

確率論的安全評価とその応用 Probabilistic Safety Assessment and its Applications

松岡 猛*

Takeshi MATSUOKA

1. 概要

確率論的安全評価(PSA)が種々の分野に導入され、プラント設計、安全審査等においても重要な役割を果たし始めてきている。わが国においても各分野においてその重要性が認識されてきている。本講演においてはこの確率論的安全評価の基本的考え方を紹介し、そこで用いられている解析方法の概要を説明する。

さらに、応用分野として長い歴史をもつ原子力プラントの事例および近年積極的に適用が進められている船舶分野について紹介する。

2. 確率論的安全評価の基本的な考え方

工学システムを設計・建設・運転する際には、そのシステムが公衆や運転員に被害を与える恐れが無い様、事前の十分な検討が要求される。被害の程度がそれほど大きくないと想定されるシステムの場合は厳密な事前の検討よりも、使用経験の蓄積により安全性が判断され、安全確保のための様々な工夫がなされていく。しかし、原子力プラント、化学プラントに代表される大規模プラントにおいては、事故時の影響の大きさから万が一にも大事故を発生させるわけにはいかない状況にある。

安全評価法としては、決定論的方法と確率論的方法がある。決定論的方法においては安全確保のための工夫がどの様に機能するかを解析し、安全が確保されていることを確認する方法がとられる。しかし、完璧な工学システムというもの存在しないという立場からは何重にも整備された安全防護系でも次々に機能しなくなる多重故障を評価しなくてはならな

い。そこで、システムを構成する機器の故障・破損、システムを取りまく状況の発生を確率的な事象と捉え、システムにとり不都合な事態(事故)が発生する確率を定量的に評価する確率論的安全評価(PSA: Probabilistic Safety Assessment)という考え方が導入されてきている。

ここで、確率論的な事象の捉え方を単一の機器・構造物について考察してみる。図1は、ある機器・構造物の耐力(Ls)とそれに加えられる外力・荷重の強さ(Ld)の関係を模式的に示したものである。

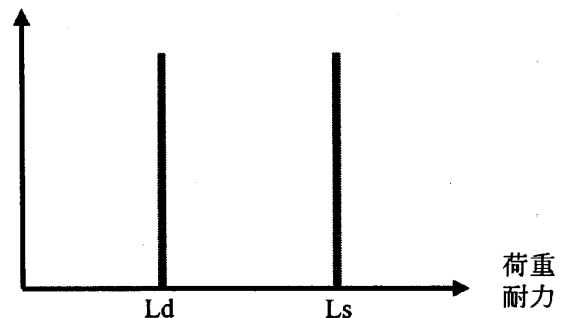


図1 荷重と耐力の関係

ここで、外力・荷重とは機器等の故障・破損形態に対応した種々のストレス、例えば衝撃力、荷重、圧力、振動、高温環境、腐食環境、・・・等を総称している。それ故、耐力はそれらに対抗し得る強度・性質等を総称したものである。図では、耐力も荷重も明確な値が判明しており、耐力が荷重を上回っている。このような場合に機器・構造物の故障・破損は絶対に発生しないと判断するのが決定論的な方法である。実際には、決定論的な方法においても荷重は定まった値を取るのではなく、条件により種々の値を取り得るので安全係数というものを2.0~5.0~7.0と設定し、想定される最大荷重の2~5~7倍の大き

* 宇都宮大学大学院工学研究科客員教授

〒321-8585 宇都宮市陽東 7-1-2 e-mail: mats@cc.utsunomiya-u.ac.jp

さを耐力として設計する事が通常実施されている。これにより設計された機器・構造物の故障・破損は発生せず安全は確保できると判断する。

しかし、実際に製作された機器等には製造過程における品質のばらつきが避けられない。これを考慮すると図2のLsに示す耐力の分布が考えられる。一方荷重にもLdの分布があるがこの図に示す様に二つの分布が十分分離している場合には、機器の故障・破損は発生せず安全は確保できると判断できる。

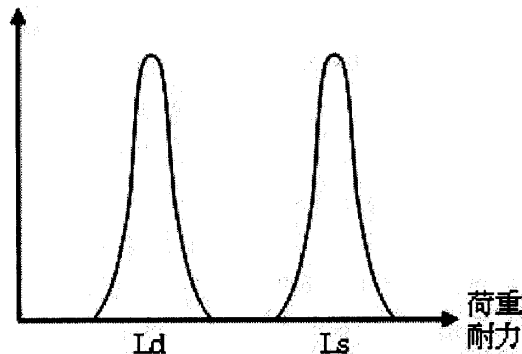


図2 荷重と耐力に分布のある場合

決定論的な判定においてもLs、Ldの分布を認めていないわけではない。分布が存在するからこそ安全係数を設定するのであり、Ls、Ldが十分距離を置いて存在しかつ、その距離に比較して分布の中が狭ければ図1に近いという暗黙の了解のもとに安全性を評価している。

