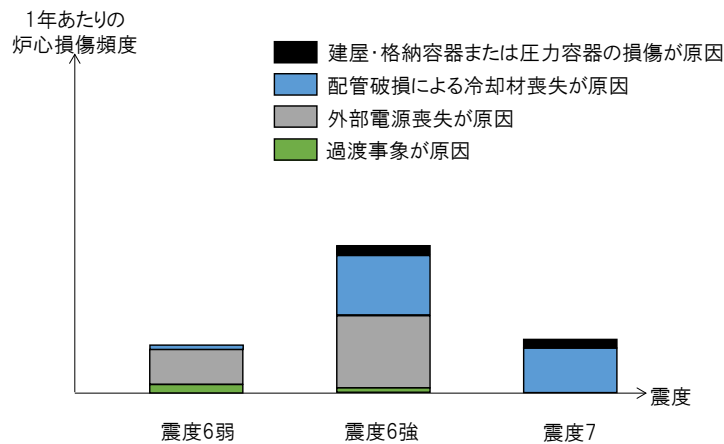


図 3.2.3-3 震度別の炉心損傷頻度とその要因別の寄与度のイメージ

3.2.4 地震リスク評価に関する現状と課題

以上、地震リスク評価について整理した。詳しくは、例えば文献 3-12 等を参照されたい。

地震リスク評価では、複数の構築物、システム、機器が同時に損傷することは既往の地震リスク評価においてすでに考慮されているが、それに加えて敷地内の複数の原子炉の同時損傷や同一地域の原子力発電所の同時損傷などもさらにリスク評価のスコープに含める必要がある。特に、避難などの周辺住民への影響や環境汚染などを考えると重要な視点と言える。また、自然現象による原子力発電所のリスク評価を行うにあたっては、前述したように、地震に限らず津波や火山など様々な自然現象あるいは核セキュリティの観点までを抜けなく横並びに扱うことが最も重要である。

参考文献

- 3-1) <http://melcor.sandia.gov/>
- 3-2) 日本原子力研究所, THALES-2 コードによる BWR Mark-II を対象としたレベル 3PSA のための系統的なソースターム解析, JAERI-Research 2005-021, 2005.
- 3-3) 日本原子力研究所, 軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価, JAERI-Research 2000-60, 2000.
- 3-4) 日本原子力学会, 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), p.93, 2008.
- 3-5) 日本原子力学会, 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 2013 (レベル 1PRA 編) (AESJ-SC-P008:2013), 2013.
- 3-6) USNRC, Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision Making (NUREG-1855), March 2009.

- 3-7) 日本原子力学会, 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013 (AESJ-SC-RK006:2013), 2013.
- 3-8) 糸井達哉 : 地震リスクの特徴とリスクに関する新しい考え方, 品質, 43(2), pp.178-184, 2013.
- 3-9) <http://www.j-shis.bosai.go.jp/map/>
- 3-10) 地震調査研究推進本部, 今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013 年における検討結果～, 2013.
- 3-11) <http://www.fnet.bosai.go.jp/top.php?LANG=ja>
- 3-12) 日本原子力学会, 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2015 (AESJ-SC-P006:2015), 2015.

4. リスク評価の活用

リスク評価とは、リスク特定及びリスク分析を通じて得られたアウトプット（リスク情報）をもとに、判断基準となるリスクとの比較を通じてその対応方針を決定することである。従ってリスク評価の活用においては、アウトプットとして得られる多面的なリスク情報の評価だけでなく、基準となるリスクに対する工学的、社会的な合意形成や対応方針を決定するための各ステークホルダとしての意思決定のありかた、組織構成等も重要となる。同時にリスク情報の多面性は、安全確保のための様々な活動にリスク情報を活用することを可能とする。このように、リスク評価の活用は様々な側面で、その目的に応じてなされるべきものである。

本章では、リスク評価の活用の必要性や重要性を、過酷事故に対する備えや防災計画に関する観点から考察するとともに、多面性をもつリスク情報の活用とその意義、これらをより浸透させるための課題等について論じる。

4.1 過酷事故への備えのためのリスク評価の必要性

4.1.1 深層防護を支え強化するための手段としてのリスク評価

平成 25 年 7 月に施行された実用発電用原子炉に係る新規規制基準では、基本的な考え方として、「深層防護」の徹底や共通要因故障をもたらす自然現象等に係る想定的大幅な引き上げとそれに対する防護対策の強化等が挙げられている⁴⁻¹⁾。また、日本原子力学会が取りまとめた「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」最終報告書においても、その提言の中に、深層防護の理解の深化と適用の強化が挙げられている⁴⁻²⁾。

深層防護の考え方とは、一般に、安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標をもったいくつかの障壁（防護レベル）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら次のレベルで防護するという概念である⁴⁻³⁾。原子力安全のための深層防護では、事前には充分と思われた対策でも思いがけない理由で失敗するかもしれないという不確かさの影響を考慮して、別の対策、次の防護レベルの対策と繰り返すことにより、人と環境に対する一連の防護策全体の実効性を高めることが必要となる。このように、一つの対策では防げないという不確かさを考慮して、放射線リスクから人と環境を護るための防護策全体の実効性（成功確率）を高めるために適用される。

従って、深層防護の徹底のためには、不確かさを何らかの形で評価し、その評価基準に基づき効果的な対策を施す必要がある。リスク評価とは、まさに不確かさを考慮した評価手法の一つであり、リスク評価を活用することで定性・定量的にそれぞれの安全に対する対策の有効性を議論することが可能となる。

全てのリスクを無くす（ゼロリスク）ことは不可能であり、リスク評価では社会的合意形成に基づく基準（安全目標など）に対し対策の有無も含めその有効性を判断する。この結果、考慮されなかったリスクが「残余のリスク」として残ることになる。リスク評価の活用のもう一つの重要な点は、この「残余のリスク」があることを確実に認識し、常に残余のリスクに対し、継続的な安全向上に対する意識を持ち、合理的に（リスク評価をもとに）更なるリスクの低減の検討が可能なことである。

原子力発電所は本来設計やアクシデントマネジメント対策などにより、炉心損傷を伴う過酷事故の発生を回避する、あるいは発生してもなるべく被害を拡大させない努力がなされている。しかしながら、どのような努力も過酷事故の発生を0にすることはできない。また過酷事故が発生する状況は、地震や津波など外的な事象に起因するなど様々なシナリオが考えられ、見落とし（いわゆる想定外）も生じる可能性がある。従って、過酷事故への備えにあたっては、体系的なシナリオ分析とそのシナリオにおけるリスク評価が重要となる。

4.1.2 過酷事故の事例の教訓とリスク評価

リスク評価は過酷事故を防ぐ上で極めて有用なツールである。このことを過去に経験したスリーマイル島（Three Mile Island, TMI）、チェルノブイリ、福島第一の3つの原子力発電所の過酷事故との関係で考えて見る。

(1) TMI 事故の教訓（多重故障考慮の必要性の例）

1979年米国で発生したTMI島原子力発電所事故は、PWR型原子炉の給水系の故障に端を発して、圧力上昇を抑えるために開いた逃がし弁が故障により開固着して冷却材喪失事故に至り、その後高圧注水系が作動するが、加圧器水位の上昇を見た運転員がそれを停止するという結果的には危険側の操作を行ったことにより炉心溶融に至った事故である。概要を図4.1.2-1に示す⁴⁴⁾。格納容器の健全性は維持され放射性物質の環境への放出量は極めて小さく終息したが、緊急時の対応として周辺住民に避難命令が出された。

この事故の教訓から我が国では、安全設計、運転員の教育訓練、安全設計、防災対策などに関する53項目の教訓を導出し、安全確保のための具体的な改善が多数実施された。

この事故の直接の原因は、一つ一つは起こることもありうると思われるような故障や人的ミスが多数重畳したことであり、典型的な多重故障事故である。しかし、この事故には、日常的な不具合や故障への対応が杜撰だったことや、逃がし弁の吹き止まりに失敗すると冷却材喪失事故に至りうるということが事前に指摘されていたが対応がなされていなかったことなどが指摘されており、安全文化の欠如も事故の根本原因の

一つと考えることができる。

その数年前に NRC が行った PRA (WASH-1400) では、蒸気発生器 2 次側の冷却不具合に多重故障が重なると、炉心損傷に至る事故が発生しうること、そしてそのような事故の炉心損傷頻度への寄与度は高いことが予想されていた⁴⁻⁵⁾。

このことは、運転管理のあり方にリスク情報活用の考え方を取り入れ、安全に係わるシステムの機器故障率やシステムとしての信頼性の監視が行われていれば、この事故が起こる可能性は低くなっていたと考えられる。また、アクシデントマネジメントや防災による過酷事故への備えについても関心が高まり、より一層適切な対応がなされていた可能性がある。なお、この事故の後には、各国で PRA が実施されるようになり、実際に PRA の結果を参考として、設計の改善やアクシデントマネジメント、防災計画などの整備がなされるようになった。

スリーマイルアイランド原子力発電所事故の概要

- 事故の主な経緯
1979年3月28日、アメリカのペンシルバニア州スリーマイルアイランド (TMI) 原子力発電所2号機で主給水ポンプが停止。補助給水ポンプが自動起動したものの、ポンプ出口弁全閉で二次冷却水循環水が循環せず、また、自動起動したECCSを運転員が誤判断し、手動で停止したなど機器の故障や誤操作の結果、炉内構造物が一部溶解した。
- 事故の影響
周辺の公衆が受けた放射線の量は最大で1ミリシーベルト、平均0.01ミリシーベルトと健康上影響のない極めて低いレベルであった。

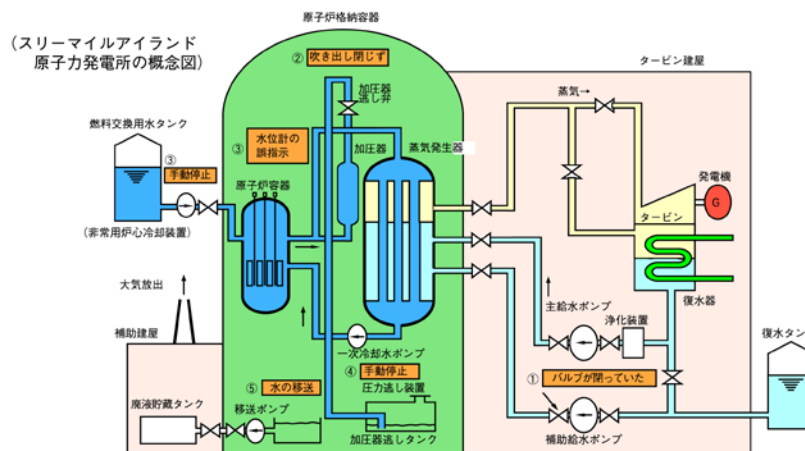


図 4.1.2-1 TMI 事故の概要⁴⁻⁴⁾

(2) チェルノブイリ事故の教訓 (安全文化と深層防護の重要性)

1986 年旧ソ連のチェルノブイリ原子力発電所 4 号機の事故は、核的暴走事故から大量の放射性物質の環境への放出に至った事故である。概要を図 4.1.2-2 に示す⁴⁻⁶⁾。この事故は、外部からの電力供給が停止した際に、タービン発電機の慣性回転でどの程度電気がとり出せるかという、日本では行われない特殊な試験をしている途中で発生した。試験の過程で、原子炉出力が急上昇し、燃料過熱、激しい蒸気の発生、圧力管破壊から原子炉と建物の破壊に至り、大量の放射性物質が外部放出された。チェルノ

ブイリの原子炉は旧ソ連が独自に開発した黒鉛減速軽水冷却沸騰水型炉（RBMK 炉）で、日本の軽水炉とは構造が異なっている。この事故の根本的な原因として、ポジティブ・スクラムと安全文化の欠如という二つの欠陥が指摘されている⁴⁷⁾。ポジティブ・スクラムとは、チェルノブイリ原子炉の制御棒の特殊な構造のためにある条件では、制御棒挿入の初期段階で、反応度がプラスになる設計上の欠陥である。安全文化の欠如とは、運転員が試験の過程で安全装置のインターロックを解除してしまったこと、試験手順に係わる安全解析が十分行っていなかったこと、その場で試験手順を変更したこと、などの運転員やその管理者のレベルで問題だけでなく、そのような運転を許してしまったことや、ポジティブ・スクラムの危険性を認識させる前兆事象が複数回発生していたにもかかわらず、改善策が講じられていなかったことに係わる安全規制の甘さも安全文化の欠如によるものと指摘されている。このほか、この原子炉は、低出力状態で自己制御性がなくなること、頑丈な原子炉格納容器を有しなかったこと、安全装置のインターロックを簡単に解除できる構造であったことなども、安全設計における深層防護の不十分さとして指摘されている。

このような事故の根本原因や拡大要因を見れば、設計上の弱点を多く有していたことがわかる。このような弱点については、安全性の向上を目的として、様々な運転状態や原子炉への外乱を考慮してリスク評価を行っていけば、より明確に意識することができ、改善に繋がったのではないかと推測する。また、安全文化の欠如は、リスク評価とは異なる次元の話であり、企業のトップマネジメントや安全規制機関のレベルから安全文化を高める努力が必要であることはいうまでもないが、安全への過信を戒め、継続的にリスク評価を行うような意識は安全文化の一つの表れであり、リスク評価を行ってリスクを認識し、共有する作業は安全文化を高める上で有効であろうと考えられる。

チェルノブイリ原子力発電所の構造

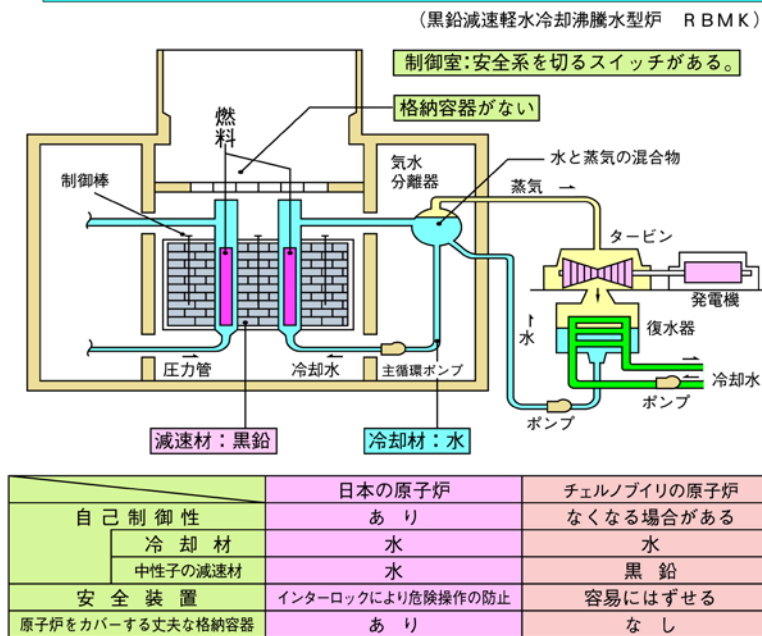


図 4.1.2-2 チェルノブイリ原子力発電所 4号炉の特徴⁴⁻⁶⁾

(3) 福島第一原子力発電所事故の教訓 (津波 PRA の必要性の例)

