

Title	リスク科学および原子力発電所のリスク評価の現状
Author(s)	標, 宣男
Citation	聖学院大学論叢, 10(2) : 91-114
URL	http://serve.seigakuin-univ.ac.jp/repos/modules/xoonips/detail.php?item_id=612
Rights	

聖学院学術情報発信システム : SERVE

SEigakuin Repository for academic archiVE

リスク科学および原子力発電所のリスク評価の現状

標 宣 男

A Brief Summary of Risk Science and Its Application to Nuclear Power Plants

Nobuo SHIMEGI

This report is a brief summary of risk science, which provides a good tool to understand quantitatively the potential for various kinds of hazards in our present environment from modern technologies. Risk is defined by two characteristics, that is, the degree of the effect of the hazard, and the uncertainties due to essentially stochastic effects and insufficient knowledge. A risk assessment technique is generally called PRA (Probabilistic Risk Assessment), when the probability is employed to calculate the initiating frequency of the stochastic event. The PRA is almost always successfully applied to the design of nuclear power plants to increase the performance of safety facilities. In addition, the PRA is considered to be a useful method to obtain an excellent insight into the risk perception and the risk acceptance for nuclear power plants by the public in spite of the uncertainties mentioned above.

1. はじめに

現在、我々が社会的に直面する障害の多くは、従来の公害とは異なる様相を持ち、一般に環境問題として認識されている。文献(1)ではこの現代の環境問題を、酸性雨、農薬による害、各種商品に含まれる化学物質、原子力発電に伴う放射性物質の影響等を含む広域環境問題と、自然環境の破壊、熱帯雨林の問題、気候温暖化、生物種の激減など未来環境問題に分類している。言い代えるなら前者は人間に直接影響する問題、後者は地球的規模の問題を通して間接的に人間に影響する問題といえよう。いずれにせよ、これらの問題は従来の公害とは異なる性格をもっており、同文献はそれらを具体的に次のように列記する（一部略述した）。

- 1) 各個人又特定の場所がうける危険の大きさは大きくないが、影響をうける人数および地域の

Key words; Risk, PRA, Hazard, Probability, Uncertainty, Nuclear Power Plants, Risk Perception, Risk Acceptance

範囲が大きい。

- 2) 化学物質などの、影響が小さいが多種の物質の複合的影響をうける。
- 3) 原因と結果の因果関係が不明な点等、不確かさという特色を持つ。
- 4) 環境に影響を及ぼすものが多く、多面的になり単純に当面の障害を取除いても問題の解決にならない。むしろ別の問題を引き起こす危険がある。
- 5) 環境保全と生活レベルのバランスの問題を考慮しなければならない。従来のトレード・オフ的でなく両立することが必要。
- 6) 環境問題は近い将来における人類生存の危機に関係する。
- 7) 資源・エネルギー枯渇も人類の生存に関係する故に環境問題はこれらの問題と同じ枠組で考えねばならない。

以上これらの現代の環境問題の性質から帰結する総合的特徴は、第一に不確実性である。大気汚染等の環境問題にみられる影響因子の多さ、因果関係の不明等知識の不足による不確実性、低放射線被曝による障害にみられる本質的確率的意味の不確実性が存在する。第二にそれらの問題は、その生起確率は小さくとも起った場合の影響が重大である点にある。資源エネルギー問題にみられる将来の人類の危機はいうにおよばず、環境における人工的の化学物質あるいは放射性物質の蓄積などによる癌などの致死性の疾患、あるいは死にいたらずとも重篤な健康障害や遺伝的障害を起こす危険に広い範囲の人々が曝されると考えられる。ここで留意しなければならないことは、環境問題の原因が何らかの意味で生活を保つのに必要なものとして人為的に環境に導入された物質であり、その負の効果を完全に打ち消す代替物の選択が難しい場合が多いことである。すなわち、現代の問題は前述の5)に示した性質を認めざるを得ない点にある。

いいかえれば、高度技術社会に支えられる限り我々の生活は1つ1つの生ずる確率は小さいが、大きな危険を持つ物質を複数もつ環境に必然的に曝されているといえる。このような環境への対応には従来のような“安全”（絶対安全）か“危険”かという二値理論では解決は出来ないグレーゾーンが存在する。ここに、このグレーゾーンを定量的に評価するために“リスク”という新しい概念を設ける必要性があるのである。又従来安全性に関する工学的手法として信頼性工学や安全工学などがある。しかし、この現代の環境問題に対処するためにはより広範囲な学問分野に関係した“リスク（科）学”が必要とされるようになったと言える。

本論では、この“リスク（科）学”の現状をリスクの評価およびリスク管理の数理工学的手法を中心に概説する。ついで、その有力な応用分野である原子力発電所のリスク評価について、応用の現状と限界及び見通しについて述べる。

2. リスク科学の概要

2.1 “リスク”とその数学表現

前章において述べた様に“リスク”には影響の大きさと不確実性の両方の概念が含まれねばならない。これが“リスク”に“危険”という日本語訳を単純にあてはめない理由である。このような理由から現在、次のような一般的形のリスクの定義が提案されている。

リスクの定義⁽⁴⁾

人間の生命や経済活動にとって、望ましくない事象の発生の不確実さの程度およびその結果の大きさの程度

本論ではこの望ましくない事象を人間の死亡（あるいは死亡者数）と考えることにする。又発生の不確実さについていえば、その性質として、確率的なもの、偶発的なもの、未解明なもの、予見不能なもの等、様々存在する。F. Knight は行為と結果の因果構造が一定の確率分布で記述されている場合をリスクと呼び、そうでない場合と区別している⁽⁵⁾が、現在ではこの不確実性の性質によりリスクと呼ぶかどうか区別することはしないことが多い。ただし、これらの性質の相異によりリスクの取扱い方が異なることは考えられる。特に1章の広域環境問題と未来環境問題では取扱いが異なるであろう。本論で述べるリスクの取扱いは、現状では主として前者を念頭においているものである。

リスクの数学的表現については一般に次のように表現される⁽⁶⁾。

$$\{ r : \text{リスク} \} = \{ P : \text{事象の生起する頻度} \} \\ \oplus \{ d : \text{望ましくない結果 (本論の場合, 人間死亡 (数))} \} \quad (2-1)$$

ここで \oplus は和集合を意味するが、必ずしも積のみに限定されない。従って因果の要因構造の確からしさや不利益な結果の大きさの確からしさや、不利益な結果の大きさの確からしさをも含めリスクの広義の定義とする。ただし、場合によっては、確率をいくらでも小さくとるならば、いくらでも厳しい結果を与えるという不合理なことも考えられる故に多くの場合、確率と結果の積を用いることが多い。又しばしば、死亡の確率のみをリスクと考えることがある。ここでは事象 i の生起する頻度が確率分を P_i で与えられる場合を考え、次式で“リスク”を数学的に定義する。

$$r = \sum_i P_i d_i \quad \sum P_i = 1 \quad (i=1 \sim n) \quad (2-2)$$

ここで n は事象の総数である。

さらに巨大システムのリスクを考える場合、事象 i をどのように考えるかが、しばしば問題とされる。そこでは事象を決めるシナリオ（シナリオに従ったモデル）が必要となる。この場合シナリオに従って生起する事象の確率自身の不確実さ、又シナリオあるいはモデル自身の持つ不確実さを考慮しなければならない。このような不確実事象のシナリオ（又はモデル） S_i を含めリスクを次

のように定義することが提案されている⁽⁷⁾。

$$r = r(P_i, d_i, S_i) (i = 1 \sim n) \quad (2-3)$$

以上のようなリスクの数学的な表現は、個人としては受け入れがたい死亡リスクを統計的死とらえることにより合理的理性的に受けとめることを促し、リスクの社会的受入れ水準を規定しうる可能性を持っている⁽⁴⁾。なお上記の“シナリオ”は、より一般的にはその社会の持つものの考え方、民族性等を含む文化および環境を意味し、リスクの“感じ方”はこれ等の要因に影響される。しかし本稿ではこの“シナリオ”を事象を具体的に記述するモデルが従う自然科学的又工学的シナリオの意味で用いることとする。