これに対し、荷重の性質、物質の性質、製作コストの制約、分布巾に関する情報・知識の欠如等によりLs、Ldの分離が十分に達成できず図3のように重なり部分が生じてしまう事が避けられない場合に確率論的な評価が必要となってくる。荷重が耐力を上回る場合に故障・破損が発生するので、その発生確率を評価する。安全が十分確保されているかどうかは故障発生確率値が判定値に比較して小であるかどうかによって判断される。

確率論的な方法で評価を開始しても、荷重と耐力が十分離れており故障・破損確率を実質的に零と考えて良い結論に至る場合もある。この場合は決定論的な方法で得られた結論と同等となる。

この様に考えると、確率論的な方法では従来明確には意識していなかった確率的な分布をはっきりとした形で取り扱い、より深いレベルの検討を行っていると言える。それにより決定論的な方法では無視していた様な故障・破損の可能性までも定量的に表

現する事ができるとともに、逆に故障・破損確率が無視できない様な事象を定量的に評価し、安全対策における検討対象として扱う事も可能となった。

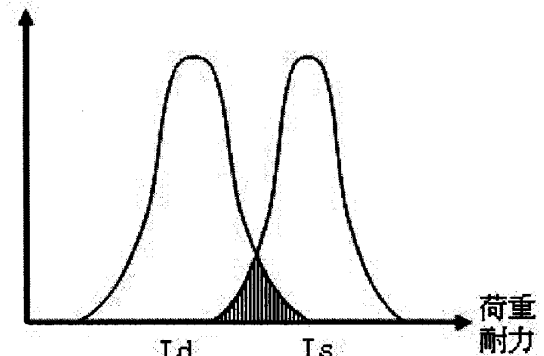


図3 荷重と耐力の重なり

確率論的安全評価では、被害発生の可能性の程度を明らかにする。そのために、イベント・ツリー手法という解析手法を用い、被害に到る多重故障の組み合わせ(事故シーケンス)、その発生確率(P_i)、被害の大きさ(C_i)を全て調べ上げ、 $P_i \cdot C_i$ の総和をもってシステムのもたらすリスクを定量的に評価する。これにより実際に事故を発生させることなく事前にシステムにとり問題となる箇所を摘出し、対策を施すことが可能となる。

確率論的安全評価はリスクを定量的に推定する唯一の手段と捉えられている。新規技術、複雑なシステムの安全性を人々に説明するのは難しい作業となるが、定量的なリスクという指標は、公衆と設計者との間の重要な接点となりうる。更には、PSAの評価結果は、各種設備のリスク管理に係わる意志決定プロセス、安全性向上のための効果的な手段の同定、安全確保のための運転管理方法の策定、規制活動等にも重要な情報を提供できる。

3. 解析方法

3.1 イベント・ツリー解析

大規模複雑なシステムでは一般に、事故の引き金となる単一の起因事象だけでは大事故には至らず、システム中の安全装置がすべて作動しない場合に限ってシステム等が危険な状態になり大事故が発生するといえる。つまり、システム中の安全機能の異常・故障の様々な組み合わせを体系的に分析する必要がある。この分析手段として原子力プラントの安全

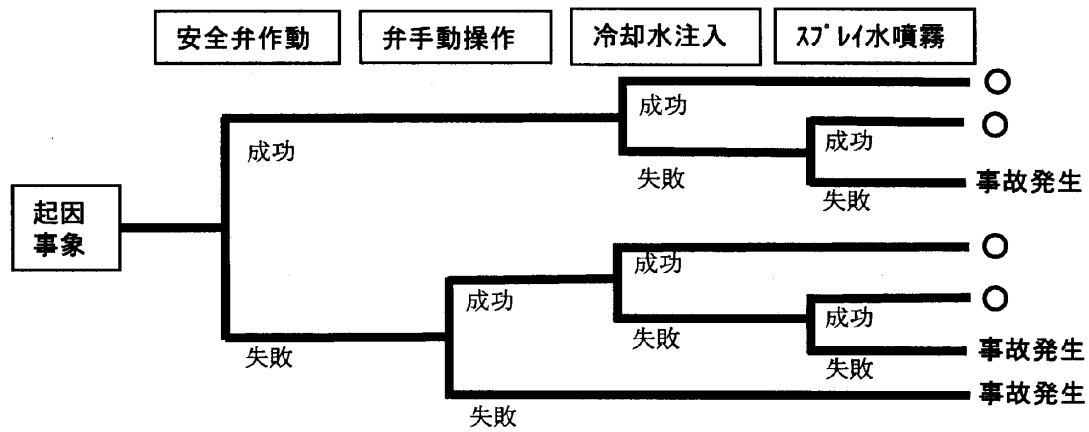


図4 イベント・ツリーの例

性評価ではイベント・ツリー解析[1]及びフォールト・ツリー解析[2]が用いられた。

イベント・ツリーは大事故につながり得る複雑な事故シーケンスの展開に適した解析方法で図4に示す様なツリー構造を持っている。左端に起因事象が置かれ、順次各種安全機能/安全システムを表す見出し(ヘディング)が上部に書かれている。各ヘディングにおける機能の成否に対応して事故のシーケンスが上下に分岐して行く。この様にして、論理的に起こり得る全ての事故シーケンスを同定することができる。