東京電力福島第一原子力発電所事故からの教訓として、前述の規制委員会資料⁴⁻¹⁾では福島第一事故の教訓が図 4.1.2-3 のようにまとめられている。

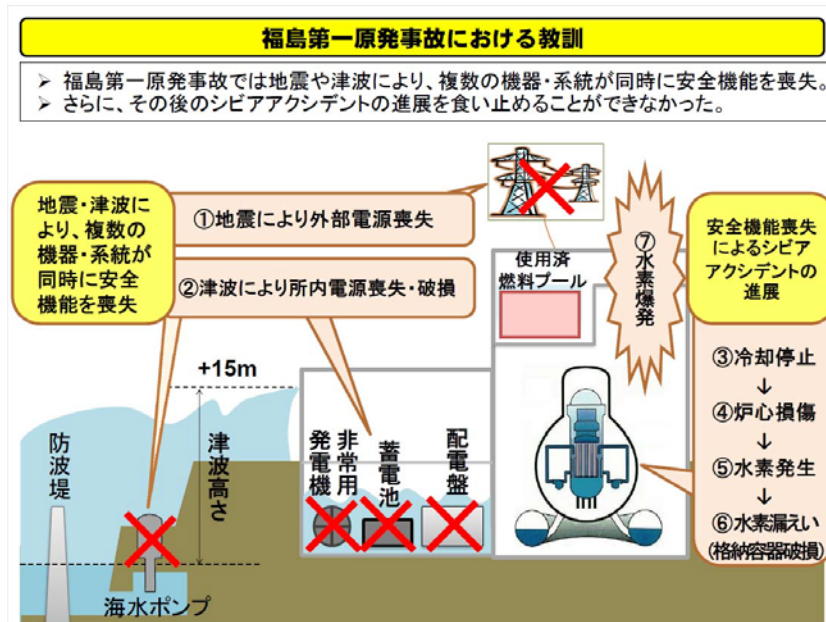


図 4.1.2-3 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓⁴⁻¹⁾

出典：原子力規制委員会 実用発電用原子炉に係る新規制基準について－概要－ p. 5
(<http://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf>)

そして 2014 年 3 月 8 日に開催された学会事故調査委員会の最終報告会による「最終報告書の概要および提言」の中で、図 4.1.2-4 に示すような提言Ⅱが示されている。

提言Ⅱ

- (1) 外的事象への対策の強化
 - ① 外的事象
 - ② クリフエッジ対策
 - ③ 人為的な事象対策
- (2) 過酷事故対策の強化
- (3) 緊急事態への準備と対応体制の強化
 - ① 事業者と地方自治体の連携スキームの確立
 - ② 関係者の役割分担の明文化
 - ③ 演習の実施
 - ④ 放射性物質の拡散解析
 - ⑤ 一般災害との共通基盤の統合
 - ⑥ 放射線防護への対処能力強化
- (4) 原子力安全評価技術の高度化
 - ① 確率論的リスク評価技術の活用
 - ② 最先端計算機性能を活用した数値計算技法の活用
 - ③ 安全評価技術の課題や限界の正しい認識
 - ④ 国際協力の積極的实施

(41)

図 4.1.2-4 学会報告書における直接要因に関する提言事項⁴⁻²⁾

これらにおいて外部事象に対する対策不足（特に想定外の津波に対する対策）が挙げられている。また、重要な教訓の一つとしてリスク評価が十分活用されていなかったことが挙げられている。リスク評価としては、外部事象に対する PRA が挙げられる。ここでは、その概要と有効性を概説する。

PRA では、その発生頻度（年超過確率、ハザード曲線とも呼ばれる）及びそれが発生した際のシステム（プラント）状態を確率論的に評価する。津波における発生頻度の推定の一例を図 4.1.2-5 に示す⁴⁻⁸⁾。

リスク評価では、（社会的合意形成に基づく）基準に対し、その時のプラント状態を評価することになる。図 4.1.2-5 に示すように、特に数千年に一度などの低頻度事象では、経験したデータの更新に基づき、発生頻度は大きく異なる（加えて、評価方法自体の不確かさも存在する）ため、PRA 評価の曖昧さ（不確かさ）を指摘される場合もあるが、重要なことは、システム（プラント）の安全を確保するための基準に加え、それに伴い残余のリスクが存在することを理解することである（特に想定外の不確かさに対する備えとしての過酷事故対策に重要である）。なお、福島第一発電所における想定高さの発生頻度がシステム（プラント）の安全性を考慮する基準としては十分で

なかったという指摘については、技術者として真摯に受け止める必要がある。

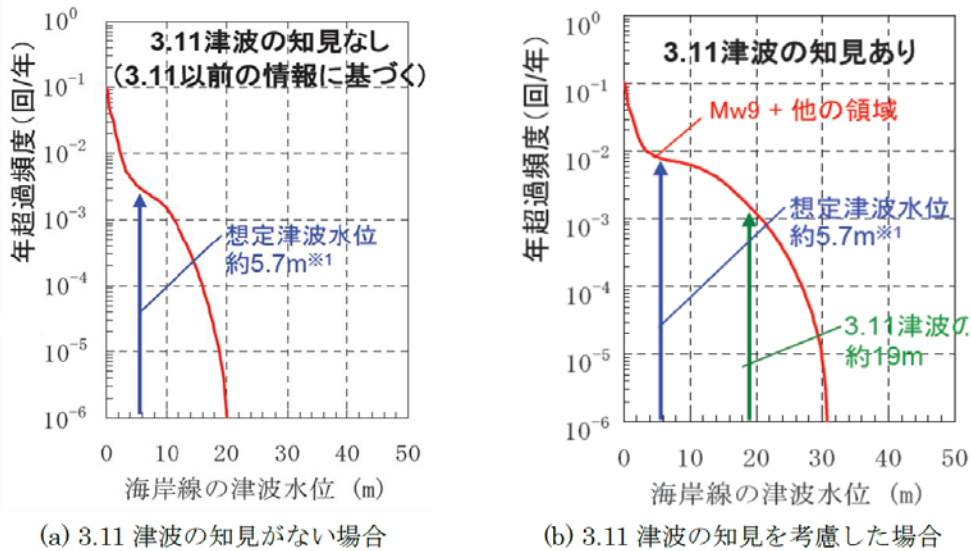


図 4.1.2-5 設計津波高さ設定への津波ハザードの利用の重要性と

東北地方太平洋沖地震の知見を用いた確率論的津波ハザード評価の更新⁴⁻⁸⁾

出典：旧原子力安全・保安院 第15回地震・津波に関する意見聴取会 資料15-3-2 確率論的津波評価に基づく設計基準津波作成に関するJNESモデルとその検証-中間報告-p.5

(<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nisa/shi ngikai/800/26/015/15-3-2.pdf>)

次に想定した津波がシステム（プラント）を襲った際にどのような状態となるかを Event Tree (ET) 法や Fault Tree (FT) 法をもとに体系的に評価する（表 4.1.2-1 及び図 4.1.2-6 参考）。ここでは津波が発生したという条件における、システム（プラント）状態（一般的に破損の有無、破損の程度により分類される）の確率を評価する。また各システム状態での周辺環境への影響を評価する（原子力安全を対象とする場合、各システム状態において推定される放射性物質の敷地外への放出時間、放出量をもとに周辺環境への放射線影響を評価する）。これらリスク分析により得られた結果に対し、基準との比較を行うことで対応方針を決定する。

表 4.1.2-1 や図 4.1.2-6 を用いた評価は体系的なシナリオ分析や見落とし事項を精査する上で有効であり、リスク評価の重要な活用方法であると言える。また発生頻度やその時のシステム（プラント）状態の確率評価では不確かさの影響評価も可能であり、見落とし事項の影響度（リスク評価）や残余のリスクに対する対策として継続的改善が必要な事項の影響度を定量的に評価することが可能となる。

表 4.1.2-1 事故シナリオの想定例⁴⁻⁹⁾

津波の影響	建物・構築物，機器・配管系への影響
浸水による設備の没水，被水	設備の動的機能喪失，電気設備の発電/ 送電機能喪失
津波波力，流体力，浮力	建物・構築物，機器・配管系の構造的損傷
海底砂移動	海水取水設備の機能喪失
引き波による水位低下	海水取水設備の機能喪失

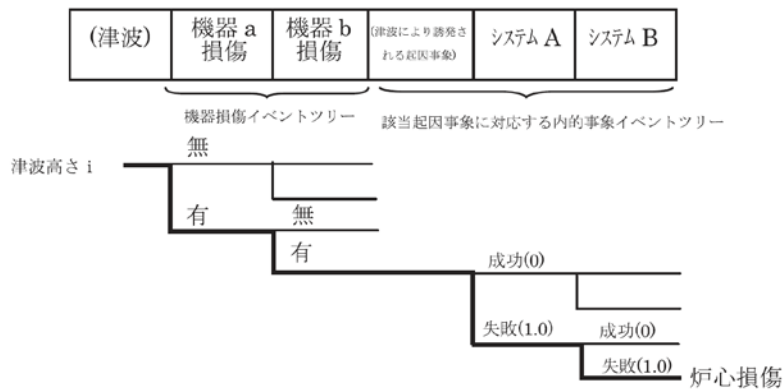


図 4.1.2-6 Event Tree 法を用いた事故シーケンス評価例⁴⁻⁹⁾

ここでは、リスク評価の一例として津波に関する PRA 手法の概要について述べたが、リスク評価のメリットの一つとして、異なる事象（例えば、地震、津波、火災、竜巻など）におけるそれぞれのリスクを俯瞰的に評価することが可能であり、低頻度でも過酷事故のように一度発生すると人や環境に大きな影響を与える事象（低頻度高影響事象）に対して全体を通じたバランスの良い対策を打ち出すことが可能であると言える。ただし上記は、リスクを特定した後の分析として非常に有効であるが、その一方で全てのリスクが特定されているわけではなく、常に最新知見や経験の蓄積により分析すべきリスクに抜け落ちが無いかどうかのフィードバックが必要である。

なお前述の通り、ゼロリスクの達成は不可能であるため、なんらかの基準が必要となる。この基準については、国際的にも認知されている「合理的に実行可能な限り出来るだけ小さくする (As low as reasonably practicable, ALARP)」の考え方⁴⁻¹⁰⁾が必須で、合理的に達成可能な範囲を、工学的見地だけではなく社会的な合意から決定する枠組みの構築がリスク評価活用において重要となる。ただし、このことは、基準以下は何も考えないで良いというものではない。特に過酷事故に代表される高影響度事象については、リスク評価の不確かさや残余のリスクに対する備えを含め、合理的に達成可能なリスクマネジメント（プラント敷地内におけるアクシデントマネジメントだけでなく、防災や賠償と言った広い範囲でのマネジメント）の継続的な取り組みに関する社会的な合意やその枠組みが、原子力安全の維持・向上に必要である。

4.1.3 過酷事故の教訓のまとめ

表 4.1.3-1 に過酷事故の特徴として以上の三つの事故の特徴をまとめたものを示す。これらの事故には、共通の特性がある。第 1 に事故の原因は一つではなく、複数の故障や失敗、自然現象、組織要因などが作用し合って事故を発生させ、被害を拡大させたことである。第 2 に安全設計の弱点が指摘され、同種のプラントで安全向上のための多数の改善がなされたことである。安全設計は決して、あらゆる事故を想定しているものではなく、多重故障や自然現象への対応には限界があり、それが実際どこまでかは、個別の設計に基づいて限界（クリフエッジ）を認識する努力が必要である。第 3 に、多重故障やアクシデントマネジメント対策が不十分だったとされていることの背後要因として、組織や国の安全文化の不十分さがあったことが指摘されている。安全文化は、チェルノブイリ事故の教訓として造られた言葉であるが、そこだけの問題ではなく、TMI 事故では多くの故障を放置したまま運転していたことが指摘されている。福島事故では、安全神話があったことがシビアアクシデント対策を遅らせたと言われている。このことから、さらなる過酷事故の発生を防ぐには、これらの要因の全て及びその他の考え得る原因を考慮できる体系的な分析方法を用いて、起こりうる事故のシナリオを同定し、対策を施して、合理的に実行可能な限りリスクを低減するという考え方が重要である。

表 4.1.3-1 過酷事故の特徴

事故の原因/ 拡大要因	TMI2事故 (USA, 1979)	チェルノブイリ事故 (USSR, 1986)	福島第一事故 (Japan, 2011)
設計の 不十分さ	逃がし弁位置表示、 水位計測不十分	ポジティブスクラム、 頑丈な格納容器なし	電源、注水手段の多 様性不十分、水位計 測不十分
機器の故障	逃がし弁吹き止まり 故障		
人間のミス	補助給水系弁閉止 で運転、水位誤認		
安全文化の 不十分さ	多数の不具合放置 し運転継続	試験を予定スケ ジュールで実施する ために多数の違反	シビアアクシデント 対策、防災対策不十 分
自然現象			想定を超える地震に よる津波

図 4.1.3-1 に示すように、PRA は、システム設計の特徴や、機器の故障・人の失敗・自然現象による機器の損傷などの可能性を考慮して、リスクを評価する。システム設計は ET/FT 等のシステムモデルに反映される。設計及び運転管理により達成される性

能は機器故障率や操作失敗確率で（部分的にはあるが）表現され、PRAの結果に反映される。

最後に安全文化との関連を述べる。安全文化の安全への影響はPRAでモデル化することのできない重要因子の例である。このほかにもPRAで考慮できない因子や不確かさの大きい因子はあり、PRAは決して万能ではない。認識すべきことは、過酷事故の防止には、従来の決定論的安全評価だけでは不十分であり、PRAと組み合わせて用いることが重要であるということである。

また、安全文化の向上とリスク評価の推進という二つの活動は、相互に高め合う関係にあることも指摘したい。安全文化の向上には、現在の規制や内部規定を含めて、安全の状態を常に疑い、確認し、改善する意識を維持することが重要であるが、リスク評価は、そのような活動のための有力なツールとなる。また一方で、リスク評価は人間が行うものなので、それを行う技術者が安全を向上させ高く維持するという目的意識を持ってこそ、品質を高め、維持することができるものである。

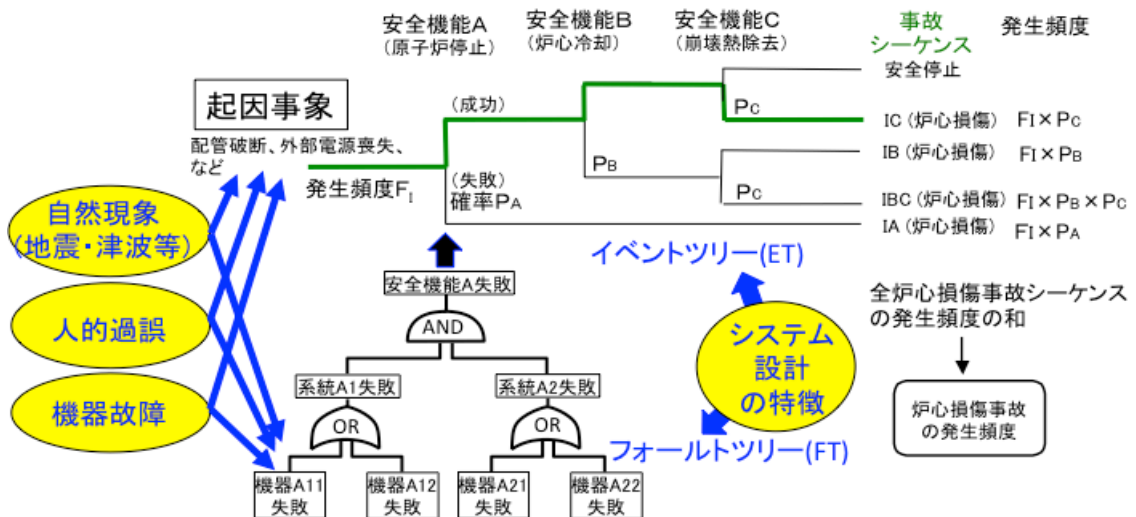


図 4.1.3-1 総合的な分析手法としての PRA

4.2 リスク評価の利点と課題

ここでは、原子力発電所の安全性の維持向上につながる種々の安全確保活動あるいはそれに関する規制行為におけるリスク評価の事例を交えて、利点を上げ、同時に留意点及び課題にも触れる。なお、ここで「リスク評価」は、2.4節に従い「リスク基準と分析したリスクを比較して、その対応方針を決定する」と定義する。リスク分析には、PRA、ハザード解析、裕度評価、などの多種の方法があるが、本報告書の趣旨に沿ってここではPRAを中心に記載する。