2.2 リスク評価

リスク評価 (risk assessment) についてはその内容が必ずしも一定しているわけではなく、分野によって異なる。これはリスク評価そのものが各リスク源ごと発展して来たことに由来し、リスクの源泉特有な認識対策上の評価手法が形成されて来たためである。しかしながらいづれの分野にせよ、評価方法の数理工学的取扱いによる定量化がはかられ、それに基づいて絶対あるいは相対的リスク、各々の間の比較によるリスク評価がなされて来たといえよう。ここでは米国 NRC⁽⁸⁾による健康リスク評価の手続きを基準として示すことにする。なお文献9)によれば、環境リスクにおいてもほぼ同様な手続きがなされている。これらの文献によると、リスク評価の手続きは、リスクの同定 (有害性の確認)、量-反応関係、曝露評価、に分けられ、さらにこれら評価に基づきなされるリスク判定が加わる。

1) リスクの同定 (risk identification)

まず有害性あるいは危険の構造を定性的に把握しなければならない。特定のリスク源がどのような障害をどのような空間分布でもたらす可能性があるかを概括的に把握する。

2) 量-反応評価 (dose-response assessment)

特定のリスク因子と生体との反応関係を定量的に把握することを量-反応評価という。多くの場合、疫学的アプローチ、動物実験、生物学的モニタリング等により得られたデータを統計学的に処理して得られる現象論的モデル (phenomenological model)、ある多変数量解析のための多次元分布モデルなど、純粋な理論モデルというより半経験的モデルが用いられることが多い⁽³⁾。従ってこのモデル中にも基本的データ上の誤差、経験モデルに含まれる誤差等、不確実性が存在し、この不確実性をも評価しなければならない。

3) 曝露評価 (exposure assessment)

リスク因子と生体との間に特定の量-反応関係があったにせよ、リスク因子がどの程度の量、環境に放出され、どのくらい広く分布することにより、どのような人々がリスクに曝されるかを推定することが必要である。すなわち曝露量と曝露集団の推定の必要性である。この推定は、食品や自動

車の排気ガス等に含まれる特定の化学物質のように、現在環境に放出されている原因物質についてその曝露量と曝露経路を特定するような場合と、複雑な巨大システムの事故のように事故原因から事故の拡大、リスク因子の放出と人間集団の被曝量の推定というような様々な場合があるが、いづれにせよ曝露全過程を表わすシナリオが必要とされる。このシナリオに基づき数学モデルを作ることにより、曝露量と曝露集団が決まる。

ここで、前者の食品等に含まれる化学物質の場合、その出荷量と流通経路のモデル化が必要である。又自動車の排気ガスに含まれている NO_x 等の有害物質のような場合には、現状では量-反応関係の不明確さに加え、曝露量推定の数学モデルの作成には基本的なデータの不足により多大な困難が伴うと考えられる。又、複雑な巨大システムの事故の場合、排気ガス曝露の場合とは別の離れさが数学モデルの構築に存在する。

複雑な巨大システムの事故によりリスク因子が環境に放出されるまでのシナリオおよびそれに基づく数学モデルを考える場合、事故の発生からシステム内の様々な要素の破損、作動あるいは不動作を考慮しなければならない。このような場合、信頼性工学およびシステム工学的手法が適用される。特に、事故の進展のシナリオにおいて、システムの各要素の働きがシナリオを決定する。特にその要素が安全性の確保を目的として設置されている場合、その不動作は事故の拡大を意味する。事故シナリオにおいてはこのような要素の不動作が、ある確率（通常は小さい）でおこると考えられる。このように事故の発生から事故の進展の過程を、システム要素の作動・不動作の確率を考慮解析する手法を“確率論的リスク評価 (PRA: Probabilistic Risk Assessment)⁽¹⁾”という。PRA は事故進展に関係するシステム要素の作動・不動作のシリーズからなるイベント・ツリー (event tree) と各要素の不動作又故障確率を求めるフォルト・ツリー (fault tree) よりなる。その具体例は第3章に示すこととし、ここでは省略する。

このような手段により決まるシナリオに従い、事故時の物理現象を表す数学モデルが作られ、システム内の各物理事象、化学反応等を計算することにより環境への曝露量が求められる。その際、曝露事象の発生確率 P は例えば次式で与えられる。

$$P = F \cdot \prod_i P_i \quad (2-4)$$

ここで F は事故の発生確率（起因事故の確率）、P_i はこのシナリオにおいてシステム要素 i の不動作（又は故障）確率である。

この評価において起因事象の確率 F は、信頼性工学等により推定することが考えられるが、さらにこの起因事故として人的過誤 (human error) を考慮しなければならない。一般的に言ってこの人的因子 (human factor) の取扱いについては原子力発電所の確率論的リスク評価上、システム工学の1つの要素として考慮されるようになった。この点についても、第3章において述べることとする。

以上曝露量推定モデル作成においても、確率の計算においても、使用するデータベースが重要で

ある。例えば、事故要因の検討には対象となるシステムと整合性のある事故記録が必要であろう。これには危険物質を取扱うプロセス産業の事故記録データベースである FACT¹⁰⁾ (Failure Accident Technical information System) 等がある。又システムの要素の故障確率の計算には、一般的には IEEE 1984ハンドブックがあげられる。利用すべきデータの無い場合には専門家の合理的判断に頼らざるを得ない。

なお、少量ではあるが、良質のプラント固有データが存在する場合にはベイジアン推定を用いる方法がある。この方法では一般データから事前分布を得、ついでプラント固有データから適当な尤度関数を推定し、次にベイズの理論を用い事後分布を求める。推定すべきデータを λ とし、以上を式にすると次のようになる¹¹⁾。

$$f(\lambda | E) = \frac{f(\lambda)L(E | \lambda)}{\int_{-\infty}^{\infty} f(\lambda)L(E | \lambda)d\lambda} \quad (2-5)$$

$f(\lambda | E)$: 事後分布 (ある特定のエビデンス E の観測に基づく条件付確率)

$f(\lambda)$: 事前分布 (一般的情報に基づく λ の分布)

$L(E | \lambda)$: 尤度関数 (与えられた λ の値に対し、特定のエビデンス E が生じる条件付確率)

4) リスク判定 (risk characterization)

2) で求めた量-反応評価の結果と 3) で得られた曝露量および確率により 2-2 式で定義されたリスクが求められる。

2.3 リスク管理 (risk management)

リスク評価の定義に一般的なものが存在しないようにリスクの管理にも一般的な定義は無い。ここでは、リスク管理の目的をリスクの専門家でない一般市民にもいかにリスクをリスクとして認知 (risk perception) させるか、さらに一般公衆がそのリスクを許容 (PA: Public Acceptance) できるまでいかにリスクを減少させるよう制御することであるとしよう。この PA を達成させるためには、単にリスク源を管理することだけでなく、当該リスクそのもの、の理解が不可欠である。そのためには、リスク情報提供者と一般市民との情報の交換 (risk communication) がまず必要である。次でリスクを相対的に捉えることも必要である¹²⁾。この相対比較法としては、①自然のバックグラウンドと比較する方法、②ある目標の代替案との比較をする方法、③社会に受容されている他のリスクとの比較が考えられる。さらに①~③と次元が異なる比較方法として、④リスクを、それを冒すことによって生ずる便益と比較するリスク-便益法がある。

リスク管理は、リスクコミュニケーション、リスク比較等の後、結局リスクの許容か拒否かの意志の決定問題に帰着する。このように、意志の決定について、規範的また記述的立場に立って研究するのが決定理論である。特に意志決定の段階において、その結果がどのようなか不確実な場合 “不確実性下の決定理論”¹³⁾ と呼ばれている。この不確実性が客観的確率分布で記述できる場合、

数学的取扱いが可能であり、前述のベイズ理論の応用もその1つである。又、経済学等で用いられるいわゆる効用理論による意志決定法である期待効用理論もリスク科学に応用されているが、R. L. Keeney¹⁴⁾により提案された多属性効用関数を文献(15)によって示す。

多属性効用関係の属性として、不運を被る人数（公共リスク負担）、事後公平性、事前公平性（これら2つは分布の公平性を表わす）を導入する。さらに不運の状態として生死の2状態のみではなく3つ以上の状態がある場合を考える。

今、地域社会の構成人数N人、不運の状態をM種とし状況*i* (*i* = 1 ~ L) が生じた場合の不運行列を X_i とすると、

$$X_i = \begin{pmatrix} x_{i11} & \cdots & x_{i1N} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ x_{iM1} & \cdots & x_{iMN} \end{pmatrix} \quad (2-6)$$

ここで X_i の要素 x_{ijk} は状況 *i* が生じた時 *k* 番目の構成員に不運 *j* が生じたかどうかを示すもので、生じた場合1、生じなかった場合は0を取るものとする。