4.2.1 活用の意義（活用対象の活動の側面から）

原子力発電所の安全性を維持・向上させることを目的として、様々な安全確保活動と規制行為が行なわれている。立地選定、基本設計、詳細設計、製造、建設、運転、点検・検査、更に廃炉に至るまで、全ての活動は、原子力安全の目的である「人と環境を放射線の有害な影響から護る」ことを達成するために行なわれている。原子力発電所はこの目的を如何なる運転状態においても、運転期間中は維持し続けなければならない。そこで、発電所の安全状態を把握し、あるいは他の原子力発電所の経験やトラブルなどからの知見を捉え分析し、発電所の安全性が低下している、あるいは低下する可能性がある場合、あるいは予想どおりに上がっていない場合などには、対策を考案し、実行することが行われている。ここで、変化の把握や分析といった「リスク分析」には、様々な指標と方法が用いられる。例えば、運転員が日常の現場巡視でポンプの異音を自分の耳で検知することがある。この場合に指標はポンプの回転音である。また、定例の起動試験で非常用ディーゼル発電機（Emergency Diesel Generator, EDG）が予定どおりに起動しなかった場合には、指標は「EDGの起動失敗の回数」である。このように、対象の機器により、指標はその機器の性能を表す適切なものを選べばよい。対象範囲をプラントシステム全体として、PRAを方法として指標を炉心損傷頻度にしてもよいし、発電支障頻度、あるいは対象とする系統機能の喪失頻度を、指標としてもよい。起因となるハザードの発生頻度だけでも指標となりうる。

このうち、原子炉の安全を監視、分析、対策する場合には、原子力プラントのシステム全体の挙動（発生防止系だけでなく影響緩和系も）を表現できるPRAから得る原子炉リスクを指標とすることが効果的である。炉心損傷へつながる事故シナリオが把握できれば、炉心損傷に寄与する構造物・システム・機器（Structure, System and Component, SSC）の信頼性をコントロールすることが出来る。

このように、PRAからのリスク情報を活用してリスク評価を行うことは、単に原子炉や原子炉格納容器が損傷する頻度を把握できるだけでなく、リスクにつながるSSCの性能管理を、系統としての連携の視点及び時間経過の時間軸の視点から定量的に行

なえることから、安全確保のための活動のそれぞれの役割を系統的に表現するモデルが獲得できるので、それぞれの活動と CDF や CFF、公衆のリスクなどで表した指標との間に定量的な関係づけができ、それによって重要度に応じた対応ができることにつながる。まとめると、次のようになる。

- ・ リスク分析により、単体の設備や系統の信頼性でなく、原子力プラントのシステム全体の挙動（発生防止系だけでなく影響緩和系も）を表現できるので、活動がプラント全体にどう影響を及ぼすかを定量的に把握できる。
- ・ 複数の対応策のスクリーニング、あるいは対応をすべき事象や設備などを選択する場合に、リスク分析によれば定量的なランキングを得ることが出来る。
- ・ リスク評価により、事象の発生頻度と影響に応じた対応策の検討が可能となる。
- ・ リスク分析の結果は不確実さも伴って示されることから、判断の不確かさを把握でき、判断後の追加処置（モニタリングの方法など）を決められる。
- ・ 地震や津波などの外的事象は、そのハザードの不確実さから、決定論的アプローチでは不十分な点が残る。「残余のリスク」と言われるところである。外的事象に対する対応策の評価を行うことが出来る。
- ・ リスク分析は、関係者間の共通的な指標になる。

4.2.2 活用の実績と種類

今までに我が国において、リスク評価が全く無かったわけではなく、20 年来に渡って行なわれてきた。ここでは実績を 3 つの時期に整理して、その特徴を説明する。

(1) 第一期（AM 策と PSR）

我が国においては、1970 年代から PRA 技術の導入と整備を行ってきたが、その成果を用いて SA[†]対応策の検討、そしてその効果把握に取り組んだ。この時期は、リスク評価によりプラントの安全を確認し、安全性を向上させることを目指した取り組みであった。1990 年代当事業者は個別プラントの PRA を実施し、アクシデントマネジメント（Accident Management, AM）策抽出、計画立案に役立てた。そして AM 策の実施後にその有効性評価にも PRA を用いた。また、定期安全レビュー（Periodic Safety Review, PSR）で個別プラント PRA を行い、結果を公表し、性能目標と十分に差があることをもって、様々な安全確保活動の積み重ねからプラントが安全であることを示した。例えば関西電力においては、PWR の停止時リスクの高さに注視し、停止時 PRA 結果から、定期検査に入り時々刻々変化するプラントのコンフィギュレーションによる停止時のリスクを把握し、停止時 CDF を定期検査工程の時間調整にコントロ

[†] SA は Severe Accident の略。シビアアクシデントは、炉心の重大な損傷に至るなど、設計の想定を超える事故のこと。

ールすることに用いてきた。これは現場主導で20年間に渡り継続されてきている。他の事業者においても、同様の取り組みが進んでいる。メーカーでは新設計のプラントにおける、設備の仕様の設計判断にPRA試算値を参考にしている。また設計時点からAM策を織り込むことから、設計の進捗に従いPRA試算を何度も繰り返し、定量的なシステムレベルのリスクを把握している。

これらの活動を通じて、それ以前は「設計基準事象を超えて炉心が溶融するような事態は起こらない」との認識が関係者内でも持たれていたが、SAに対して取り組みを検討し実施し、その効果も評価し、それらを公表する、ということを通じて、「起こらない」としていたSA領域にも、踏み込んだものであった。

(2) 第二期（リスクインフォームドの取り組み）

次に2000年代に入り、我が国においても、許容待機除外時間(Allowed Outage Time, AOT)延長、オンラインメンテナンス(On Line Maintenance, OLM)や保安全管理へリスク評価を活用する試みが検討され始めた。第一期のリスク低減をより多面的に捉えて、一部一時期のリスク上昇を許容範囲で認めることで、総体としてのリスク低減・安全性向上を合理的なリソース配分で両立させる試みとして、取り組みの計画が進められていた。旧原子力安全委員会や旧原子力安全・保安院は、リスク情報を活用した安全規制に関する基本方針や基本的考え方を提示し、取り組みへの礎石を作っていた。PRA(当時はPSA)手法のガイドラインが作成され、同時に原子力学会においては多くのPRA実施基準が策定された。旧原子力安全委員会は、安全目標案を整備し、性能目標についても定めた。

旧原子力安全委員会の耐震設計審査指針改訂において、地震ハザードを参照して地震動を設定することと、「残余のリスク」の評価を行い、Ss地震動を超えるリスクを定量把握することが求められた⁴¹⁾。なお、この耐震審査指針で「残余のリスク」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」と記されている。

注：AOT(Allowed Outage Time)：許容待機除外時間。運転制限条件 LCO(Limiting Condition for Operation)を逸脱した際の“要求される措置”を実施するために許容される時間。

(3) 第三期（福島第一原子力発電所事故以降）

上記の第二期で計画されていたリスクインフォームド規制(Risk Informed Regulation, RIR)は、2011年3月の福島第一原子力発電所事故によって中断されたが、その後リスクに着目して安全性向上に取り組む、という姿勢が改めて認識されて、

新規制基準において、重大事故（炉心の著しい損傷）対策が加えられ、そのための代表シーケンスの抽出に地震や津波も含めた PRA を参照するという流れに、至っている。

以上のように、リスク評価の履歴を俯瞰すると、当初は安全であることの確認に PRA 結果を用いていたが、次の段階では性能目標との比較の上で、一部のリスク上昇を許容することで、全体としてのリスクを抑制することに移行する試みがなされていた。震災により試みは中断し、主に地震や津波の外的事象からの SA を防止、緩和するための対策の妥当性、有効性を評価するために、外的事象のリスク情報を参照することに重点が置かれている。

このように、リスク評価には様々な種類がある。対象とする「活動」における目的、そして用いるリスク情報の種類により表 4.2.2-1 のように分類した。実際的意思決定においては、リスク情報だけではなく、決定論的評価結果、経験、経済影響、新知見などを包括的に用いるが、ここではリスク情報のみに限定して整理していることに留意されたい。

表 4.2.2-1 リスク評価の分類

	項目	内容	指標例
①	絶対値を用いること	施設全体の総括リスクを把握し、判断基準との比較で総体としての安全性を確認する。	CDF, CFF 他
②	内訳を用いること。	リスクの内訳を見て、重要性の大きな機器に対応策を施す。	起因事象別 CDF 機器重要度 (RAW,FV など) ランキング 他
③	変化を用いること。 (リスク低減方向)	リスクを抑制あるいは低減するための行為（例：機器の改良、系統構成の多重化、運用方法の見直しなど）のリスク低減効果をみる。	Δ CDF, Δ CFF 機器重要度 (RAW,FV など) ランキング 他
④	変化を用いること。 (リスク増加方向)	リスクを限られた期間、許容される範囲内での上昇を認める一方、総体としてのリスクは低減する方向に工夫を行うこと。（例：OLM, AOT 延長など）	Δ CDF, Δ CFF
⑤	リスク重要度に応じた対応	規制あるいは管理において、リスク重要度に応じた手当てを施す。	機器重要度 (RAW,FV など) ランキング

※表中の略語は付録 B を参照のこと

①では、PRA の結果である CDF 値あるいは CFF 値の絶対値と性能目標値を比較することで、プラントのその時点のコンフィギュレーションにおけるリスクレベルを把握し、設計や運用などが妥当であるか否かを判断できる。ただし PRA の結果には不確

実さが含まれるので、不確実さ幅と性能目標値との関係を定量的に見て、「妥当」と判断することの確からしさを把握することが出来る、と考えられる。なお、絶対値を用いることは、一見判り易いが、この不確実さの大小に依っては、判断の信頼性が低下する可能性があるので、リスクマネジメントとしては、十分な監視と異常時の対処策を準備しておくことが重要となる。

次に、②では PRA の結果である CDF や CFF の内訳の情報を用いて、プラント全体のリスクプロフィールを把握することである。これにより、ある特定の起因事象、設備、又は操作などが突出して大きい割合を占めているような場合には、それらの頻度の見直しを考えてみる契機になる。特に PRA を計算し始めた初歩の段階では、この内訳を見て支配的な項目から、パラメータの見直しあるいは実設備などの改善を繰り返し、PRA の品質を向上させることになる。さらに、事故シーケンスごとの内訳も見ることが出来るので、数値結果だけでなくプラントの設計・管理を改善することに役立つ一連のシナリオを把握できる。

③と④では、機器信頼性の変更、すなわち機器取替え、改良、検査頻度変更などによる変化分 $\Delta CDF / \Delta CFF$ を用いるものである。③は、リスク低減策の効果を定量的に把握するものであり、策の前であれば効果の推定、後であれば効果の把握となる。これに対して④では、ある設備／操作などのリスクがある限定した期間で増加することを許容しても、それが許容範囲内であると同時に、全体（時間軸でも、システムとしても）の視点からもリスクは低減できることに用いるものである。

最後に⑤は、②と近いが、機器ごとの重要度解析結果から、例えばリスク低減に大きく効果がある設備や操作などは、費用や工事期間がかかっても行う価値がある、との判断も出来る。逆に対策を取ってもリスクに対して大きな重要度を持っていなければ、対策内容を見直すこともあり得る。

4.2.3 活用先とその利点

前節ではリスク評価の利点の総論を述べたが、ここでは対象の活動ごとに、その利点を整理する。EPRI が 2008 年に公開した「Safety and Operational Benefits of Risk-Informed Initiatives」⁴⁻¹²⁾に記載されている「安全上の利点」と「運転上の利点」を参照し、表 4.2.3-1 にリスク情報を活用する活動の利点を分析した。リスク評価を用いることは、不確実さを含んだ情報ゆえに、意思決定が難しい。そのため、PRA 計算や判断の困難さを上回る「利点」が明確になっていることは、今後のリスク評価が現場で活用されていく際のドライビングフォースと期待できる。

表 4.2.3-1 リスク評価による活動の利点 (1/2)

リスク評価を活用した活動	安全上の利点	運転上の利点
保守管理規則	<ul style="list-style-type: none"> ・ リスク情報を活用した保守の仕組みの実現 ・ リスク上重要な SSC への保守の集中 ・ リスク上重要な SSC の不稼働率の軽減 ・ 正味リスクの軽減 	<ul style="list-style-type: none"> ・ リスク上重要でない SSC への保守集中の軽減 ・ 直接の利点が最小であること
コンフィギュレーションリスクマネジメント及び保守規則	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラントコンフィギュレーションマネジメントへの集中 ・ より安全な運転停止 ・ SSC 不稼働期間の短縮 ・ SSC 性能の改善 ・ 正味リスクの軽減 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 保守スケジュールリングの柔軟性改善 ・ 保守の高品質化 ・ 複合停止の短縮・削減 ・ プラント時間稼働率及び設備利用率の向上 ・ 運転停止時に必要な資源の削減
ROP (原子炉監視プロセス) *1)	<ul style="list-style-type: none"> ・ リスク上の重要性への規制の集中 ・ リスク上重要な SSC の不稼働率の削減 ・ 正味リスクの軽減 	<ul style="list-style-type: none"> ・ リスク上重要でない系に対する集中の大幅な削減 ・ 重要でない所見に費やす原資の削減 ・ 設置者の対応が必要なレベル IV の所見数の大幅な減少
AOT の個別リスクインフォームド変更	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主要な保守活動時のプラントコンフィギュレーションの管理強化(段階 2 と 3 の制御) ・ 安全上の影響が最小限であることの確認 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 保守スケジュールリングの柔軟性向上 ・ 保守の高品質化 ・ 複合停止の短縮・削減 ・ 運転停止短縮によるプラント時間稼働率及び設備利用率の向上 ・ 運転停止時に必要な資源の削減
TS (技術仕様書) 緊急変更	<ul style="list-style-type: none"> ・ 停止中プラントコンフィギュレーションの管理強化 ・ プラント運転停止の回避 ・ 安全上の影響が最小限であることの確認 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 修繕活動の見直し計画 ・ プラント運転停止の回避による、プラント時間稼働率及び設備利用率の向上
モード変更 (RITS イニシアチブ 3) *2)	<ul style="list-style-type: none"> ・ モード変更に対するリスク上重要な制約への集中 ・ 安全上の影響が最小限であることの確認 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 並行活動による有効なモード変更と制約変更 ・ 運転停止の短縮によるプラント時間稼働率
実施されなかったサーベイランスの処理 (RITS イニシアチブ 2) *2)	<ul style="list-style-type: none"> ・ リスク上重要な活動への集中 ・ 安全上の影響が最小限であることの確認 	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラント運転停止の回避と強制停止の迅速な計画 ・ プラント運転停止の回避による、プラント時間稼働率及び設備利用率の向上
供用期間中検査	<ul style="list-style-type: none"> ・ リスク上重要な検査への集中 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 検査コストの削減 ・ 個人被ばくの低減 ・ 複合停止の短縮・削減 ・ 運転停止の短縮によるプラント時間稼働率及び設備利用率の改善 ・ 運転停止に必要な資源の削減

表 4.2.3-1 リスク評価による活動の利点 (2/2)

リスク評価を活用した活動	安全上の利点	運転上の利点
格納容器試験	<ul style="list-style-type: none"> 安全上の影響が最小限であることの確認 	<ul style="list-style-type: none"> 検査数の削減 個人被ばくの低減 複合停止の短縮・削減 運転停止の短縮によるプラント時間稼働率
特別な取扱い要件 (10 CFR 50.69) ^{*3)}	<ul style="list-style-type: none"> リスク上重要な SSC への集中 セーフティカルチャーの改善 安全上の影響が最小限であることの確認 	<ul style="list-style-type: none"> 安全上重要でない SSC への集中軽減 調達コストの削減 品質保証と試験にかかるコストの削減
TS サーベイランス試験間隔 (RITS イニシアチブ 5) ^{*2)}	<ul style="list-style-type: none"> リスク上重要な SSC への集中 セーフティカルチャーの改善 安全上の影響が最小限であることの確認 	<ul style="list-style-type: none"> 不要な試験の削除 被ばくの軽減 複合停止の短縮・削減 プラントトリップリスクの軽減 運転停止短縮によるプラント時間稼働率及び設備利用率の改善
火災防護 (10 CFR 50.48(c)/NFPA 805)	<ul style="list-style-type: none"> リスク上重要な SSC への集中 セーフティカルチャーの改善 安全上の影響が最小限であることの確認 	<ul style="list-style-type: none"> 重要でない活動への焦点軽減 新たに発生する火災に関する問題/要件を処理するためのよりコスト効果的なアプローチ
柔軟な AOT (RITS イニシアチブ 4b) ^{*2)}	<ul style="list-style-type: none"> 停止中プラントコンフィギュレーション管理の強化 プラント運転停止の回避 安全上の影響が最小限であることの確認 	<ul style="list-style-type: none"> 保守スケジューリングの柔軟性改善 保守の高品質化 複合停止の短縮・削減 プラント運転停止の回避及び運転停止短縮による、プラント時間稼働率及び設備利用率の向上
ECCS 要件 ^{*4)} (10 CFR 50.46a)	<ul style="list-style-type: none"> リスク上重要な ECCS 要件に集中すること ECCS の信頼性改善 ディーゼル発電機の信頼性改善 	<ul style="list-style-type: none"> DBA^{*5)}条件の優先性低減 リスク上重要でない費用を回避するための新たな規制マージン 格納容器スプレイ設計の最適化 ディーゼル発電機の高速起動の除外 発生可能性の高い事象に対処するためのディーゼル発電機への負荷再順序化 燃料設計を最適化するための炉心ピーキング係数の変更 アキュムレータ設定値の最適化 出力向上