又、状況 *i* が生ずる確率を P_i とすると、リスク負担の周辺確率分布を表わす事列リスク行列 Q は次のように表わされる。

$$Q = \begin{pmatrix} q_{11} & \cdots & q_{1N} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ q_{M1} & \cdots & q_{MN} \end{pmatrix} \quad (2-7)$$

Q の要素 q_{jk} は個人 *k* が不運レベル *j* を被る周辺確率を表わし次式で定義される。

$$q_{jk} = \sum_{i=1}^L P_i x_{ijk} \quad (2-8)$$

さらに x_{ijk} を用いてリスク負担分布を表わす不運ベクトル y_i を定義する。

$$y_i = (y_{i1}, y_{i2}, \cdots, y_{iM})^T \quad (2-9)$$

ただし、各要素 y_{ij} は状況 *i* のもとで不運レベル *j* を被る個人の数を表わす。

$$y_{ij} = \sum_{k=1}^N x_{ijk} \quad (2-10)$$

以上定義した諸量を用い、リスク負担の量 (amount of risk burden)、事後公平性 (ex-post equity)、事前公平性 (ex-ante equity) を表わす効用関数 (utility function) を各々に対し定義する。ここで、上記三つの属性ごと不運レベルに対する重みベクトルを W_y , W_p , W_e とする。

この重みベクトルの各要素について次の関係があるとする。

$$0 = w_{yM} < \cdots < w_{y1} = 1$$

$$0 = w_{pM} < \cdots < w_{p1} = 1$$

$$0 = w_{eM} < \cdots < w_{e1} = 1$$

ここでM番目の状態は不運を被らないことを示す。以下に各属性に関する効用関数の一例を示す。

リスク負担の量に対し

$$\left. \begin{aligned} U_y &= \sum_{i=1}^L P_i u_{yi} \\ u_{yi} &= \sum_{j=1}^M w_{yj}^2 / N^2 \end{aligned} \right\} \quad (2-11)$$

事後公平性に対し

$$\left. \begin{aligned} U_P &= \sum_{i=1}^L P_i u_{Pi} \\ u_{Pi} &= -4 \sum_{j=1}^M n_{ij} y_{ij} \\ n_{ij} &= \sum_{k>j} (w_{Pj} - w_{PR}) y_{iR} / N^2 \end{aligned} \right\} \quad (2-12)$$

事前公平性に対し

$$\left. \begin{aligned} U_a &= -4 \sum_{k=1}^N \left(\sum_{j=1}^M w_{aj} q_{jk} - m \right)^2 / N \\ m &= \sum_{j=1}^M \sum_{k=1}^N w_{aj} q_{jk} / N \end{aligned} \right\} \quad (2-13)$$

以上ここで例示した効用関数による評価は各個人、又集団が、あるリスクに対し態度決定する場合の客観的判断材料を与えるようにみえる。しかしこの場合にも、確率 P_i 、リスク負担分布 y_i に含まれる不確かさ、さらに効用関数の形の任意性、重みの決め方等における不確実性が存在することに注意しなければならない。他の意志決定モデルにおいても同様な状況が存在する。

なおリスクの許容レベルについての例として、文献3)より C. Stam の研究結果を図2-1に示す。この図において望ましくない結果として個人の死が考えられており、その為リスクとしては死亡確率そのものがとられている。この図より、 10^{-6} の死亡レベルより小さいリスクは無視しうると考えられていることが示されている。

3. 原子力発電所とリスク

3.1 原子力発電所のリスク評価

(1) リスク同定

原子力発電が他のエネルギー生産システムと異なる点は、その開発の段階から安全性問題の重要性を認識し、それを原子力発電所の設計思想の中心に据え具体化して来た点にある。このように「安全性の確保」が最優先として考えられてきたエネルギー産業は原子力発電所以外には無く、他の多くの産業においては、健康障害などの実害が生じた後に後追的に対処して来たといつてよからう。もちろん原子力発電が「安全性」の問題を重視して来たのは原子力発電の原理であるウランの

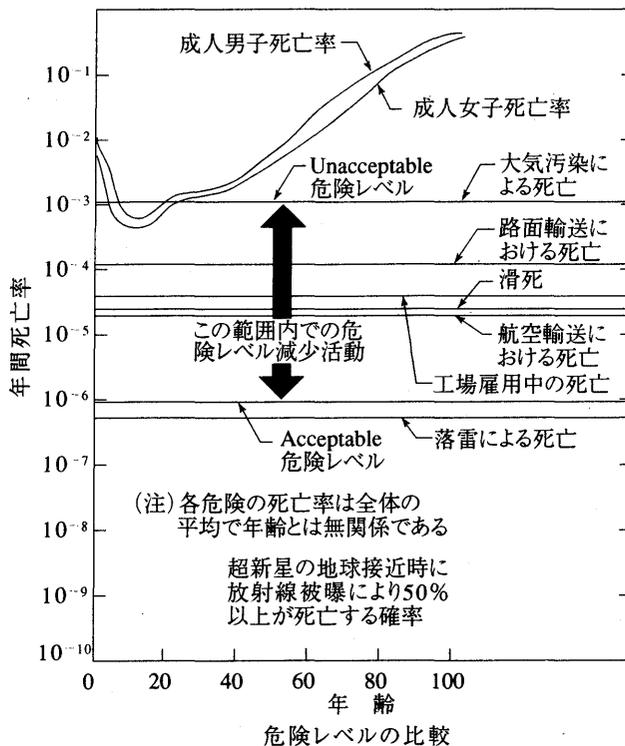


図2-1 “Acceptable” および “Unacceptable” リスク・レベルの比較(参考文献3より)

核分裂が必然的に高レベル放射性物質としての核分裂生成物 (FP: Fission Product) を生ぜざるを得ないためである。したがって原子力発電における安全性の問題は危険物の存在自体ではなく、それをいかに封じ込めるかという技術的問題であり、これが工学的安全性が重視される所以である。

原子力発電所の安全性の基本思想は危険物質をいかに一般公衆から「隔離」するかということに尽きる。そのため核分裂生成物 (FP) をいかに発生場所近くに封じ込めるかが大切である。そのために燃料として熱に強いセラミックである酸化ウランを用いることから始まり、原子炉および付属の安全系システムまでを格納する格納容器にいたる多重 FP 障壁を備えている。これにより通常運転時における発電所周辺の漏洩放射線レベルは自然放射線レベルの数十分の一に保たれ、自然放射線レベルの変動中の中に入ってしまうほど微量である。それ故通常運転時には原子力発電所の「安全性」は問題にはならない。その上、原子力発電所の設置は過疎地の人家から十分離れた場所とされており、これも「隔離」の思想の具体化の1つである。

原子力発電所の安全設計のもう一つの特徴は、前記の通常運転時に加え事故発生時においても FP から一般公衆を保護する機能を持たせている点にある。このような目的を達成するために採用された設計思想を深層 (多重) 防護 (defence in depth) という。この方法は異常の発生防止 (第一のレベル)、事故への進展防止 (第二のレベル)、事故の影響緩和 (第三のレベル) からなる。深

層防護の基本的考えは合理的と考えられる範囲内で前レベルの一部、又全部を否定しても当該レベルにおいて事故を喰い止めることが出来る能力を持っていることである。多少具体的に述べるならば、第一のレベルにおいて事故へと発展する危険性がある異常事象発生を極力防止することにより、この為いわゆるフェイル・セーフ（含冗長性）設計の採用や運転員の誤動作を予防するための制御系へのインターロックの設置など余裕ある設計が行なわれている。この前レベル否定の論理に従えば、この第一のレベルの信頼性が十分高くともその一部、又全部が破られるとの前提に立って第二のレベルの対策を立て、これのみで事故拡大の完全防止を目指すことになる。このレベルの機能としては、原子炉の核分裂を停止させる緊急停止系、および緊急炉心冷却系（ECCS）等が考えられる。第三のレベルの対策も同様な思想の下に、放射性物質の周辺環境への異常放出を防止することを目的に原子炉格納容器および格納容器スプレイ等が設置されている。