*1) ROP は原子炉監視プロセス (Reactor Oversight Process) の略。原子炉施設がどのような状態で運転されているかを規制が客観的に把握し、規制の関与レベルの軽重を決めるための枠組み。表中の「レベルⅣ」とは、NRC によって定められた規制への違反の重要度の一つ。違反の重要度に応じて次の 4 段階にレベル分類される。

- レベルⅠ 最も重大な違反
- レベルⅡ 非常に重大な違反
- レベルⅢ 重大な問題の原因となり得る違反
- レベルⅣ 余り重大ではないが、軽微とは言えない違反

*2) RITS : Risk-Informed Technical Specification の略。リスク情報を活用したテックスペック。プラントのコンフィギュレーション・リスクの評価及び管理手法を、標準テックスペックで規定されている

運転モードや AOT 等の決定に適用することで、安全性を維持・向上しながら不必要な負担を低減することを目的に、NEI にて検討が進められている。さらに、RITS を作成するために必要な 8 つの要素をイニシアチブとして特定し、NRC と協議を進めている。本表に登場するイニシアチブの解説は、“平成 22 年度「リスク情報」活用に係る実施状況の調査，平成 24 年 4 月，独立行政法人 原子力安全基盤機構”を参照のこと。

- *3) 特別な扱い要件 (Special Treatment Requirements)。安全上重要であるため特別な取扱い要件が課せられている構築物・系統・機器 (SSC) のスコープをリスク情報に基づいて変更可能とするもの。
- *4) ECCS Emergency Core Cooling System, 緊急炉心冷却装置
- *5) DBA Design Base Accident, 設計基準事故

4.2.4 活用に必要なリスク指標

リスク評価を実務に活用していくためには、適用する対象となる安全確保活動あるいは規制活動、そして意思決定に用いるリスク指標を考える必要がある。PRA 結果があるから適用しよう、ということは本来の理想的姿ではないが、合理性、説明性、客観性を高めた意思決定のためには、リスク評価の適用を試みることは好ましいことである。安全確保活動であれ、規制活動であれ、活動において不確実さの対応に苦慮している場合やより多くの判断材料を求めている場合など、PRA の結果に活路を見出そうとすることも悪いことではない。理想を追い求めるあまり不作為に陥るよりは、試みであっても、また結局は使われなくてもリスク評価を行い、その結果を吟味することは、意思決定の視野と深さを拡張することにつながる。

ここでは、リスク情報活用を推進していくヒントに資するために適用対象となる活動、とその指標を付録 B にまとめた。この表では、事業者だけでなく、規制当局が活用する事例も含めたので、検討の参考になることを期待する。各活動における意思決定に用いる「リスク結果や指標」も例として付した。

また、上記のように PRA 結果があるがそれを何かに適用したい場合に参考になるように、主なリスク指標ごとに、代表的な適用活動を以下に例示しておく。ただ、一つだけのリスク指標で活動における意思決定をすることは判断材料が不足する可能性があるため、その点に留意されたい。

CDF, CFF : 立地評価, 安全設計の効果把握, 設計基準事象の選定, 耐震設計の残余のリスク, プラントの安全レベル把握, 安全問題抽出, 他

CDF{ }, CFF{ } : 定検工程管理, 長期のプラントマネジメント, 他

QHO : 防災対策, 規制案件の採否, 他

ΔCDF, ΔCFF : 改善策効果, 施設管理, マニュアル改良, 検査 (IST, ISI 等) 見直し, 他

参考文献

- 4-1) 原子力規制委員会, 実用発電用原子炉に係る新規制基準について一概要一, 2015 年 10 月更新

- 4-2) 日本原子力学会 東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会, 最終報告書の概要および提言, p.41, 2014年3月8日,
<http://www.aesj.or.jp/jikocho/jikochohokoku20140308.pdf>
- 4-3) 日本原子力学会, 原子力安全の基本的考え方について 第I編別冊 深層防護の考え方, AESJ-SC-TR005(ANX), 2013.
- 4-4) 日本原子力文化振興財団, 「原子力・エネルギー」図面集, P.109, 2007.
- 4-5) U.S. NRC, Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG-75/014 (WASH-1400), 1975.
- 4-6) 電気事業連合会, 原子力・エネルギー図面集, 5-4-1, 2015.
- 4-7) 高度情報科学技術研究機構原子力百科事典 ATOMICA ホームページ
<http://www.rist.or.jp/atomica/>
- 4-8) 原子力安全基盤機構, 確率論的津波評価に基づく設計基準津波作成に関する JNES モデルとその検証—中間報告—, 原子力安全・保安院, 第15回地震・津波に関する意見聴取会, 資料 15-3-2, 2012.
- 4-9) 桐本, 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 第1回津波 PRA 評価手法の概要およびシステム分析, 日本原子力学会誌, 54, 8, 510-514, 2012.
- 4-10) 例えば, ALARP “at a glance”,
<http://www.hse.gov.uk/risk/theory/alarp.glance.htm>
- 4-11) 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針, 平成18年9月19日原子力安全委員会決定
- 4-12) EPRI White paper, Safety and Operational Benefits of Risk-Informed Initiatives, 1016308, 2008.

5. 原子力安全に対するリスク評価の役割

5.1 原子力安全とリスクコミュニケーション，リスクマネジメントの役割

原子力における「安全」とは、「原子力安全」として、「放射線リスクによって生じる人と環境（人の生存環境）への悪影響を防護する」ことである。この達成すべき安全目標は、国民とのリスクコミュニケーションにより定められる。その上で、各ステークホルダの達成すべきリスク基準や、リスク低減の継続的取組の具体的目標などがある。

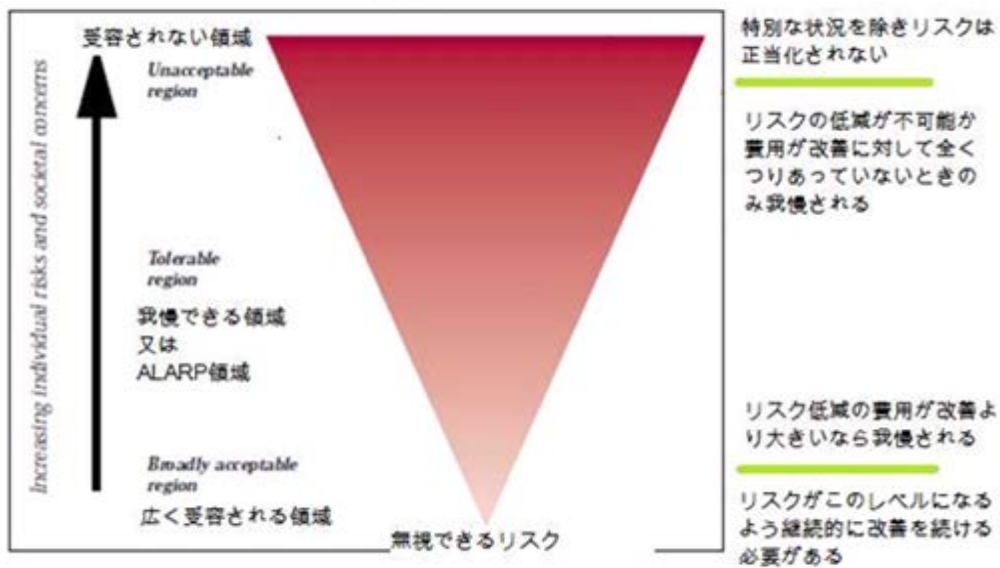


図 5.1-1 リスクの受容可能性と HSE のリスク概念⁵⁻¹⁾
(原子力におけるリスク認識)

(注) ALARP とは、As Low As Reasonably Practical と合理的に実現可能な限り低く、するという意味である。

「原子力安全」をどのように理解し、また「リスク」をどのように理解し、どのように「原子力安全」の確保に取り組むべきかは、様々に議論されてきた。

「原子力安全」とは、常にリスクを低減させるべく取り組む姿勢でもある。「リスク」認識は、いわゆる通常のリスク [(起き得る損失の大きさ) × (発生確率)] で表されるものではない。この起き得る、また想定する損失、影響の大きさが、そのまま国民の「リスク認識」となっているとみるのが妥当のようである。

この認識(付録 C 参照)は、図 5.1-1 に示されるように、英国の保健省・健康安全局(HSE)の国民との合意が形成されたリスクに対する考え方である。ここでは「リスク」と示されているが、少なくともわが国の現状はここで示されている「リスク」

はリスクの大きさではなく、いわゆる単純に顕在化する被害の大きさとしてのみ認知されるもの、リスク認知、リスク認識となっていると考えられる。それは、「リスク」とは“発生する脅威としてとらえられるもの”という、のが一般の認識であることによる。原子力における安全とは、この受ける脅威が「我慢できる領域」にあるということである。「我慢できる領域」というのは既に主観的であるが、この領域をコミュニケーションによって形成される領域というものであり、どのようにコミュニケーションを行い、「どのような手続きで、このリスク認識の合意を形成していくか、ということが大きな課題となる。この「我慢できる領域」がどのように設定できるのか、この結論がマネジメントに反映されることが重要である。リスクについてのコミュニケーションをよくし、社会の合意を得た安全確保策を取り入れる手段としてリスクを用いて、マネジメントすることに取り組んでいかなければならない。

原子力の専門家、技術者の間では、原子力安全については様々に議論されてきた。

「原子力安全」の確保には、目標を決めて定量的に向う方向を示す必要がある。これまで、「原子力安全」の目標は、仮想的な事故が発生した場合の事故時の原子力施設の境界における在住の人の死亡をリスク認識としてその発生頻度を 10^{-4} 年以下であることと定量的に定めて目指してきた。しかし、福島第一の事故以来、住民の生活が重要なこととされ、環境への放出限界、基準が定められることとなった。

どこまでのリスクを許容するか、という意味では、原子力規制委員会がテンポラリーではあるが提示した「 100TBq 、 10^{-6} 年以下」のリスクレベルでの「 100TBq 」の想定する被害規模は、福島第一事故の $1/100$ の放射性物質の放出レベルということであるから、発生頻度の議論は別として国民にはある程度、多くに受け入れられる目標数値といえよう。具体的に事業者がこの目標を達成していく手段を評価するには、正しくリスク評価に取り組み判断していかなければならない。それがIAEAのいうところのリスクマネジメントである。どのように現実として達成していくのかを示すのが深層防護による各層の活動における目標である。すなわち、これによりリスクに対する具体的なヘッジ（回避策）を取ることができる。これを基に、安全目標であるリスクレベルの設定や、具体的な深層防護による目標の達成のための具体的取組においてコンセンサスを作るのがリスクコミュニケーションの役割である。

5.2 リスク理解の分析

5.2.1 原子力安全と深層防護（Defence-in-Depth）

事故の発生防止と影響緩和の主要な手段として位置づけられている。基本的には、「事故を起こさない」、「起こしても拡大させない」、「起きたとしても公衆に被害を及ぼさない」ための考え方であり、基本的には「異常の発生防止」「異常の拡大防止」と事

故への発展の防止」「放射線物質の異常な放出の防止」の3段階からなる。これに、「過酷なプラント状態の制御」と「放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和」を含めて5段階の防護レベルを定義している。WENRA や NRC では別の区分を採用しており、定まってはいない。

深層防護の基本的な考え方は、安全に関する全ての活動に独立した多層の防護措置を準備し、万一の故障や失敗が生じた場合には、それを検知し、補償する、または適切な措置により是正することを保証することである。深層防護においては、防護レベルを多段的に設け、一つの防護レベルが損なわれても、全体の安全が脅かされることのないようにするという考え方を取っている。

表 5.2.1-1 IAEA の深層防護の防護レベル

	深層防護レベル	目的	目的達成に不可欠な手段	関連するプラント状態
当初設計 の プラントの	レベル 1 (第1層)	異常運転や故障の防止	保守的設計及び建設・運転における高い品質	通常運転
	レベル 2 (第2層)	異常運転の制御及び故障の検知	制御、制限及び防護系、並びにその他のサーベイランス特性	通常時の異常な過渡変化 (AOO)
	レベル 3 (第3層)	設計基準内への事故の制御	工学的安全施設及び事故時手順	設計基準事故(想定単一起因事象)
設計基準外	レベル 4 (第4層)	事故の進展防止及びシビアアクシデントの影響緩和を含む、苛酷なプラント状態の制御	補完的手段及び格納容器の防護を含めたアクシデントマネジメント	多重故障 シビアアクシデント (過酷事故) [設計拡張状態] 1)
緊急時 計画	レベル 5 (第5層)	放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和	サイト外の緊急時対応	

1) 設計拡張状態：設計基準事故としては考慮されない事故の状態であるが、発電所の設計プロセスの中で最良推定手法に従って検討され、また、放射性物質の放出を許容限度内に留める事故。設計拡張状態はシビアアクシデント状態を含む。

人と環境を防護するにあたって、ある一つの対策が完璧に機能するのであれば、対策はそれだけで十分なはずである。一般に対策は、ある想定に基づいてとられるため、その想定から除外する事項や知識の不確かさによる対策そのものの不確かさ、その効果の不確かさが存在する。したがって、一つの対策では、その実効性の不確かさを有するため、そのみでは完璧な対策とはなり得ない。

そのため、人と環境に対する危険性の顕在化を極めて高い実効性をもって防ぐ必要があることから、一つの対策では防げない不確かさの影響に対して、次の一連の対策により防護策全体の実効性を高めることが必要となる。このように、一つの対策では防げない不確かさを考慮して、人と環境に対する防護策全体の実効性（成功確率）を高めるために適用される考え方が深層防護の概念である。

5.2.2 事態の進展シナリオにおける深層防護の位置づけ

具体的に達成する原子力設備の基準，炉心溶融，格納容器破損は，設備の性能目標といわれ，原子力安全を確保するための設備の設置に必要な設備の設計運用の安全管理に必要な目標値である。これと原子力安全の基準，安全目標「100TBq, 10⁻⁶/年以下」特にこの「100TBq」との関係性を明確にすることが必要である。すなわち，このように定量化してみることで，原子力安全の目標を実現する深層防護による様々な安全の確保策が，どのように有効に作用し，目標の達成が可能か否かの判断がなされるのである。このように，定量的リスク評価（QRA）や深層防護（Defence-In-Depth）を適用して，具体的な原子力施設の安全確保の運用が図られる。

図 5.2.2-1 のように事故に対して主に設備設計での対応である設計—原子力事故を起こさない，AM（アクシデントマネジメント）策による事故の拡大防止—発生した事故が原子力事故に進展しないように収めるとともに大きくならないように抑える，原子力事故となった場合の防災・減災の対応—放射性物質の放出（原子力事故）に対して人への影響環境への影響を防ぐもしくは減らす対応策を講じる，ということで原子力事故に対する安全確保が図られる。ここに，最終の安全目標，すなわち「人への影響や環境への影響」として許容されるリスクを社会でのコンセンサスにより定め，その目標値に対して，設計やAM策，そして防災・減災によりリスク低減を分担してどのように達成するかを定めていく必要がある。この目標のリスク低減分担に対してそれぞれの層での対応策が選択される。

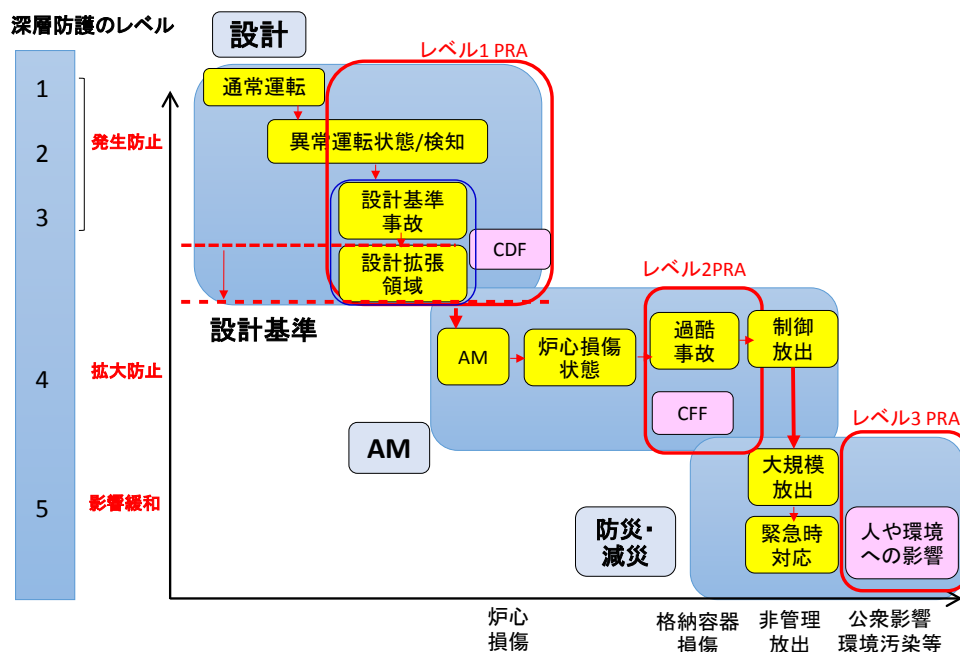


図 5.2.2-1 原子力安全に関する深層防護と事態の進展シナリオ

5.3 リスク評価と安全目標

5.3.1 安全目標, 性能目標の設定

最近の原子力規制委員会での安全目標や性能目標の表明から推察すると, 国民, 住民とのコンセンサスを形成しようとしているのが, この CFF-2 の大量放出の影響量 (100TBq) と発生頻度 (10^{-6} /年) の「リスク」値である。これを環境保護の安全目標として定め, より確実に実現するために, 性能目標として格納容器損傷 CFF-1 や炉心損傷 CDF を定めていると説明されている (図 5.3.1-1 参照)。

実現の手段, 方法論として, ここに深層防護の考え方を導入し, 第 4 層を超え, 第 5 層に入るのが CFF-1 の制限, 第 4 層状態に入るのが CDF の制限とする。従って, 設計で担保するのは, 著しい炉心損傷, 炉心溶融を起こさない制限とされる。

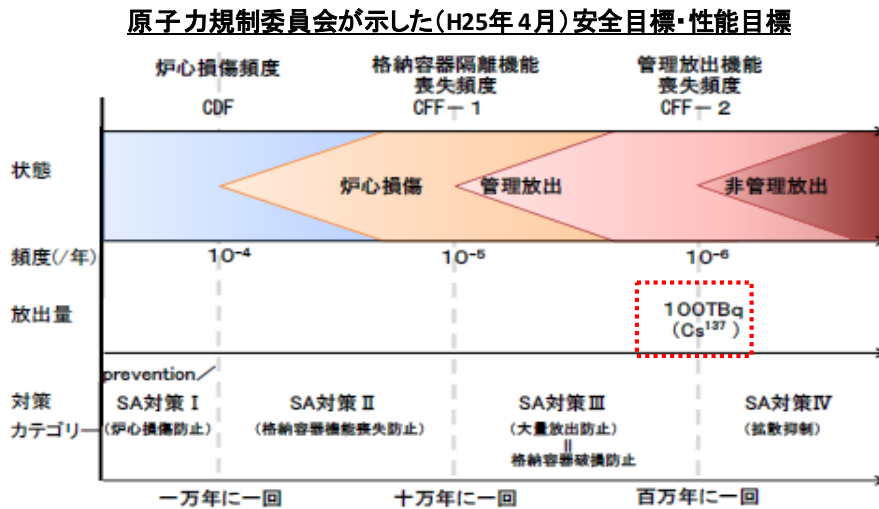


図 5.3.1-1 安全目標・性能目標⁵⁻²⁾

安全目標である 100TBq と性能目標である CDF, CFF-1 とは, 定量的なリスクの視点では必ずしも一致はしていない。それぞれの性能目標が安全目標を満足するものか, 確認はされていない。安全目標は, リスクすなわちリスクの一つの因子, 放射性物質の放出量 (100TBq) とその放出されるような事態の発生頻度 (10^{-6} /年) を現している。性能目標は, 放射性物質の放出とは異なる。従って, 図 5.3.1-1 に示されたのは, 頻度の位置づけであり, リスクを現わしているものではないことを理解していなければならない。

「リスク」は, 「影響事象の大きさ」と「発生頻度」の組み合わせである。

リスクを受ける事象毎に, 「影響事象」毎に定量化の質を合わさなければ比較はできない。事象が発生すると推定する頻度は, 横並びとして比較されているが, それでは

リスクの比較にはならない。事象を同じレベル、同じ評価事象としなければならない。すなわち、安全目標として定めた放射性物質の放出量に合わせて、 10^{-4} /年の CDF や 10^{-5} /年の CFF-1 の事象がもたらす放射性物質の放出量がどれくらいの頻度で発生するものかを評価する必要がある。

そこに、リスク評価の有用性がある。リスク評価を行い、安全目標、性能目標に対して実際の対策がどの程度のリスクレベルとなっているのか、横並びでの評価を行うことができる。

5.3.2 安全目標の達成のためのリスク評価

深層防護は、原子力安全を実現する具体的な対応策である。原子力安全の要求、安全目標を達成する方策が深層防護の各層、各防護レベルの具体策である。それらの安全目標達成のための位置づけは、定量的なリスク評価により明確にされる。すなわち、原子力安全には絶対はなく、必ず一定量のリスクを伴う。いわゆる社会が受容できる領域、すなわち“社会が決める安全目標の基準”の範囲内で、リスク目標を「安全目標」として定量的に示し、それを達成する、さらにはより低いリスクとなるように常にリスク低減の努力を行う、それが原子力安全を確保する活動である。深層防護の各層、各防護レベルは、安全目標であるリスク低減をバランスよく分担し、トータルとしての原子力安全の定量的なリスク目標を達成することが望ましい。それが結果としてのリスクの顕在化を防ぐことに効果的であると考えられる。

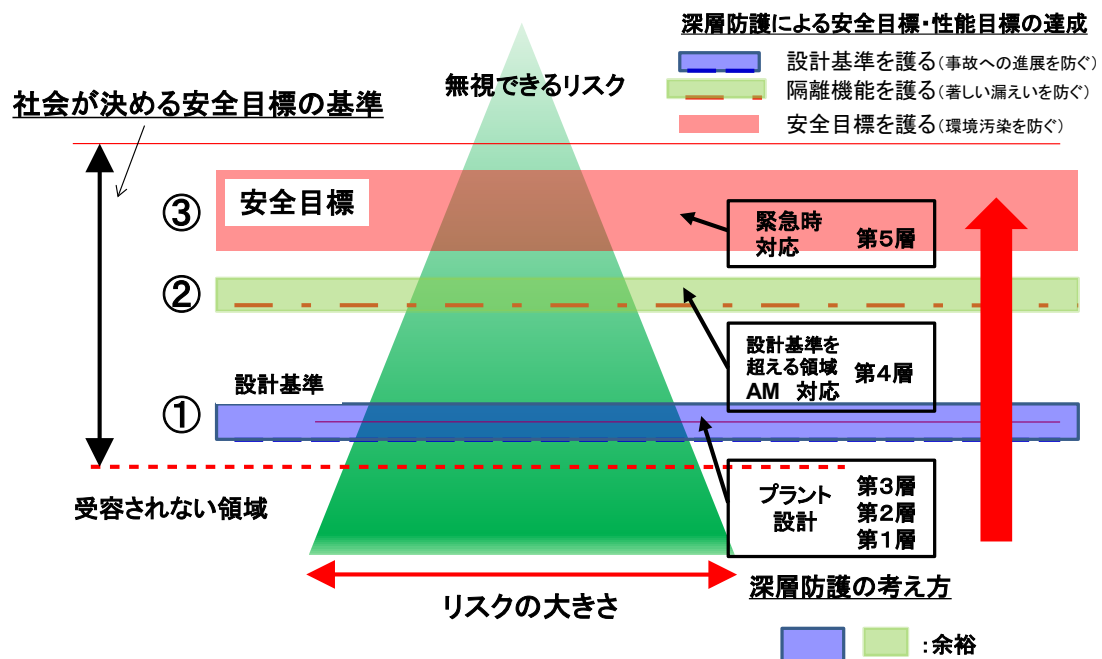


図 5.3.2-1 深層防護と達成するリスク目標

図 5.3.2-1 には、社会に受け入れられるリスクと深層防護における各防護レベルが達成するリスク低減の関係を示した。リスクの大きさは、深層防護の段階が進むに従って小さくなっていく（赤い矢印で示す）。すなわち、ここで表されるリスクの「事象」は、目指す「安全目標」であり、たとえばこれまでの安全目標のように「死亡リスク」で表される場合もあり、また新たに「環境の放射線量」や「環境への放射性物質の放出量」で表すことでもよい。リスクはこれに「発生頻度」をかけて得られる値である。いずれの段階（①—③）においても、同じリスクを用いて評価されなければならない。第一段階のプラント設計で対応している領域は、深層防護の第 1 層から第 3 層の防護レベルで対応している領域で、想定する事故の発生程度の可能性を許すが、過酷事故への進展を未然に防ぐ領域である。この設計対応でリスクは一定の水準（破線で示す）を満たすことが望ましい（①）。第二段階は、炉心損傷への進展のリスクは想定するが、放射性物質の大量放出事故への進展を未然に防ぐ深層防護第 4 層の防護レベルの領域である。設計対応を超えて、この AM 策の領域に入る事態となった場合においては、CFF-1 の格納容器の損傷リスクとは別に、放射性物質が環境に放出される事態となった場合の、この安全目標に対するリスクは一定水準を確保しなければならない（②）。最終段階は放射性物質が環境に放出される事態となった場合の防災・減災の対応である。この第三段階は、社会が許容できる程度の放射性物質の放出事故の可能性を想定し、事故の発生による放射性物質の放出による環境影響のリスクを安全目標以下、もしくは放射性物質による人への影響をそれにより発生するがんによる死亡リスクを安全目標以下とするように対策、手立てを施す（③）。深層防護の第 5 層の防護レベルの領域を示す。それにより社会が受ける影響を厳しく制限するものである。このようにして、各層、各防護レベルで事故の影響度を定めて、その進展リスクを抑える手立てを施し、全体として放射性物質の放出事故による社会が受ける放射能事故のリスクを低く抑えようとするものである。

すなわち、第一段階の第 1 層から第 3 層までの事故の発生防止としての設計段階では、CDF が抑えられたとしても、それを超える場合に事故はどの様に進展し、目標とするリスクの数値がどの程度になるのかを想定をした第一段階の第 1 層から第 3 層までの設計を行うことである。その上で、第二段階の第 4 層の対応、様々な AM 策の施策が行われる。同様に、CFF-1 を超えて放射性物質が放出される事態となった場合の目標とするリスクの数値がどの程度になるのかを想定した第二段階の第 4 層、AM の施策が求められる。このようにそれぞれの段階でのリスク値を理解した上で、リスク低減を分担し、トータルとしての目指すリスク値を「安全目標」として設定していることを、社会リスクとして理解することが必要なのである。

深層防護の各防護レベルは、事態の進展とともに進むことへの対応を取るものであり、社会が許容できると判断するリスクを安全目標として、それを達成するべく第 5 層の防護レベルの達成目標であるリスクレベルが設定されている。さらに、第 4 層の

防護レベルでの事象の進展を考えて、第4層の防護レベルで達成すべき目標を定めて第4層の対応策を検討する。同様に、第4層の防護レベルとのバランスを考慮しながら、第3層の防護レベルで達成すべき目標を定めて、第1層から第3層の防護レベルでの対応策を検討する。これが、定量的なリスク評価と深層防護の関係の考え方である。リスク評価の基準は「社会が決める基準」のリスクレベルであり、図5.3.2-1に示すところの社会が「受容できる領域またはALARP」で定められる、というリスクへの向かい方を社会とともに理解することが必要である。

5.3.3 リスク評価の目指すもの

現実に、これまでは安全目標を死亡リスクで 10^{-6} /年以下として評価してきた。しかし、福島第一の事故以来、環境リスクへの配慮が重要であるとの認識が強くなっている。事故の発生において、長期にわたり環境から受けるリスクを $1\text{mSv}/\text{年}$ 以下とする要求が強い。一方、放射性物質の環境への放出制限値を $100\text{TBq} \times 10^{-6}/\text{年}$ 以下とするの方針も出された。安全目標をどのようにすべきかについては、前記の定量化の議論など様々な議論が残されているのが現状である。

これまで設計や対応策の検討において用いてきた、第4層の防護レベルとして定めた格納容器破損のリスク(CFF)を発生確率として $10^{-5}/\text{年}$ 以下とする性能目標や第3層の防護レベルとして定めた炉心損傷のリスク(CDF)の発生確率を $10^{-4}/\text{年}$ 以下とする性能目標が、安全目標のリスクとの関係で十分にリスク低減の役割を果たしているのか、を評価しなければならない。

一方、社会のリスク認知は「リスク」とは事象の大きさを指して認識されている場合が多いことから、単純に発生頻度を持ち込んだ説明では認知されないことに注意しなければならない。ここでの深層防護との関係を明確にすることは有用と考える。

5.4 リスク評価に関するいくつかの課題についての検討

従来、リスク評価が必ずしも積極的に進められてこなかった理由として、手法の未成熟性、データの不足、不確実性等、リスク評価の手法である PRA に対して多くの疑問や批判が挙げられている。これらの疑問や批判には、PRA の手法を改善すべき正当な批判も少なくないが、一方で誤解に基づくものもある。

以下では、代表的と思われる疑問や批判について、基本的な考え方を述べる。

重要なことは、PRA の結果の利用は、決して結果の数値だけで判断することではないということである。意思決定は、従来からの決定論的安全評価や深層防護の原則を踏まえてなされるものであり、それに加えて PRA から得られる情報を利用することにより一層合理的な判断が可能になるということである。PRA の手法上の限界については、改善の努力を続けつつ、仮定や不確実さを明示し、それを意識して結果を使うことである。そのことによって安全性向上やリスクコミュニケーションでの利用という大きな利益を得ることができると考えている。

以下では、次のような疑問や批判について説明する。

- (1) PRA の結果は、不確実さが大きくどこまで信頼できるのかが不明確なので、意思決定には使えない。
- (2) PRA は、現実の保全活動や安全確保活動と結びついていない。
- (3) PRA は、現実のリスク要因を十分に反映していない。
- (4) PRA の結果を説明しても、無用の不安をあおるだけで安心に役立たない。
- (5) PRA は、リスクを過小評価することによって、予防原則に基づく行動をしない根拠として悪用されるおそれがある。
- (6) PRA には膨大な作業とコストが掛かり、コストベネフィットが釣り合わない。

(1) PRA の結果は不確実さが大きいですが、意思決定には十分に使える。
--

PRA の結果には、大きい不確実さを伴う場合が少なくない。地震や津波などの外的誘因事象のハザード評価、共通原因故障の発生確率、人間の過誤の発生確率、などがある。

しかし、安全確保活動に関する意思決定は、PRA だけでなされるわけではなく、PRA の結果はあくまで参考情報の一部である。数値としての PRA 結果には不確実さがあるが、不確実さを含めて、リスクを把握できることこそが、PRA の大きい利点である。意思決定者が数字による盲目的な判断を望まないならば、不確実さの情報も意思決定の極めて有力な参考情報と考えるべきである。また公衆に対して、安全確保対策の有効性を説明する上でも、不確実さを理解して意思決定を行うことで、意思決定の信頼性、説明性を高めることができる。