これら深層防護の各レベルは各々定められた範囲内に事故をそれ独自で封じ込める能力を持つことが期待されている故に、この設計思想の具体化により、原子力発電所の安全系への信頼は非常に高いものと考えられて来た。原子力発電所の安全性の問題が論じられる時、かつて原発開発側の答弁として（日本の）原子力発電所の安全の“絶対安全”を主張した背景には、この設計思想があるのである。このような態度が変化したのは世界的な原発事故米国の TMI-2¹⁶⁾ やソ連のチェルノブイリ事故¹⁷⁾ の後である。チェルノブイリ原発事故の場合は、一般市民あるいはジャーナリズムへの影響は非常に大きいものがあったが、その設計思想上の相異の大きさから具体的で重要な教訓を西側の専門家に与えることはなかったように思う。一方、西側の発電用原子炉と同型の TMI-2 事故は、原発開発側に原子力発電所の安全性の問題は“絶対安全”の主張では対処出来ないものであることを認識せしめ、多くの教訓と技術上の改善をもたらしたと言える。後述する確率的リスク評価（あるいは安全評価）の進展は、開発側による（2-2）式の意味での原子力発電所のリスク同定（risk identification）であり、リスク認知（risk perception）であるといえよう。もちろん逆に（絶対）“危険”のみを主張することも正しい同定とはいえないことも付け加えなければならない。

（2）量－反応関係

原子力発電所の危険性は発生する多量の核分裂生成物（FP）から放射される放射線による障害である。FP とそれによる障害との関係は、次の量の計測がなされはじめて現実的考察の対象となる。第一は FP からの放射線量である。放射線計測器の 1 つに GM カウンターがある。この GM カウンターは、カウンター内に封入されたアルゴンガスの分子 1 個を電離する程度の微弱放射線をも計測できるほどの高精度をもっているのである。FP からの放射線の量が測られると次にその放射線に対する生体の反応である。放射線に対する生体の反応（障害）については、国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告中¹⁸⁾ にまとめられている。放射線障害には、確定的影響と確率的影響がある。前者は、多量の放射線を照射された場合の多量な細胞致死を生ずる組織全体又は局部的障害を示す。原発事故の場合、このような細胞致死を引き起こす危険は原発従事者、又は防災関係者など

職業人に対するものであり、一般公衆に対するものではない。従って本論で問題とする“リスク”に関係した障害は確率的影響といわれる致死性の癌（場合によっては重篤な遺伝的影響）を意味することにする。

これら確率的影響とは低線量被曝下で電離放射線事象により低い確率でおこる正常細胞中の変化に由来する影響をいう（高線量では確定的影響が確率的影響をおおいかくしてしまう）。確率的影響に対するデータは、人間に対する放射線影響データ（日本の被曝者からのデータは重要な位置をしめている）を最大限利用しており、それを補うために人間以外の情報が使われている。前記のICRPの報告書に記載されている特定致死がんの生涯確率を例として表3-1に示す。表中 Sv（シーベルト）は、放射線の物質への投入エネルギー密度（Gy：グレイという単位を持つ）に放射線の種類（He 原子核である α 線，電子である β 線，電磁波である γ 線）による生物学的影響度を考慮した（上記の放射線に各々，10，1，1 をかける）ものである。なお参考のため自然界に通常存在する放射線，すなわち自然放射線の値を示すと，日本の場合，平均1.5mSv（ $1\text{ mSv} = \frac{1}{1000}\text{ Sv}$ ），世界平均2.4mSv である。遺伝的影響については，人間に直接関係したデータは限られており，日本の原爆被曝者の中には遺伝的影響は現われていない。多くの仮定と不確かさを含んでいるが，そ

表3-1 全年齢から成る集団における低線量被ばくによる特定致死がんの生涯死亡（文献18より）

	致死確率係数 (10^{-4} Sv^{-1})	
	ICRP (1977)	この報告書
膀胱	—	30
骨髄	20	50
骨表面	5	5
乳房	25	20
結腸	—	85
肝臓	—	15
肺	20	85
食道	—	30
卵巣	—	10
皮膚	—	2
胃	—	110
甲状腺	5	8
残りの組織・臓器 ¹⁾	50	50
計	125 ²⁾	500 ³⁾

- 1) 残りの組織・臓器の内容は2つの報告でまったく異なる。
- 2) この合計値は，作業員集団と一般公衆の両方に対し使われた。
- 3) 一般公衆にのみ使用。作業員集団の致死がんの総リスクは $400 \times 10^{-4}\text{ Sv}^{-1}$ とする。

表3-2 親集団が1 Gyの低線量率、低LET放射線に被ばくしたあとの、倍加線量法により推定された重篤な遺伝子影響の確率。倍加線量は1 Gyと仮定。(文献18より)

	倍加線量(Gy)	遺伝的障害の 自然有病率 (10^{-2})	放射線誘発確率(10^{-2} Gy $^{-1}$)		
			第一世代	第二世代	全世代
UNSCEAR* 1977	1	10.51	0.63	—	1.85
UNSCEAR 1982	1	10.63	0.22	—	約1.50
UNSCEAR 1986 (多因子性を除く)	1	1.63	0.18	—	1.04
UNSCEAR 1988 (多因子性と数的染色体異常を除く)	1	約 1.30	約0.18	0.14	約1.20
BEIR** 1980	0.5-2.5	10.70	0.15-0.75	—	0.60-1.10
BEIR 1990 (先天異常を含み、一般多因子性を除く)	1	3.6-4.6	0.15-0.40	—	1.15-2.15

* United Nations Scientific Committee on Effect of Atomic Radiation

** Biological Effect of Ionizing Radiation

の推定値を上記の文献より表3-2に示す。

これらのデータのもつ問題は、これらのデータが高線量による被曝に対し得られたものであるという点である。具体的には、0.2Gy以下の線量では、癌死は統計的に有意(95%信頼限界)に増加していない¹⁸⁾。一方、リスク評価に必要な被曝影響は、数mGy～数10mGyの低線量に対するものである。ICRPはこの点について、確率的影響にはこれ以下ならば影響が存在しないという“しきい値”は存在しないと言う仮定を採用しており、その為低線量における確率的影響は高線量に対する値からの直線的外挿により求めている。この低線量での影響に対するこの仮定は、放射線防護という観点からは妥当なものである。しかし、近年低放射線被曝の影響について、危険よりもむしろ生体を活性化させるプラスの働きがあるという報告があり注目されている¹⁹⁾。さらに、放射線による遺伝子の突然変異と遺伝病の発生との関係について有為な影響はないという結果等、新しく研究もなされており²⁰⁾、今後の問題として残されている。このように放射線の生物への影響の研究は現在のところ決して完全なものとはいえない。しかし、放射線の生物に対する、特に人間に対する影響は「多分どのような環境中の有害要因と関連した情報より豊富な情報をもたらした」というICRPの指摘¹⁸⁾は他の環境問題と比較する上で留意すべきと考えられる。

(3) 曝露評価

原子力発電所の事故時において多量のFPが環境へ放出されないまでも、何らかの炉心損傷が現実的に生ずる可能性の検討とそのような事故の評価には確率的リスク評価(PRA)が有効である。このことが認められたのは、TMI-2事故以後であったとあってよい。この事故に先立つ1975年にN. ラスムッセン教授を中心にして「原子炉安全性研究」(通称ラスムッセン・レポート)

が出されたが、そこで用いられた手法がこのPRAであり、TMI-2事故はこのリスク評価において有為とされた事故シーケンスと極めてよく似ていたのである。なお、原子力発電所の安全研究の分野ではPRAの代わりにPSA (Probabilistic Safety Assessment) を用いているが、本論ではレベル1 PSA等の特別な場合を除いて一般的なPRAという語を用いることにする。

さて、PRAは原子力発電所における有為なすべての事故を対象にし、その発生頻度、影響を分析評価することを目的とし、レベル1 PSA、レベル2 PSA、レベル3 PSA、の3段階の評価によりなる(図3-1)。以下、主として文献(2)を参考に一つずつ原子力発電所のPSAについて述べる。

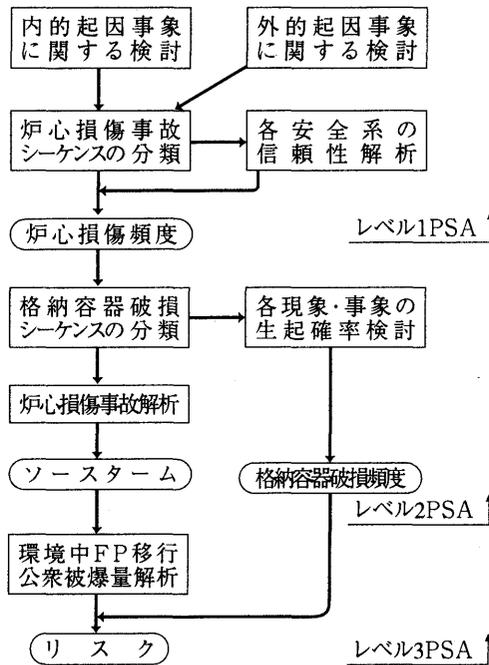


図3-1 原子力発電所のPSA手順(文献29より)