実際、不確実さがあっても、重要な事故シナリオやリスクへの寄与因子の認識には十分に有効であるし、意思決定においては、影響が予想される不確実さ因子について感度解析を行うことで、その影響を把握し判断の参考にすることができる。

PRAには多様な使用目的があり、必要な精度は目的による。このことを少し具体的に説明する。基本的な使用目的として次のようなタイプが考えられる。

- (1) 重大な影響を及ぼしうる事故のシナリオとその発生可能性の情報を得て、安全性向上に役立てる。
- (2) 個別の系統又は機器の非信頼度、人間の失敗確率などのリスクへの影響度を評価し、安全設計や保守計画、AM方策などの強化や最適化に役立てる。
- (3) 事故の発生頻度及び影響の大きさの定量的評価結果を安全目標や事業者が自主的に定める管理目標などと比較することにより、安全確保活動の達成度の総合的な目安として活用する。

例えば、福島第一事故の教訓から、設計の想定を超える自然現象や多重故障による事故のシナリオについて重要な見落としがないか見直すことが重要であるが、上の(1)は、これに対応する使い方である。新規制基準において、PRAによる重要事故シーケンスの分析が要求されたのは、このタイプの利用方法と考えられる。この目的に対しては、PRAの数値の精度よりも、大きい見落としをなくす体系的な分析がなされることが重要である。従ってPRAの品質確保においてはそのような点に注目すべきであろう。

(2)は、例えば系統又は機器のレベルでの相対的な重要度の情報を得て保守計画での優先度付けに反映するといった活用である。仮に圧力容器破損事象の確率評価を含まないPRAであったとしても、多数の配管部位の間で、発生しうる漏洩事象のリスク寄与度が定量的に評価されていれば、保守の計画には極めて重要な参考情報となる。

なお、このような応用では安全設備の系統間の重要度を比較するのに比べて、機器間での重要度の比較をするPRAはより高い精度が必要とされている⁵⁻³⁾。

(3)のタイプの代表は、定量的安全目標を安全性の判断基準の一部として用いることである。このためには不確実さの評価方法や意思決定での不確実さの扱いについて、十分な検討が必要になる。

以上のように具体的な適用目的によって必要な精度は変わってくる。重要なことは、PRAの一部として感度解析や不確実さ評価を行って、不確実さの要因が意思決定にどの程度影響しうるかを理解して使うことである。

(2) PRA は、現実の保全活動や安全確保活動と結びつけて使う。

これまでの電気事業者におけるPRAの活用は、1980年代にABWRやAPWRの設計に用いられた時期を除き、アクシデントマネジメントの整備などの規制上の要請に

対応する目的でなされるのが殆どであった。

4.2 節に述べたように PRA には、有益な活用分野が控えており、可能な活用テーマから段階的に適用を広げていくことにより、日常の保全活動にも大きいメリットが期待されている。例えば、米国では、配管の供用期間中検査やオンラインメンテナンスの計画へのリスク情報活用が実用化されている。しかし、わが国ではそのような形でのリスク情報活用は定着していない。

PRA を適用する上での障害として、PRA の手法や機器故障率の国内データの整備が十分でないことなどが従来指摘されてきたが、今日では、日本原子力学会において故障率などのパラメータの作成方法が標準化されたこと、原子力安全推進協会において国内の故障率データベースの整備が進み、公開されていること、日本電気協会では、保守管理に関する規格の一部として、設備信頼性を監視するためのデータ取得のあり方を定めていることなど、PRA のための条件の整備が着実に進展している。

従って、現在でも有効な活用が多くあると考えられる。

(3) PRA は、現実のリスク要因を反映しながら使い込む。

PRA に対しては、現実のリスク要因を十分に反映していないという批判がある。例えば、米国の科学者グループ UCS^{5,4)}は、次のような事項を指摘している。

- ・ 規則や手順の遵守を仮定しているが、現実には毎年多数の違反報告がある。
- ・ 設計の欠陥の可能性を無視している。
- ・ 経年劣化を考慮していない。
- ・ 圧力容器破損を考慮していない。
- ・ プラント従業員の過誤確率を運転経験から推定されるより低く評価している。

これらの指摘事項は誤りではない。また、それらの因子が PRA の結果に与える影響は十分に定量的には評価されていないことも事実であり、組織因子や人的因子の影響を含めて、これらの因子を PRA のモデルに取り入れていく継続的な努力が必要である。しかし、PRA のモデルにそのような限界があるからといって、PRA の結果の有用性が損なわれるものではなく、その限界を意識して使うならば、重要事故シーケンスに関する情報や機器・システムの相対的な重要度などの情報は十分に有用である。

(4) PRA の結果を丁寧に説明することで、安心が得られる。

原子力発電所周辺に居住する公衆が受けるリスクに関する情報、いわゆるレベル 3PRA の情報を公衆に伝えることは、無用の不安をあおるだけで安心に役立たないという意見もある。しかしながら、この考え方は、安全神話につながるものであり、極めて危険である。PRA によりリスクを認識し、リスクを低減する努力を進めているこ

とを説明することによって理解を得るよう努力すべきである。

リスクコミュニケーションにおいては、リスクがあることを認識する活動（リスク評価）とそれを低減する活動（リスクへの対応）及びリスクコミュニケーションの活動を一体的なリスクマネジメントの活動として位置づけて、進める必要がある。

(5) PRA は、リスクを過小評価することのないように、予防原則とも合わせて安全確保の根拠として使う。

ここで予防原則とは、原子力の利用、新たな化学物質の利用や新技術の導入などある行為が環境に重大かつ不可逆的な影響を及ぼす恐れがある場合、科学的に因果関係が十分証明されない状況でも、規制措置を可能にする制度や考え方のことと考えている。

リスク評価と予防原則の最終的な目的は、ともに公衆を守ることである。決して対立する概念ではない。リスク評価は、行為に伴う悪影響の可能性や影響の大きさを不確かさも含めて認識するための体系的な分析手法であり、予防原則を実際に適用する上でも重要な参考情報を与える。

リスク評価に限らず、複雑な計算を必要とする評価では、意図的に評価結果を操作しようとすることは起こりうることであり、これは基本的には、技術の善し悪しではなく、その使い方の問題である。しかし、リスク評価の手法についても、評価者の恣意に左右され難いものとなるように、品質の高いリスク評価を行えるよう手法を整備する努力も行う価値がある。

日本原子力学会では、PRA の実施手順について、PRA の実施者とは独立な専門家がピアレビューを行って PRA の品質を確認する手順を含めて、標準を作成している。こうした標準を整備し、継続的に改善していくことは、PRA の品質を高め、維持する上で極めて重要である。

(6) PRA を用いることで、作業とコストを適切にした対応ができる。

PRA には大きいコストが掛かることは事実である。しかしながら PRA の適用は、一気に完全なものを目指す必要はなく、リスクへの影響度を考慮して範囲の拡大、モデルの詳細化を段階的に進めることが有効である。

リスク情報の活用についても、有効性の高い分野から開始し、段階的に拡大していくことが考えられる。

参考文献

5-1) 日本原子力学会標準委員会技術レポート 原子力安全の基本的考え方について

第 I 編 原子力安全の目的と基本原則, p.31, 2013.

- 5-2) 原子力規制委員会, 第 1 回規制委員会資料 6-2, 放射性物質放出量と発生頻度との関係 (概念図), 平成 25 年 4 月 3 日, 2013
- 5-3) ASME, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Assessment for Nuclear Power Plant Applications, American National Standard, ASME/ ANS RA-S-2008(Revision of ASME RA-S-2002), 2008.
- 5-4) David Lochbaum, “Nuclear Plant Risk Studies - Failing the Grade”, August 2000, Union of Concerned Scientists.

6. あとがき

本技術レポートは、2014年3月からリスクに関するテキスト策定を目指して開始した活動が、2年間の議論を経て発行に至ったものである。2015年3月以降は日本原子力学会標準委員会の原子力安全検討会の傘下に「リスク活用分科会」を設置し、内容の議論を進めるとともに、標準委員会、原子力安全検討会、リスク専門部会の委員から多くの意見をもらい、内容の向上に取り組んできた。

2011年3月の福島第一原子力発電所の炉心損傷事故以来、リスクやその評価方法であるPRAに対する関心が高まり、安全審査やシビアアクシデント対策検討の実務においても、PRA結果を用いることが特別なことでは無くなりつつある。そのため、リスク、PRAに関する解説、規格が多く発行され、講習会、シンポジウムなども開催され数多くの参加者で盛況である。しかし、リスクあるいはPRA、さらにその活用など、それぞれの専門的な解説書はあっても、それらの相互関係も含めて包括的に判り易く説明したテキストは少なかった。特に、専門家が一般市民に知識を伝授するという形式ではなく、専門家が専門家ではない一般市民の立場に立って、判らない事、知りたい事、障害となっている事などを考え、丁寧に書いたテキストは世の中にはないようである。そこで、このようなテキストを作ることは今後の原子力安全の向上を図る助けとなる。

この狙いに本技術レポートは応えるものである。レポートでは、プラントの設備の信頼性確保から地域防災に至るまで広い立場において、そのリスクに関して、リスクの定義からリスク評価方法、その活用事例に至るまでを示している。原子力施設の安全は、プラントの設備や管理も重要であるが、地域住民、広く国民の参加を得て議論していくことで、はじめて達成される。本技術レポートは、そのような局面にも役立つように策定した。全ての関係者がこの技術レポートを読み、原子力施設のリスクについて自ら考えていくことを強く期待するものである。

日本原子力学会標準委員会 原子力安全検討会
リスク活用分科会 幹事 成宮祥介

謝辞

本報告書のドラフト作成時には、原子力発電所過酷事故防止検討会の関係各位より貴重なコメントを頂いた。

原子力発電所過酷事故防止検討会委員（平成 24 年から 25 年 4 月までの委員）

（委員）

齋藤 伸三（主査） 元原子力委員会委員長代理，元日本原子力研究所理事長等
杉山 憲一郎 北海道大学名誉教授（元原子力安全委員会専門審査会審査委員）
中原 豊 （株）三菱総合研究所常勤顧問
成合 英樹 筑波大学名誉教授（元原子力安全基盤機構理事長）
宮崎 慶次 大阪大学名誉教授（元総合エネルギー調査会原子炉安全小委員会委員）
宮野 廣 法政大学大学院デザイン工学研究科客員教授（元日本保全学会副会長）

（呼びかけ人）

阿部 博之 （国研）科学技術振興機構顧問（元東北大学総長，元総合科学技術会議議員）

（以下，支援の専門家）

村松 健 東京都市大学工学部原子力安全工学科特任教授
松本 昌昭 （株）三菱総合研究所原子力安全研究本部原子力政策・技術基盤グループ主任研究員

（オブザーバー）

松浦 祥次郎 （一社）原子力安全推進協会代表（元原子力安全委員会委員長）
石田 寛人 （一社）技術同友会代表幹事
沖村 憲樹 （国研）科学技術振興機構顧問
干場 静夫 元東京大学大学院工学系研究科特任教授

付録 A ISO31000 の紹介

A-1 リスクの定義

ISO31000 の特徴を考える際に、最も重要なことがリスクの定義である。

まず、これまでのリスクの概念を記す。リスクという概念は、一般的には、以下に示すように「何らかの危険な影響、好ましくない影響が潜在すること」と理解されてきた。

①米国原子力委員会の定義： リスク＝発生確率×被害の大きさ

②MIT の定義： リスク＝潜在危険性／安全防護対策

③ハインリッヒの産業災害防止論の定義：

リスク＝潜在危険性が事故となる確率×事故に遭遇する可能性
×事故による被害の大きさ

これらの定義により、リスクマネジメントは、好ましくない影響をコントロールすることだと理解されてきたことが多かった。

しかし、2009 年に発行された ISO ガイド 73, および ISO31000 では、リスクは、「目的に対する不確かさの影響」と定義された。

この定義の特徴は、二つある。一つは、リスクの定義に「目的との関係を記したこと」であり、もう一つは、定義の注記で「影響とは、期待されていることから、よい方向及び／又は悪い方向に逸脱すること」に記されたことである。このことによって、リスクの影響を好ましくないことに限定していないことになる。このリスクの定義により、ISO31000 では、リスクマネジメントが各分野の好ましくない影響の管理手法というレベルから、組織目標を達成する手法へと進化した。

以下、この二つの特徴に関して記す。

1) リスクが組織目的との関係で定義されたこと

この定義により、目的の達成に対して、何らかの原因（原因の不確かさ）が、何らかの条件下（起こりやすさや顕在化シナリオの不確かさ）によって起こる何らかの影響（影響の不確かさ）の可能性をリスクとして定義したことになる。言い換えると、目的を明確に設定しなければ、リスクが定まらないことになる。

また、ISO31000 では、目的について「例えば財務・安全衛生・環境に関する到達目的など、様々な側面をもち、戦略・組織全体・プロジェクト・製品・プロセスなど様々なレベルで設定され得る」している。

2) 影響の好ましい、好ましくないという概念

このことは、これまでの一般的なリスクマネジメントにおいては、理解が難しいこともあるかもしれない。一つは、文字通り社会的に好ましい、好ましくないと考えられている価値観によって判断される双方の影響である。もう一つは、期待

値からの乖離の方向が、好ましい方向か、好ましくない方向かによって定まる場合である。利益がでてもその数値がきたしているものよりも少なければ、好ましくない結果となる。

また、好ましい影響と好ましくない影響は、同じ種類の影響の増減である場合もあれば、異なる種別の影響である場合も考えられる。

また、好ましい、好ましくないという概念は、利益、被害という社会的価値におけるプラスやマイナスの概念を指すと限定されているわけではなく、期待値からの乖離の方向性を指す場合もある。例えば、20億円の利益を出す可能性が大きいとしても、もともとの目標が30億円の利益を出すことである場合は、10億円の好ましくない影響をもたらすリスクがあると判断される。また、安全という本来好ましくない影響だけを目標としてきた分野においても、目標とした安全目標よりも高度な結果が得られる可能性は、好ましい影響をもたらすリスクが存在すると考えることとなる。

リスクマネジメントを実際の組織の意思決定において活用しようとする場合、好ましい影響と好ましくない影響との双方を考慮して判断を行うという概念は、非常に重要である。このことは、決して安全等の好ましくない影響の管理に対する軽視ではない。

むしろ、利益等の観点から方針を決定し、安全等のチェックが二次的判断条件とすることを防ぎ、意思決定の段階から好ましくない影響についての管理を確実に検討することを求めているものである。リスクマネジメントにおいては、施策や運用等の多方面への影響を考えることが重要となるのである。

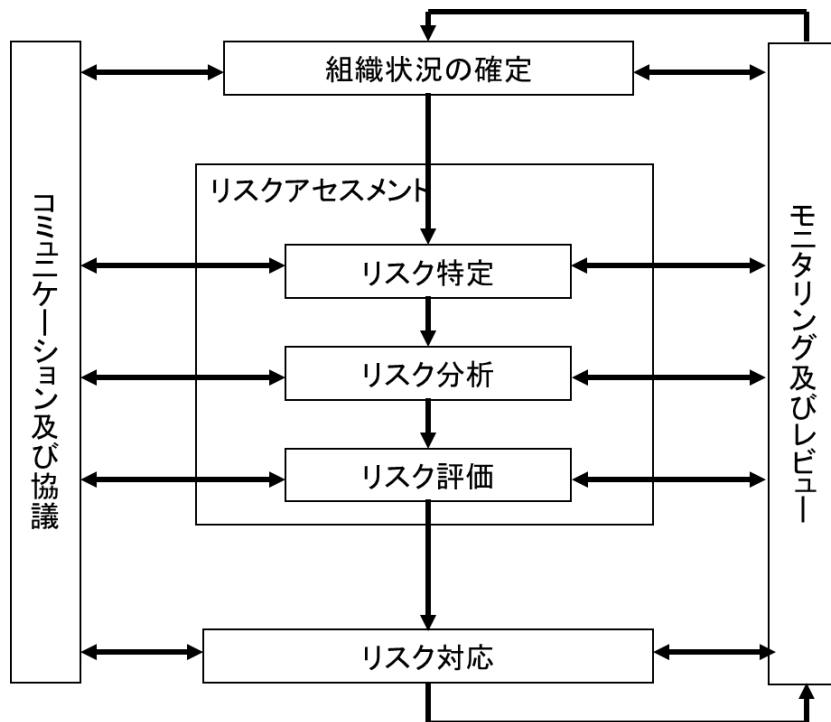
さらに、ISO 31000の特徴として、リスク分析に先立って、リスクに影響を与える環境を調査することを求めている。このことは、リスクが状況に応じて変わり得ることを示している。このことを認識すれば、リスク分析は常に最新の環境条件を反映したものが必要であることがわかる。

A-2 ISO31000 のプロセスで使用される用語の定義と解説

1) リスクマネジメント

定義：リスクについて、組織を指揮統制するための調整された活動

リスクマネジメントのプロセスを付図 A-1 に示す。



付図 A-1 リスクマネジメントのプロセス

2) リスク源 (risk source)

定義：それ自体又はほかとの組合せによって、リスクを生じさせる力を本来潜在的にもっている要素。

注記 リスク源は、有形の場合も無形の場合もある。

リスクをもたらす要因を工学的リスクマネジメントでは、ハザードと呼ぶことが多い。

ハザードの定義は、ISO Guide 73 では、「潜在的な危害の源」と定義されている。ここでは、「ハザードは、リスク源となることがある」という注記がある。

ISO 31000 では、リスクの影響が正負に及ぶことから、影響をもたらす要因を負の

影響をもたらすことを喚起させるハザードという用語からリスク源という用語に変更された。

ハザードという用語は、安全・防災等の分野では、危険な状況を示す意味として使用されており、今後、リスク源とハザードを使い分けることにより、ハザードという概念を統一することも想定される。

3) リスクアセスメント

定義：リスクアセスメントとは、リスク特定、リスク分析及びリスク評価を網羅するプロセス全体を指す。

4) リスク分析

定義：リスクの特質を理解し、リスクレベルを決定するプロセス。

注記1 リスク分析は、リスク評価及びリスク対応に関する意思決定の基礎を提供する。

注記2 リスク分析はリスクの算定を含む。

リスク分析には、特定したリスクの理解を深めることが含まれる。リスク分析は、リスク評価及びリスク対応の必要性並びに最適なリスク対応の戦略及び方法に関する意思決定に対する入力を提供する。リスク分析には選択が必要であり、選択肢と異なったリスクの種類及びレベルが含まれる場合には、リスク分析は、その意思決定のための情報を提供できる。

リスク分析には、リスクの原因及びリスク源、リスクの好ましい結果及び好ましくない結果、並びにこれらの結果が発生することがある起こりやすさに関する考慮が含まれる。結果及び起こりやすさに影響を与える要素を特定することが望ましい。リスクは、結果及び起こりやすさ、並びにリスクのその他の属性を決定することによって分析する。一つの事象が複数の結果をもたらし、複数の目的に影響を与えることがある。既存の運用管理並びにそれらの有効性及び効率をも考慮に入れることが望ましい。

5) リスク評価

定義：リスク及び／又はその大きさが、受容可能か又は許容可能かを決定するために、リスク分析の結果をリスク基準と比較するプロセス。

注記 リスク評価は、リスク対応に関する意思決定を手助けする。

リスク評価の目的は、リスク分析の成果に基づきどのリスクへの対応が必要か、対応の実践の優先順位はどうするかについて意思決定を手助けすることである。

リスク評価には、組織の状況を考慮して確定されたリスク基準と、リスク分析プロセスで発見されたリスクのレベルとの比較が含まれる。この比較に基づいて、対応の必要性について考慮することができる。

意思決定では、リスクのより広い範囲の状況を考慮し、そのリスクから便益を得る組織以外の、他者が負うリスクの許容度についても考慮に含めることが望ましい。

意思決定は、法律、規制及びその他の要求事項に従って行うことが望ましい。

6) リスクの保有 (保留)

定義：ある特定のリスクにより起こり得る利益の恩恵又は損失の負担を受容すること。

注記1 リスク保有には、残留リスクの受容を含む。

注記2 保有されるリスクレベルは、リスク基準によって決まる場合がある。

7) リスクの共有 (移転)

定義：他者との間で、合意に基づいてリスクを分散することを含むリスク対応の形態。

注記1 法律又は規制の要求事項によって、リスク共有が制約、禁止又は強制されることがある。

注記2 リスク共有は、保険又は他の契約形態によって実行されることがある。

注記3 リスク分散の度合いは、共有に関する取決めの信頼性及び明りょう (瞭) 性によって決まることある。

注記4 リスク移転は、リスク共有の一つの形態である。

以前は、リスク移転という用語を使用していたが、リスク共有という用語を使用している。

付録B リスク評価の活用項目候補

IAEA TECDOC-1511 にて整理されている PRA 活用事例を参考に、将来に渡りリスク情報活用を推進していくヒントに資するために付表 B-1 にまとめた。この表では、事業者だけでなく、規制当局が活用する事例も含めた。各活動における意思決定に用いる「リスク結果や指標」も例として付した。表中の略語の意味は、以下のとおり。

QHO : Quantitative Health Objectives 定量的健康目標

ICCDP : Incremental conditional core damage probability 条件付き炉心損傷確率の増分

ICCFP : Incremental conditional containment failure probability 条件付き格納容器破損確率の増分

Δ CDF : CDF の変化分

Δ CFP : CFP の変化分

IST : In-Service Testing 供用期間中試験

ISI : In-Service Inspection 供用期間中検査

RAW* : Risk Achievement Worth リスク増加価値は、ある事象が必ず発生するとした時に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標である。

FV* : Fussell-Vesely 重要度は、炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標である。

*RAW,FV の詳細は、日本原子力学会の「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率的リスク評価に関する実施基準：2013（レベル 1PRA 編）」を参照されたい。

付表 B-1 リスク評価の活用項目の候補 (1/8)

活動	リスク評価活用項目 候補	意思決定に使えるリスク結果及び指標(例)
立地条件(地震, 気象, 社会環境など) 関連	<ul style="list-style-type: none"> 立地評価への活用 外的事象のリスク評価からの情報(外的ハザード発生頻度)を可能な場合に参考にして, 当該サイトの「予想される自然現象」を選定する。規制要求である外的ハザードの想定並びに評価条件の妥当性を, リスク評価を参考に確認し, 必要な場合に見直す。 	<ul style="list-style-type: none"> CDF, CFF QHO
安全設計(原子炉, 格納容器, 冷却系など) 関連	<ul style="list-style-type: none"> 安全設計の効果把握への活用 事業者, メーカーはプラント基本設計(配置設計も含む)の検討過程において, 安全設計(多重性, 多様性など)の安全上の効果を, リスク情報を参考にして判断する。詳細設計の段階においても同様の判断が期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> CDF, CFF CDP, CFP QHO ΔCDF, ΔCFF 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW) PRA からの知見
	<ul style="list-style-type: none"> 安全重要度分類見直しへの活用 リスク情報からの安全重要度を参考に妥当性を確認し必要があれば見直す。 	<ul style="list-style-type: none"> 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度(起因事象ごと) CDF, CFF
	<ul style="list-style-type: none"> 耐震設計審査指針における活用 基準地震動 S_s の策定において, 地震動の超過確率を参照する。 	<ul style="list-style-type: none"> 地震ハザードカーブ CDF(地震)
安全評価(運転時の異常な過渡変化, 事故) 関連	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事象(DBE)の選定及び評価条件への活用 DBE の選定及び評価条件にリスク情報を参考にし, 現行の妥当性確認を行い, 必要があれば見直しにつなげる。 	<ul style="list-style-type: none"> ΔCDF, ΔCFF 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度(起因事象ごと) CDF, CFF

付表 B-1 リスク評価の活用項目の候補 (2/8)

活動	リスク評価活用項目 候補	意思決定に使えるリスク結果及び指標(例)
<p>工事計画関連</p>	<p>リスク評価活用項目 候補</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 工事計画認可・届出対象設備の選定への活用 工事計画認可・届出の対象設備のうち、原子炉の安全に係る設備が安全に対する重要度に応じたものとなっているかについて、リスク情報を参考に、現行の対象設備の分析・整理、妥当性評価手法検討、対象設備の妥当性評価を行う。 ・ 耐震設計審査における「残余のリスク」評価への活用 地震 PRA により耐震設計の残余のリスクを定量的に評価する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ CDF, CFF ・ ΔCDF, ΔCFF
<p>保安規定関連</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ ダイナミックリスク情報活用保安規定 従来、保安規定は個々の設備・系統の猶予時間を含んだ厳格な規定を記しているが、PRA によりこれを緩和するもの。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ CDF(t), CFF(t): 時間関数の CDF, CFF ・ ICCDP, ICCFP
<p>アクションマネジメント (AM) 関連</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ AM 検討への活用 事業者は、AM の整備(運転手順書あるいは運転員訓練への反映含む)及び有効性評価に内的事象/外的事象のリスク評価を活用する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 影響のある操作のリスク重要度解析 (F-V, RAW), ・ 随伴事故シーケンス ・ ΔCDF, ΔCFF
<p>保守管理関連</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ コンプライエーション(設備構成)計画への活用 「リスク計画」すなわち先取りする PRA 活用である。プラントにおける諸活動の準備、計画、工程設定を支援することを含んでいる。設備改造、配置変更などの影響及び有効性を、リスク情報を参考に判断する。これはプラント保守、試験に役立つ。設備構成、試験、そして保守の様々な組み合わせにより、様々なリスクが生じる。リスク情報を活用した変更管理の利点は、リスクピークの低減、累積/平均リスクの管理。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ CDF(t), CFF(t): 時間関数の CDF, CFF ・ ICCDP, ICCFP ・ 時間関数としての SSC リスク重要度解析

付表 B-1 リスク評価の活用項目の候補 (3/8)

活動	リスク評価活用項目 候補	意思決定に使えるリスク結果及び指標 (例)
<p>保守管理関連</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ コンフィギュレーション評価・管理 実際のコンフィギュレーション、活動、許容できる程度の予期しない事象に起因するリスクを管理するためにプラント要員によるオンラインの PRA を行う。 ・ 保守活動への活用 事業者は、リスク情報を参考に設備あるいは操作の安全重要度を抽出し、それらに重点を置いた保守活動を検討し、保全プログラムの最適化に資する。 ・ リスク情報を活用した施設管理 (ハラスキープニング) リスク上重要なエリアにおいて直接的に施設管理を行うことにより、地震などの外部事象、内部火災や内部溢水の内部ハザードによるリスクを小さくすることを保証する。 ・ 保修要員の訓練プログラム PRA からの知見、情報により保修要員の訓練を向上させる。例えば多重系の共通原因故障 / 保修起因故障のような、保守活動にリスク上重要なものに焦点を当てる。 ・ 設備リスク重要度 PRA からプラント設備の相対的安全重要度を決めるのに使える知見が得られる。これにより、安全重要度が低い / 高い設備は、QA システムにおける措置を減らす / 増やす候補を決めることが出来る。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ CDF(t), CFF(t): 時間関数の CDF, CFF ・ ICCDP, ICCFP ・ 時間関数としての SSC リスク重要度解析 <ul style="list-style-type: none"> ・ 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW) ・ ΔCDF, ΔCFF <ul style="list-style-type: none"> ・ 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW) ・ ΔCDF, ΔCFF <ul style="list-style-type: none"> ・ 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW) ・ 事故前の人的過誤 (例: 定期検査中の保修ミス) ・ 保修にかかると基本事象 ・ 共通原因故障 (CCF) ・ ΔCDF, ΔCFF <ul style="list-style-type: none"> ・ 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW)

付表 B-1 リスク評価の活用項目の候補 (4/8)

活動	リスク評価活用項目 候補	意思決定に使えるリスク結果及び指標(例)
<p>運転管理関連</p>	<p>リスク評価活用項目 候補</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全情報分析への活用 前兆事象解析(ASP)評価にかかる体系だった枠組みの構築を図り、安全情報(事故故障など)の分析・評価にリスク評価を活用する。 ・ プラントの安全レベルの把握への活用 事業者はプラントの PRA により、総合的な安全レベルを把握する。 ・ 運転中事象の評価 運転中に起きた事象を過酷な影響の事故シナリオに外挿した PRA により、些細な出来事に基づいた事故だとみなせる価値ある知見が得られる。この活用により、許容できない影響になる事故までのマージンを評価することが出来る。 ・ 改善策のリスク評価 リスク指標の変化を用いて、改善の是非を決めることに用いる。 ・ 安全問題の重要性評価への活用 PRA 結果から、重要で新しい安全問題を確認することが出来る。逆に、それらの安全問題の相対的 중요さが PRA で評価できる。 ・ プラント出力増強、バックフィット、プラント改良 リスクの観点から、プラントの設計・運転の点で改良のために弱点や効果的なエリアを抽出する。PRA は出力増強の選択、設計、実施、正当化、許認可の支援になる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ CCDF, CCFP ・ CDF, CFF ・ QHO ・ 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度 ・ リスクの主な寄与因子 ・ CCDF, CCFP ・ CDF, CFF ・ ΔCDF, ΔCFF ・ CDF, CFF ・ QHO ・ 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度 ・ リスクの主な寄与因子 ・ 結果に影響を与える重要な仮定 ・ CDF, CFF ・ CDF, CFF ・ QHO ・ 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度 ・ リスクの主な寄与因子

付表 B-1 リスク評価の活用項目の候補 (5/8)

活動	リスク評価活用項目 候補	意思決定に使えるリスク結果及び指標(例)
<p>運転管理関連</p>	<p>リスク評価活用項目 候補</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時運転マニュアルの開発と改良 PRA 結果などを用いて、緊急時運転マニュアルを作る/改良する。事象ベースのマニュアル、前兆事象ベースのマニュアル、支配的事故シナリオ用のマニュアルなどが整備できる。 運転員の訓練プログラム 事故進展過程、重要事故シナリオ発生確率、炉心損傷防止に関する情報により運転員訓練プログラムの改良を行う。 プラントマネジメント訓練 PRA の技術、応用、含意について適切なコミュニケーションをはかる。プラントマネジメントは、SAMG の枠組みの中での意思決定に究極的には対応する。これには重要な過酷事故シナリオ、その頻度、影響を十分理解することが必要である。 長期にわたるリスクベイズドパフォーマンス指標への適用 CDF トレンド、CDF の期待値と計算値の比較などを含む情報は、規制及び高いレベルのプラントマネジメントに役立つ。また長期にわたるリスク指標から経年劣化を細かく指摘することの助けになる。 短期のリスクベイズドパフォーマンス指標への適用 瞬時のリスク評価が必要。事象や計画的な活動に付随するリスクに起因する CDF 変化が示される。 	<ul style="list-style-type: none"> 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW), 随伴事故シナリオ ΔCDF, ΔCFF 人的過誤が重要な役割を演じる CDF/CFF のドミナント事故シナリオの表示 人的過誤と関連する SSC のリスク重要度解析 (F-V, RAW) ΔCDF, ΔCFF CDF, CFF QHO モデル化された全ての事象のリスク重要度解析 支配的事故シナリオの表示 リスク知見 CDF, CFF CDF(t), CFF(t): 時間関数の CDF, CFF QHO 全ての SSC/人的過誤/エリアのリスク重要度 リスクの最大寄与因子 CDF, CFF CDF(t), CFF(t): 時間関数の CDF, CFF QHO 全ての SSC/人的過誤/エリアのリスク重要度 リスクの最大寄与因子

付表 B-1 リスク評価の活用項目の候補 (6/8)