・レベル1 PSA²³⁾

原子力発電所PRAでは事故の発生原因を起因事象というが、この起因事象の選定とは、放射線物質放出等に至る事故シーケンスを起こしうる事象の中から、発生頻度、影響の観点より検討を要する有為な事象を選び出すことである²⁴⁾。この選定方法には、過去の運転経験、プラント特有の設計データ等を参考とした工学的判断による方法があるが、さらにより体系的な選定方法として、最終事象からそれをもたらす下位レベルと事象を分解するMaster Logic Diagram (MLD) 法がある。この方法では、原子力発電所のPRAの場合、最終事象として「放射線物質の放出」を置き、それに直接帰結する事象へと分解されついに機器故障や破損、作動ミス等に至るが、これらが起因事象となる。起因事象の発生頻度は運転経験をまとめたデータ等から推定されている。

現在、原子力発電所の PRA においては、この起因事象は「内的事象」と「外的事象」に分類されている。内的事象とは大口径の冷却機配管の完全破断である大 LOCA (Loss of Coolant Accident)、破断口径の小さい小 LOCA および外部電源の喪失事故等を意味し、外部事象としては地震や火災、航空機の墜落等の外部からのインパクトのことである。

起因事象が決まると、その発生時に事故の拡大を防止するための安全系の機能の成功、失敗を考えシーケンスを作るが、それを系統的に行うために前章で述べたイベント・ツリーを作成する。図 3-2 に冷却材配管破断 (LOCA) に関するイベント・ツリーを示す。ただしこのイベント・ツリー

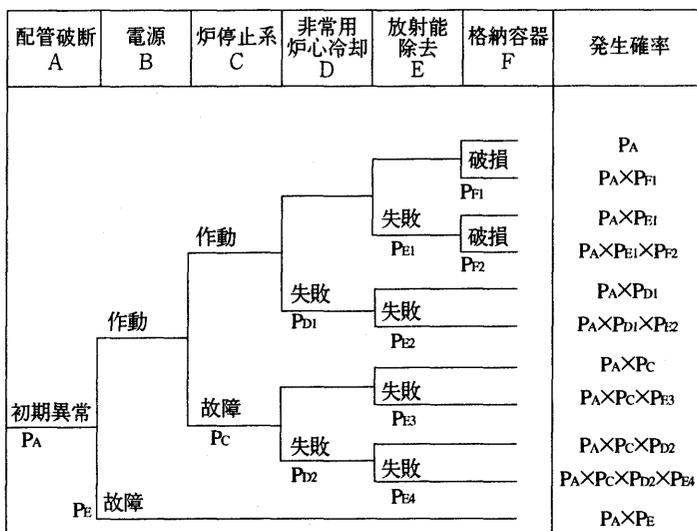


図3-2 冷却材配管破断異常に関するイベント・ツリー (文献24より)

は後述のレベル 2 PSA の範囲をもカバーしている。また各安全系の機能の失敗確率を評価するためにフォルト・ツリーを用いる。図3-3に安全設備の電源喪失確率を求める時のフォルト・ツリーを示す。これらの解析を通じ外部への放射線物質放出の危険を持つ事象である炉心損傷事故のシーケンスと確率が求められる。なお炉心損傷事故の頻度に対する相対的評価結果を図3-4に示す。

・レベル 2 PSA

炉心損傷にいたると思われるシーケンスを選択した後、次にすべきことは格納容器のイベント・ツリーを作成し、事故シーケンスを分けることである。具体的にいえば、各事故シーケンスの中で水素爆発および水蒸気爆発等、事故の進展に大きな影響を及ぼす現象や事象が生ずるか否かでシーケンスを分岐させることになる。すなわち、それぞれの現象・事象が生起するか否かにより格納容器破損までのシーケンスが決定されることになる。この格納容器破損までのイベント・ツリーの 1 例を図3-5に示す。

さらに公衆へのリスク計算に対しては、環境へ放出される FP の量の推定が必要である。これ

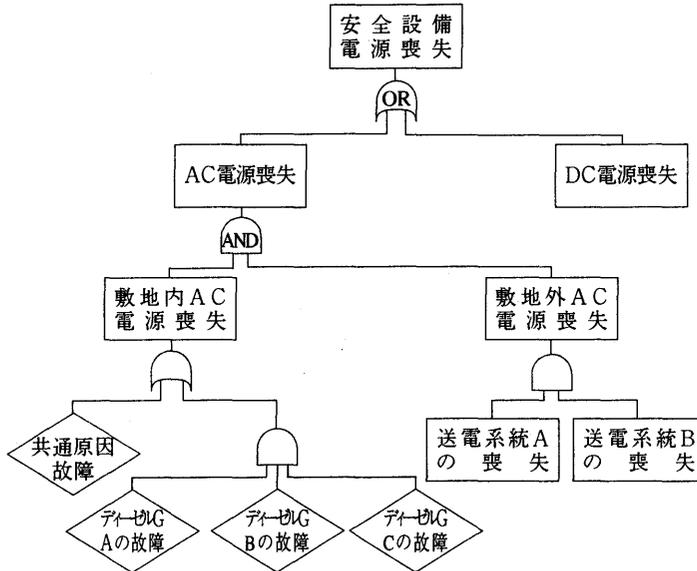


図3-3 簡単なフォールト・ツリーの例(文献24より)

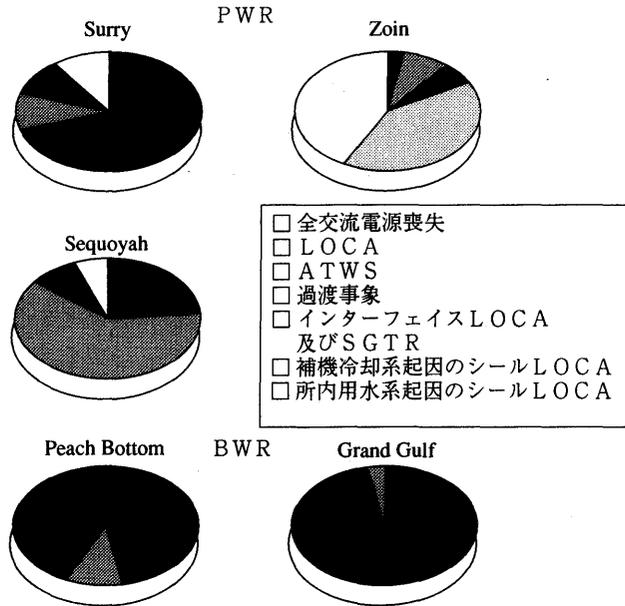
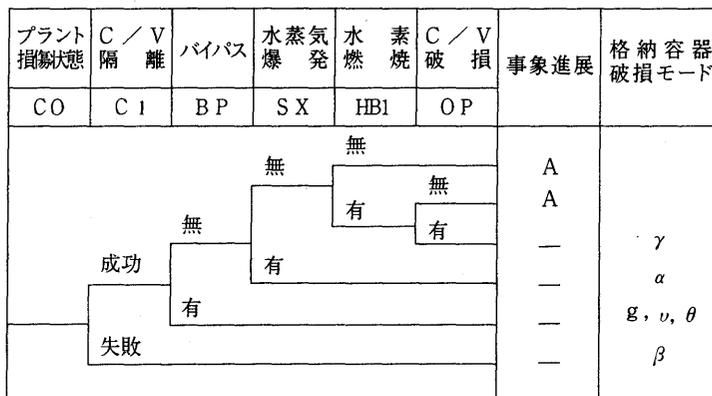


図3-4 NUREG-1150における炉心損傷頻度の相対的確率の評価結果(内的事象)(文献27より)

は「ソースターム」と呼ばれており、このソースタームの計算の中で、上記の事故シーケンス中の水素爆発や水蒸気爆発の可能性を解析的に検討する。通常ソースタームを評価する為には起因事象から炉心損傷、さらに格納容器の損傷までをカバーする物理モデルが用いられるが、この物理モデル



(注)事象進展の一はその時点で格納容器が破損することを意味する。

図3-5 PWRプラントの格納容器(C/V)イベントツリーの例
(炉心損傷～原子炉容器破損直前) (文献39より)

ルをコンピューターによって解くプログラム(コードと呼ばれる)が各種用意されている。例えば日本のものとしては日本原子力研究所の開発した THALES コード²³⁾および ART コード²⁴⁾があり、前者において起因事象発生から炉内の熱水力挙動、炉心の加熱溶融等を計算し、後者では放射性物質の放出・移行挙動を解析する。現在両コードは結合され THALES-2 コードとなっている。この THALES および ART 両コードを用いた計算結果の1例を図3-6に示す。又、図3-7には、格納容器破損モードの相対的確率の評価結果を示す。

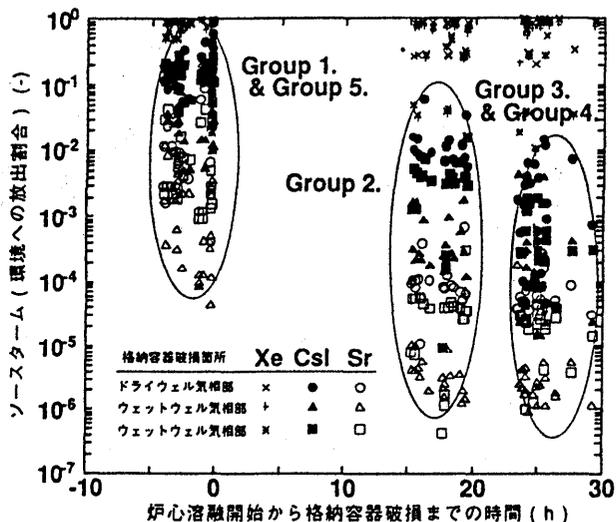
このような炉心損傷を伴う事故解析では、原子炉内の物理現象や化学変化が複雑におこり、それ故、個々の現象を精度良く解析することは必要である。しかし、それ以上に広範囲なシナリオを解析できることや現象の相互的影響をできるだけ抜け落ちなく解析できることが必要である。

・レベル3 PSA

レベル2 PSA において求められた FP の放出量(ソースターム)がどのように環境に影響するかを求める。この環境影響においては原子力発電所の周囲の地形等の情報はもとより、事故時の気象条件が重要であるが、これに対しては年間の気象条件を確率論的に取扱う方法が取られている。環境評価手法の概略を図3-8に示す。この内、より基本的な大気拡散モデル、生態圏モデルおよび健康影響モデルについて文献27)に基づき簡単に述べる。

大気拡散モデルは、FP 中の放射性核種の物質収支を支配する移流、分散、沈澱および崩壊連鎖を考慮した物質輸送方程式を用い、特定の気象条件における大気中での放出核種の移行を計算する。このための計算コードとして OSCAAR 等が開発されているが、そこで採用されているモデルは比較的簡単なプリューム(plume)として移行を取扱うモデルか、パフ(puff)として移行を取扱うか、いずれかのモデルが取られている。

生態圏モデルでは、大気からの沈着量をソースタームとして、生態圏における放射性核種の移行



- Group 1. 高压系作動過圧破損シナリオグループ
- Group 2. 低压系作動過圧破損シナリオグループ
- Group 3. 炉心冷却機能喪失作動過圧破損シナリオグループ
- Group 4. 全交流電源喪失長期過圧破損シナリオグループ
- Group 5. 原子炉スクラム失敗過圧破損シナリオグループ

図3-6 格納容器破損(過圧破損)時刻とソースタームとの相関 (文献27より)

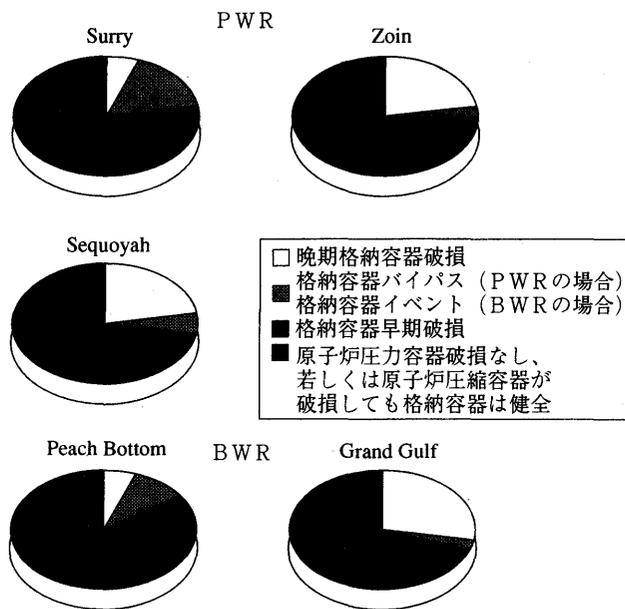


図3-7 NUREG-1150における格納容器破損モードの相対的確率の評価結果(内的事象) (文献27より)

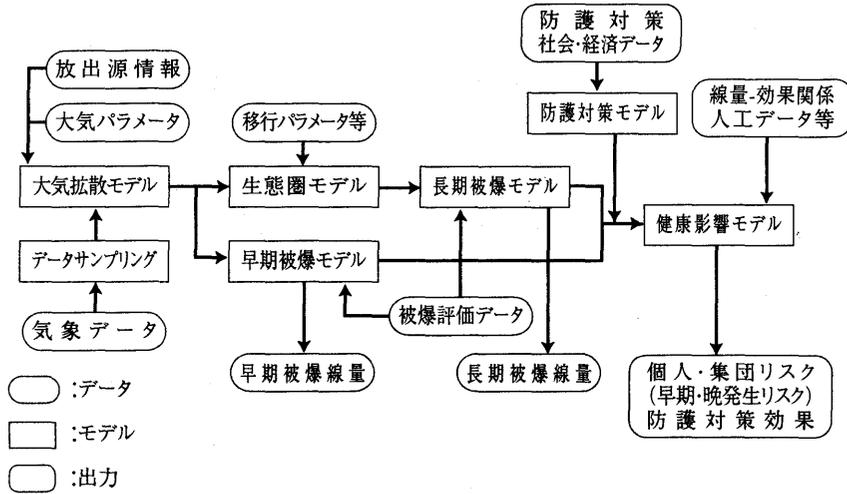


図3-8 確率論的環境影響評価手法の基本的骨格と評価の流れ (文献27より)

挙動を解析し、環境媒体（地表面、地表面近傍の空気）および人間の摂取物中の放射性核種濃度を予測する。このような被曝経路を図3-9に示す。実際の生態圏における放射性核種の動態は複雑であり、基本的構成要素をコンパートメントに分け、その間の物質移動を経験的に測定出来る係数を用いた常微分方程式による解析法がとられている。

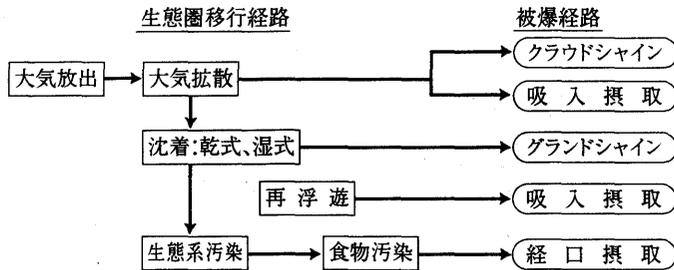


図3-9 事故放出核種の生態圏移行経路と被曝経路 (文献27より)

健康影響モデルは、被曝線量を入力条件として、量-反応関係に基づき、早期影響、晩発性影響などを推定している。なお摂取食物による内部被曝量の算出には次のような式が用いられる⁽³⁾。

放射線物質摂取のT日後に、ある問題臓器での放射線影響に比例すると考えられる線量当量、H (シーベルト (Sv))は、

$$H = \frac{1.38 \epsilon}{m \cdot 10^{10}} \int_0^T f_2 \cdot q_0 \cdot R(t) e^{-\lambda t} dt$$

となる。ただし

$R(t)$: 放射線物質の全身残留関数

λ : 放射線物質の崩壊定数

q_0 : 放射線物質の摂取量 (一回摂取ならば定数だし, 連続摂取の時は $q(t)$ となる。単位は
ベクレル (Bq))

f_2 : ある問題臓器での残留が全身残留に占める割合

m : 臓器質量 (グラム, g)