活動	リスク評価活用項目 候補	意思決定に使えるリスク結果及び指標(例)
緊急時管理関連	<ul style="list-style-type: none"> 防災対策への活用 防災計画のシナリオ等の検討を、リスク情報を参考にして行う。防災対策を行う地域の設定、防災措置のレベル、避難／待避の計画／訓練などへの参考になる。 	<ul style="list-style-type: none"> QHO 防災対応ごとの急性・潜在のリスク/被曝
テロ対策	<ul style="list-style-type: none"> テロ襲撃に対する防御評価 致命的エリアの確認、リスク低減のための試験的設計確認を含む評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> CCDP, CCFP 全ての SSC/人的過誤/エリアのリスク重要度
検査関連	<ul style="list-style-type: none"> 検査対象設備検討への活用 検査の重点化を念頭に、リスク情報を活用して重要度の高い設備等を抽出し、検査の対象・項目などの妥当性を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> CDF, CFF QHO 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度解析 リスクの最大寄与因子 ΔCDF, ΔCFF CCDP, CCFP
	<ul style="list-style-type: none"> 供用期間中試験(IST)への活用 IST プログラムの主に弁とポンプに対してその試験間隔を見直すことを PRA と決定論的解析からの相対的リスク重要度で試みる。ただし、原理的には弁やポンプ以外の全ての設備に適用可能。 	<ul style="list-style-type: none"> 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW) ΔCDF, ΔCFF
	<ul style="list-style-type: none"> 供用期間中検査(ISI)への活用 配管の破損可能性評価や破損時プラント影響評価にリスク情報を用いることにより、作業量や従事者被ばくの視点も含めた合理的な ISI 計画を策定する。ただし、原理的には配管だけでなく全ての静的機器に適用可能。 	<ul style="list-style-type: none"> 別の検査戦略における機器故障率 CCDP, CCFP ΔCDF, ΔCFF
	<ul style="list-style-type: none"> サーベイランス試験間隔(STI)への活用 設備信頼性への STI の影響と、コストへの影響を考慮して STI を最適化する。試験頻度が上がると設備アンペアリテイは下がるが、試験期間中の設備アンペアリテイは、弁再構成、制御回路作動、AC/DC サーキットブレーカー開、などに起因して増加する。 	<ul style="list-style-type: none"> 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW) ΔCDF, ΔCFF

付表 B-1 リスク評価の活用項目の候補 (7/8)

活動	リスク評価活用項目 候補	意思決定に使えるリスク結果及び指標(例)
検査関連	<p>リスク評価への活用</p> <ul style="list-style-type: none"> 検査結果の評価への活用 検査結果からの対策によるリスク変化を用いて、検査での劣化事象のリスクへの影響, として改善策案を評価する。 	<ul style="list-style-type: none"> 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度解析 リスクの主な寄与因子 CDF, CFF, ΔCDF, ΔCFF,
定期安全レビュー関連	<p>定期安全レビュー(PSR)における PRA</p> <ul style="list-style-type: none"> 定期安全レビュー(PSR)における PRA 個別プラントの PRA により, 総合的な安全レベル及び安全上重要な点を把握する。 	<ul style="list-style-type: none"> CDF CDF{t}
定期安全レビュー関連	<p>定期安全レビュー(PSR)における PRA</p> <ul style="list-style-type: none"> 定期安全レビュー(PSR)における PRA 個別プラントの PRA により, 総合的な安全レベル及び安全上重要な点を把握する。 	<ul style="list-style-type: none"> ΔCDF, ΔCFF, CDF, CFF, QHO 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度解析 リスクの主な寄与因子
高経年化対策関連	<p>経年変化評価への活用</p> <ul style="list-style-type: none"> 経年変化を考慮したリスク情報を参考に高経年化対策の効果・影響を把握し判断に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> CDF, CFF QHO ΔCDF, ΔCFF 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW) 影響のある SSC/人的過誤のリスク重要度解析 (F-V, RAW) ΔCDF, ΔCFF

付表 B-1 リスク評価の活用項目の候補 (8/8)

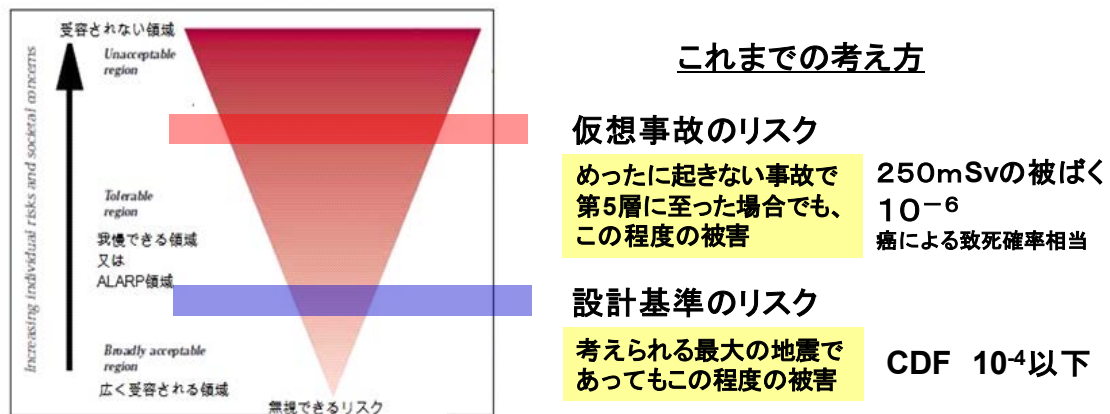
活動	リスク評価活用項目 候補	意思決定に使えるリスク結果及び指標(例)
規制判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 長期の規制判断 PRAを用いて、長期にわたる規制の目的や要件の優先度、そして関連する安全研究の優先度を検討できる。 ・ 中期の規制判断 規制問題を軽減するのに、PRAを用いることが出来る。つまり、(a)プラントでの事象に対応した規制活動に必要なこと、(b)保安規定の一度だけの緩和、あるいは他の規制要件、(c)設備構成あるいは手順の一次的な修正。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ CDF, CFF ・ QHO ・ 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度解析 ・ リスクの主な寄与因子 ・ ΔCDF, ΔCFF ・ CCDF, CCFF <ul style="list-style-type: none"> ・ CDF, CFF ・ QHO ・ 全ての SSC/人的過誤のリスク重要度解析 ・ リスクの主な寄与因子 ・ ΔCDF, ΔCFF ・ CCDF, CCFF

付録C 深層防護とリスクの関係に関する考察

一般に「リスク」は、「影響事象の大きさ」と「発生頻度」の組み合わせである。

リスクを受ける事象毎に、「影響事象」毎に定量化の質を合わさなければ比較はできない。事象が発生すると推定する頻度は、横並びとして比較されているが、それではリスクの比較にはならない。事象を同じレベル、同じ評価事象としなければならない。すなわち、安全目標として定めた放射性物質の放出量に合わせて、 10^{-4} 年の CDF や 10^{-5} 年の CFF-1 の事象がもたらす放射性物質の放出量がどれくらいの頻度で発生するものかを評価する必要がある。

そこに、リスク評価の有用性がある。リスク評価を行い、安全目標、性能目標に対して実際の対策がどの程度のリスクレベルとなっているのか、横並びでの評価を行うことができる。



付図 C-1 これまでのリスク認識

付図 C-1 の左半は、英国 HSE でのリスク認識の図である。我が国でのこれまでの議論は、安全目標は、仮想事故を考えても敷地境界での被ばく量が 0.25Sv (250mSv)、死亡リスクが 10^{-6} 年以下であり、それを実現する十分な基準が性能目標として、炉心損傷頻度 CDF 10^{-4} 年、格納容器損傷頻度 CFF-1 の 10^{-5} 年があると理解されてきたのである。

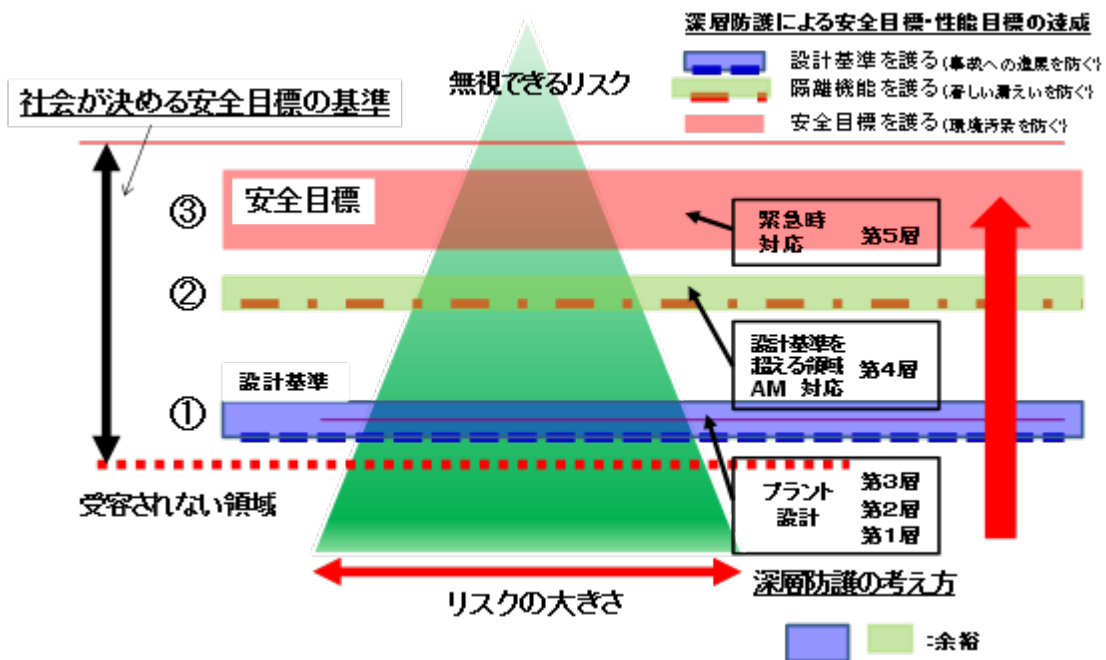
ここに示した仮想事故のリスクと設計基準のリスクは、同じリスクという指標で評価されるものではなく、それぞれの事象を発生頻度で示し、炉心損傷のリスクが確保されれば仮想事故の発生を十分に担保されるかのような印象を与えてきた。すなわち、「絶対安全」を印象付けてきたとも言える。

そこで先に示した図 5.3.2-1 (付図 C-2 に再掲) を見る。深層防護で掲げている、炉心損傷 CDF、格納容器損傷 CFF-1 と安全目標としてのリスク目標の関係を現わすこ

とを試みたものである。

設計基準は、許容されるリスク領域内に設定される。設計基準として定められる様々なハザードに対して安全性が担保される。ハザードが設計基準を超えたからと言って、必ずしも炉心損傷に至るとはいえない。しかし、様々なハザードにより、様々なシナリオが展開され、炉心損傷に至ることも考えなければならない。この設計で定めるハザードを超える事態に対するプラントの性能目標を定量的に示したのが炉心損傷の可能性を示す値 CDF である。すなわち、この状態で第 4 層の AM 対策が取られなくとも生じるリスク値は受容されないリスク値となることはない。これが最悪の事故によるリスク値となる。しかし、設計基準を超える事態に対応し深層防護とし第 4 層の領域での様々な対策、すなわち、AM 対策が取られる。それにより、炉心損傷・溶融に至らないような処置が取られ、さらには、放射性物質の放出を抑えるべく格納容器の損傷の可能性を避ける対策が取られる。格納容器の損傷の可能性を定量的に示した値が CFF-1 である。格納容器の損傷に至り、放射性物質の放出となる事態となるのが深層防護の第 5 層の状態である。この領域でも、プラントとして様々な対策を取ることでもできる。それにより放射性物質の放出量を低減でき、環境汚染や人への影響のリスクを低減することができる。また、人への影響は防災として避難、待機などの処置などにより、影響の提言、リスク値の低減が図られる。

これが、深層防護とリスクの関係である。



付図 C-2 深層防護と達成するリスク目標

付録D 分科会, 検討会, 標準委員会 委員名簿

1. リスク活用分科会 委員名簿 (H27.12.11 現在)

No.		氏名 (敬称略)	所属
1.	主査	村松 健	東京都市大学
2.	幹事	成宮 祥介	関西電力 (株)
3.	幹事	松本 昌昭	(株) 三菱総合研究所
4.	委員	糸井 達哉	東京大学
5.	委員	高田 孝	(国) 日本原子力研究開発機構
6.	委員	野口 和彦	横浜国立大学
7.	委員	宮野 廣	法政大学
8.	委員	牟田 仁	東京都市大学

2. 原子力安全検討会 委員名簿 (H27.12.11 現在)

No.		氏名 (敬称略)	所属
1.	主査	宮野 廣	法政大学
2.	副主査	山口 彰	東京大学
3.	幹事	河井 忠比古	(一社) 原子力安全推進協会
4.	幹事	成宮 祥介	関西電力 (株)
5.	委員	飯倉 隆彦	(株) 東芝
6.	委員	岡本 孝司	東京大学
7.	委員	関村 直人	東京大学
8.	委員	出町 和之	東京大学
9.	委員	中村 隆夫	大阪大学
10.	委員	中村 武彦	(国) 日本原子力研究開発機構
11.	委員	村松 健	東京都市大学
12.	委員	守屋 公三明	日立 GE ニュークリア・エナジー (株)
13.	委員	山岸 誠	三菱重工業 (株)
14.	委員	山下 正弘	(一財) 電力中央研究所
15.	委員	米山 充	東京電力 (株)

3. 標準委員会 委員名簿

(H27.12.11 現在)

No.		氏名 (敬称略)	所属
1.	委員長	関村 直人	東京大学
2.	副委員長	有富 正憲	東京工業大学
3.	幹事	山口 彰	東京大学
4.	委員	青柳 春樹	元日本原燃 (株)
5.	委員	姉川 尚史	東京電力 (株)
6.	委員	井口 哲夫	名古屋大学
7.	委員	上田 親彦	九州電力 (株)
8.	委員	伊藤 裕之	(一社) 原子力安全推進協会
9.	委員	大鳥 靖樹	(一財) 電力中央研究所
10.	委員	岡本 太志	富士電機 (株)
11.	委員	岡本 孝司	東京大学
12.	委員	小原 徹	東京工業大学
13.	委員	河井 忠比古	(一社) 原子力安全推進協会
14.	委員	清水 直孝	日本原子力保険プール
15.	委員	高橋 久永	三菱重工業 (株)
16.	委員	谷本 亮二	三菱マテリアル (株)
17.	委員	津山 雅樹	(一社) 日本電機工業会
18.	委員	鶴来 俊弘	中部電力 (株)
19.	委員	寺井 隆幸	東京大学
20.	委員	中井 良大	(国) 日本原子力研究開発機構
21.	委員	西野 祐治	原子燃料工業 (株)
22.	委員	萩原 剛	(株) 東芝
23.	委員	藤森 治男	日立 GE ニュークリア・エナジー (株)
24.	委員	本間 俊充	(国) 日本原子力研究開発機構
25.	委員	吉原 健介	関西電力 (株)
26.	委員	渡邊 宏	日揮 (株)

付録 E 会合と報告会等の実績

1. 分科会，検討会の開催実績

○リスク活用分科会

第1回	2015年	3月	27日
第2回	2015年	4月	16日
第3回	2015年	5月	21日
第4回	2015年	7月	1日
第5回	2015年	7月	24日
第6回	2015年	8月	20日
第7回	2015年	9月	8日
第8回	2015年	10月	6日
第9回	2015年	10月	22日
第10回	2015年	11月	20日

○原子力安全検討会（本分科会関連事項の審議があった会）

第11回	2015年	3月	9日
第12回	2015年	6月	3日
第13回	2015年	9月	15日
第14回	2015年	12月	7日

2. 標準委員会の開催実績（本分科会関連事項の審議があった会）

第60回	2015年	3月	13日
第61回	2015年	6月	12日
第62回	2015年	9月	18日
第63回	2015年	12月	11日

3. リスク評価の理解のために（AESJ-SC-TR011:2015）への意見募集の実績

○標準委員会

2015年3月16日（月）～2015年4月14日（火）（30日間）

○リスク専門部会

2015年4月30日（木）～2015年5月19日（火）（20日間）

AESJ-SC-TR011:2015

日本原子力学会技術レポート
リスク評価の理解のために

2016年4月19日発行

発行所 一般社団法人 日本原子力学会
(〒105-0004) 東京都港区新橋 2-3-7
(新橋第二中ビル 3階)
電話 (03)3508-1263 ; FAX (03)3581-6128
振替 00130-5-55932 番

©2016 Atomic Energy Society of Japan