ϵ : 1 崩壊あたりの実効吸収エネルギー

この場合 $\epsilon = \sum E \cdot F \cdot Q \cdot n$

E : 放射線のエネルギー

F : 娘核種の壊変数/親核種の壊変数

Q : 線質係数 (放射線の種類や質の違いによって定められる, 吸収線量にかける荷重係数の
こと)

n : 均一に分布しない時の修正係数

放射性核種は一崩壊当たり, エネルギー・レベルの異なるさまざまな放射線を放出し, それぞれの放射線が異なる生物学的影響をもたらすため, ϵ はそれらの和を考えなければならない。

・リスクの判定

以上の手順によって求められた事故確率, 放出 FP 量と気象条件による拡散に基づく被曝量の計算, さらに量-反応関係による致死性ガンの確率が求められる。これらの値より, その地域の人口密度を乗じて積分することにより, その地域の死亡数を出すことが出来る。前述のように被曝量およびガン死の確率計算のために, このような機能を持つコンピュータコード OSCAAR が開発されており, 具体的な評価例が文献(28)に示されている。ただし, この例は上記の事故シナリオと結合しているわけではなく, かつ肺癌のみのリスク推定結果である。

・リスク評価上の注意点

原子力発電所のリスク評価上, 注意しなければならないことの1つは, ある機器またはシステムの故障が, 他の機器またはシステムの機能に影響を及ぼす従属故障を考慮しなければならないことである。これは, 共通モード故障, 伝播型故障, 又共通原因故障等に分けられている。イベント・ツリーおよびフォルト・ツリーの作成にはこれらの故障の存在を考慮しなければならない⁽¹¹⁾。

また, 外的事象中の地震により起因事象が発生する場合の評価が重要視されている⁽²⁹⁾。それは, 地震が起因事象とともに緩和系 (安全系) の故障を同時に発生させ, その場合生ずる事象中の不確か実さが大きいためである。近年のプレートテクトロニクス理論の発達により長期間地震が無い地域においても地震発生の可能性を考慮しなければならないことが判って来た。

PRA では事故時の現象や事象の中に必ずしも十分な知見が積載されていないものがある。それ

故リスク評価結果には知見の不足による不確実さが含まれることになる。従ってこの種の不確実さがどの程度か、それがどのような現象の不確実さによって生ずるか知ることが重要である。原子力発電所のPRAではこの種の不確実性評価の手順が示されており³⁰⁾、その結果の一例が炉心損傷頻度に対し図3-10の様に示されている。

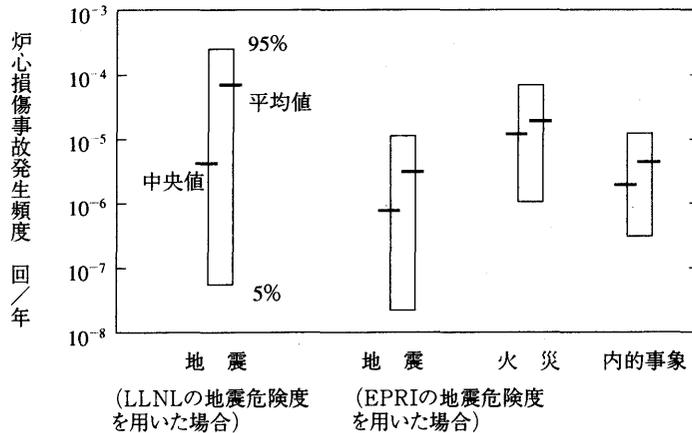


図3-10 米国における炉心損傷事故発生頻度の評価例 (NUREG-1150 Peach Bottom炉) (文献40より)

さらに人的因子のPRA上の取扱いも重要な点であり、事故発生前と後に分け運転員の動作の影響、例えば、保守点検等の際の弁の元の状態への戻し忘れ、事故発生時手動による安全系の作動の失敗の危険性をも考慮しなければならない。しかしながら、この人的因子については、プラントの設計思想とともにそれを生んだ社会の思想に強く依存し、IAEAはこれを safety culture (安全文化)の問題と捉えている³¹⁾。IAEAにおける安全文化とは「安全確保にその重要性にふさわしい注意が最優先で払われるようにするために、組織や個人が備えるべき特質と態度の集合」と定義されるものである。このことは、2.1節で述べた一般的な意味でのシナリオ依存性に相当する。

なお工学的に人的因子を取扱う方法の1つに人間信頼性解析 (Human Reliability Analysis: HRA)があるが確立した方法には未だなっていない。現時点でのPRAではTHERP手法が用いられることが多い。THERPの内容を文献(11)に従って概説する。

この手法は、状況の診断エラー確率を時間信頼性曲線を用い、又装置の操作エラー確率をいくつかの特徴に基づき対応したデータを参照して求める。この際確率のもつ不確実さの中を求めることが重要である。さらに、その診断、操作する人間への影響、例えば作業環境等の外的因子、経験、訓練によるスキル等の内的状態およびストレスの影響を考慮する。又複数のタスク間の失敗・成功の従属性 (人的従属性の評価)も人間信頼性評価に対し重要な考慮点である。最後にエラーを誤した場合でもそれからの回復の効果をも評価する。

3.2 リスク管理

現在原子力発電所ではリスク評価を一般公衆に対するリスク管理に用いるまでにはいたっていない。リスク評価の各手法は実用に近い所まで開発されて来ていると思われるが、なお知見の不足等からくる不確実性が、過度の保守的結果をもたらす危険があり、もう一步結果の精度向上の必要性があるように思われる。又人的過誤の取扱い等についても難しい問題を残している³²⁾。

しかしながら、これまでの研究の成果が、役に立っていないわけではない。上記のような不確実さを含んだ相対的な評価結果といえど同じ不確実さを含んだ結果間の相対的な比較には意味がある。同一プラント内のレベル1 PSA の結果（事故確率）の比較は安全系の相対的欠点、改良点の解明には役立っており³³⁾、現在はこの設計における利用が最も有効な利用分野であるという段階と考えられる。

また、今後その方向にあると思われる原子力発電所に対する PRA の政策上の適用はまず、原子炉の安全規制に対して考えられよう。この点に関し、1995年8月米国 NRC が、政策声明としてリスクに基づく規制（risk based regulation）の導入の方針を発表したことは注目すべき一步であろう³⁴⁾。以下文献(35)によってこの概略を示す。

PRA の利用方法は、①概略評価による課題の優先順位づけ、②詳細評価による課題分析及解決策立案に分けられる。表3-3は NRC の一般安全課題の優先順位づけに関する基準である。CDF（炉心損傷頻度）が 10^{-4} /年以上増加させる課題は高い優先順位を有し、 10^{-7} /年以下あるいは生涯リスクが10人レム以下の課題は安全性に問題無しとして検討対象外とされる。表3-4に課題分析及解決策立案への利用例を示す。この規準により公衆の健康と安全の改善と、それに用する費用に関係した価値効果解析（基準1000ドル/人レム）にすすむ。

原子力発電所のリスクの許容すなわちある基準が受け入れられるかどうかは社会に存在する他のリスクとの比較、特に他のエネルギー関連リスクとの比較が必要である。この分野の詳細な比較は、

表3-3 一般安全課題の優先順位づけに関する NRC 基準（文献35より）

CDF の増加 (1/炉年)		10^{-7}	10^{-6}	10^{-5}	10^{-4}
全原子炉による CDF の増加 (1/年)		3×10^{-6}	3×10^{-5}	3×10^{-4}	3×10^{-3}
集団線量の増加 (人レム/炉)		10^1	10^2	10^3	10^4
全原子炉による集団線量の増加 (人レム)		3×10^2	3×10^3	3×10^4	3×10^5
≥ 1000 ドル/人レム	検討対象外	検討対象外	低	中	高
< 1000 ドル/人レム		低	中	高	高

表3-4 安全目標意思決定のNRCガイドライン（文献35より）

炉心損傷頻度の変化幅	10^{-3}	規制解析の価値効果解析に進む	規制解析の価値効果解析に進む (優先度高)
	10^{-4}	規制解析の価値効果解析に進むかどうかについて管理者が判断する	規制解析の価値効果解析に進む
	10^{-5}	対応せず	規制解析の価値効果解析に進むかどうかについて管理者が判断する
	10^{-6}		
	10^{-2}	10^{-1}	1
	条件付き格納容器破損確率の推定値		

始められたばかり⁶⁶⁾であり、今後の課題の1つである。又他の様々な社会的リスクとの比較も必要であるが、その場合多くの社会的リスクを(1)式の型では比較し難いことから文献(37)ではLLE (Loss of Life Expectancy, 寿命短縮) が用いられている。これは又、“確率”という抽象的概念を、より具体的イメージとして理解させる1つの手法でもある。

なお一般公衆のリスク許容について正確な情報公開がいかに信頼形成に重要か、逆にいえば誤った情報提供がいかに信頼形式を損うかを、ベイズの定理を用いて示した文献(38)の記述は、リスクコミュニケーションの重要性を理論的に示した点興味深い。この過程で、原子力のリスクに対する効用関数などの適用、事前・事後の公平性の評価も必要であろう。

4. おわりに

科学技術社会に広く分布している潜在的危険を理解し、それを管理し許容していく手段としてのリスクについての学問的取扱いの現状を概観した。さらに、確率論的安全評価の研究において一日の長がある原子力発電所のPRAについて研究の現状、さらにそのリスク管理への適応の1つである安全規制への応用について述べた。

以上の検討より、PRA手法の基礎的理論については一応出そろっているように見える。しかし、PRAの対象となっているシステムや物理現象についての知見の不足からくる不確実さ（本来的に確率的なものを除いた不確実さ）がPRAの精度に大きく影響すると考えられていることが強調される。この点について、原子力発電所のPRAに必要な放射線の線量-反応関係にも多くの不明な点が多いにもかかわらず、他のどのような環境中の有害要因と関連した情報より豊富な情報を持っているという前述の指摘は、他の分野においてもさらに不確実性が大きいことを良くあらわしているのである。

もちろん、このような不確定の減少はPSAの精度を上げるために必要である。しかし、文献(34)において指摘されているように、「大切なのはPSAで得られる数字は中間産物でしかなく、真の産物は不確かさのわかった数字を通じて得られる洞察であるという認識である」。さらに、このような洞察の上に立ち1つの産業を社会的に許容するためには、他のリスクとの比較による当該産業システムに対する理解も必要である。特にこの種の理解が必要なのはリスクを負担しなければならない地域の一般公衆であり、その為には正確な情報の交換、すなわちリスク・コミュニケーションが不可欠であり、さらに事前・事後公平性の検討など一般公衆のリスク認知の動向を調査すること、およびそれを評価する為に効用関数の利用を含め様々な手法の開発が必要である。

もちろん、安全より安心・信頼といわれる現今の状況下ではことさら本稿で述べた確率を考慮したリスクの定義は必ずしも一般になじまないかもしれない(LLEはそれを克服する1つの手段である)。しかしここで定義された“リスク”という合理的概念は、その判断に影響する様々な要素(文化、地域の特徴、人間性等)を考慮しつつ、現代の技術環境に囲まれた社会を理解する上で有力な方法であろう。

参考文献

- (1) 中西準子、「環境のリスクアセスメント」, 岩波書店 (1995)
- (2) このようなリスクをグローバルリスクと表現することがある。
World Commission on Env. & Develop. “Our Common Future” Oxford Univ. Press. (1987)
- (3) 松原純子 “リスク科学入門”, 東京図書 (1989)
- (4) リスク学事典編集委員会 “リスク分析の考え方とその方法-特集: リスク等のアプローチのまとめ-”, 日本リスク研究学会誌, 第5巻, 第1号 (1993)
- (5) 酒井泰弘 “リスクと情報”, 日本リスク研究学会誌, 第5巻, 第1号 (1993)
- (6) 池田三郎 “リスクの学際的意義” 日本リスク研究学会誌, 第5巻, 第1号 (1993)
- (7) S. Kaplan “On the Quantitative Definition of Risk” Risk Analysis, Vol. 1, pp. 11~27 (1981)
- (8) U.S. NRC “Risk Assessment in Federal Government: Managing the Process”, National Academy Press. (1983)
- (9) A.V. Whyte et al. “Environmental Risk Assessment” SCOPE (1980)
- (10) A.D. Swain et al. “Hand Book of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Plant Applications” NUREG/CR-1278 (1983)
- (11) PSA 実施手順調査検討委員会 “確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討—レベル1 PSA, 内的事象—” 原子力安全研究協会 (1993)
- (12) 山縣登 “リスク概念とパブリックアクセプタンス”, 鈴木継美編 “環境の安全性” 恒星社厚生閣 (1987) 所収
- (13) H. チャーノフ, C.E. モーゼス (宮沢光一訳) “決定理論入門” 紀伊國屋書店 (1970)
- (14) R.L. Keeney “Equity and Public Risk”, Operations Research vol. 28, No. 3 (1980)
- (15) 田村担之 “公共リスク—リスク負担と公平” 日本リスク研究学会誌, 第5巻, 第1号 (1993)
- (16) USNRC “TMI-2 Lessons Learned Task Force Final Report” NUREG-0585 (1979)
- (17) ソ連原子力発電所事故調査特別委員会 “ソ連原子力発電所事故調査報告書” 原子力安全委員会 (1987)
- (18) 国際放射線防護委員会 “1990年報告”, 日本アイソトープ協会 (1992)

リスク科学および原子力発電所のリスク評価の現状

- (19) 服部禎男 “放射線ホルミシス現象” 日本原子力学会誌, 第37巻, 第4号 (1995)
- (20) 安田徳一 “多因子性疾患のリスク突然変異成分について” 日本原子力学会誌, 第38巻, 第2号 (1996)
- (21) U.S. NRC “Reactor Safety Study-an assessment of accident risks in US commercial nuclear power plant” WASH-1400, NUREG 75/014 (1975)
- (22) 阿部清治, 村松衛 “原子力発電所における確率論的安全評価の最近の歩み” 日本原子力学会誌, 第32巻, 第3号 (1990)
- (23) N.J. McCormick, “Reliability and Risk Analysis”, Academic Press (1981)
- (24) 近藤駿介等 “原子力発電所の確率論的安全評価” 日本原子力学会誌, 第28巻, 第12号 (1986)
- (25) Abe et al. “Overview of Development and Application of THALES Code System for Analysing Progression of Core Meltdown Accident of LWRs”, 2nd International Topical Meeting on NPP Thermal Hydraulics and Operations, (1986)
- (26) 石神努 “炉心溶融事故時 FP 移行挙動解析コード ART の使用手引” JAERI-M88-093 (1988)
- (27) 秋山守他 “軽水炉のシビアアクシデント研究の現状” 日本原子力学会誌, 第35巻, 第9号 (1993)
- (28) 米原英典 “原子炉事故による公衆の肺癌死亡リスクの推定モデル” 日本リスク研究学会誌, 第1巻, 第1号 (1989)
- (29) 阿部清治他 “原子力発電所に対する地震 PSA の研究動向” 日本原子力学会誌, 第36巻, 第4号 (1994)
- (30) USNRC “Severe Accident Risks: An Assessment of Five U.S. Nuclear Power Plants” NUREG-1150 (1990)
- (31) IAEA “Safety Culture: A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG)”, Safety Series No. 75, INSAG-4 (1991)
- (32) 近藤駿介他 “確率論的安全評価 (PSA) の最近のトピックス (下)” 原子力工業, 第42巻, 第10号 (1996)
- (33) 渡辺憲夫 “原子力発電所の事故・故障例に対する前兆事象評価の現状” 日本原子力学会誌, 第38巻, 第4号 (1996)
- (34) U.S. NRC “Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities: Final Policy Statement”, Federal Register, vol. 60, pp 42622-42629, (1995)
- (35) 近藤駿介他 “確率論的安全評価 (PSA) の最近のトピックス (上)” 原子力工業, 第42巻, 第9号 (1996)
- (36) 谷口武俊 “原子力及びエネルギー関連リスク” 日本リスク研究学会, 第5巻, 第1号 (1993)
- (37) B.L. Cohen (近藤駿介監訳) “私はなぜ原子力を選択するか” ERC 出版 (1994)
- (38) 山形浩史, 神田啓治 “原子力開発における信頼形成過程に関するベイズの定理” 日本原子力学会誌, 第38巻, 第8号 (1996)
- (39) PSA 実施手順調査検討委員会 “確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討—レベル2 PSA, 内的事象—” 原子力安全研究協会 (1993)
- (40) 文献(30)より原研村松氏が作成 (私信)