3.2 フォールト・ツリー解析

イベント・ツリーにより得られる各事故シーケンスを定量的に評価するためには、起因事象の発生頻度と合わせて各ヘディングの機能の成否に対応したシステムの成功/失敗確率を求める必要がある。このための解析手法としてはフォールト・ツリー (FT) が広く用いられている。FTはシステムの故障を構成機器の故障に分解して分析する解析手法で、図5に示す様なツリー構造を持っている事からフォールト・ツリー (故障木) と呼ばれている。

フォールト・ツリー解析手法は、米国のミニットマン発射制御装置の安全性評価のため1962年にベル研究所により開発された。その後、ボーイング社により改良され計算プログラムも作成された。原子力分野においても各種のFT解析プログラムが作られている。

フォールト・ツリー (FT) は複数の機器から構成されたシステムに起こる望ましくない事象をそれぞれの機器の故障、誤動作等のAND (記号 \square)、OR (記号 \cup) の様な単純な論理関係で結合して表現したものである。FT作成にあたっては、まずシステ

ムの機能を十分理解し、頂上事象を定義する。頂上事象はシステムに起こる望ましくない事象であり解析の目標と言える。実際の解析では頂上事象に厳密な定義を与え、混同の起こりにくい記述としておく必要がある。そうでないと、FT作成の途中で頂上事象の理解が揺らいでしまい、FT中の各分岐間に一貫性がなくなってしまう。

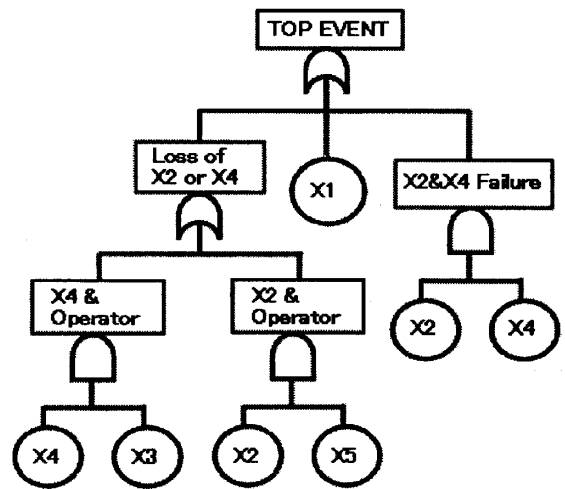


図5 フォールト・ツリーの例

頂上事象を分解する場合、第一段階ではできるだけ一般的な分類に基づき分解する。一方法として機器のランダム故障によるもの、人間の誤操作・ミスによるもの、外的な力によるもので分解する方法がある。この様にして分類された事象は通常長方形で囲まれた中間事象として表現され、より具体的・詳細な事象の組み合わせより成り立っている事を意味している。

さらに、中間事象をより具体的・基本的な事象に分解していくと、各枝の末端で円により表現された

基事象か、ダイヤモンド形で表現された未分解事象にたどり着く。基事象は故障、破損、誤動作等の基本的な事象で物理モデル、統計データ等から発生確率のデータが入手可能か、推定が容易な事象である。更に、基事象は他の事象とは独立に発生する事象として取り扱う。

3.3 システム信頼性解析手法各種

ここで、フォールト・ツリー以外に PSA 実施において用いられる各種のシステム信頼性解析手法について簡単に紹介しておく[3]。

FMEA、FMECA、HAZOP 等はシステムのモデル化に先立ってシステムの故障発生事象の理解を深めるために用いられる。

信頼性ブロックタイアグラムはシステム構成の理解のために使用され定量的な解析にも活用できる。

各機器の成功/失敗の状態間の遷移をマルコフ過程を応用した確率的な現象としてモデル化し、定量的な解析を行う方法にマルコフ解析がある。状態間の遷移の数が膨大なものとなるため、系が少しでも大きくなると、たちどころに解析の複雑さが増大してしまう。この方法は比較的単純な系に対してのみ有効である。

GO 手法は FT 解析とは異なり、成功経路を追う解析方法である。この手法はもともと 1960 年代から電気回路の解析のため開発・利用され、その後原子力の分野でも使用されてきた。

ペトリ・ネットは C.Petori の学位論文により導入された離散事象システムについての解析手法である。システムのモデル化はグラフ的な方法で行われ、システムの並行性、競合、相互排他、先行関係、非決定性等のモデル化が容易である。ペトリ・ネットのモデルはシミュレーションによる動作検証が可能であるという長所を持っている。これによりシステム全体の時間的な挙動、望ましくない性質をチェックする事ができ、主として分散処理システムの設計評価に使われている。

ダイグラフマトリックスは大規模システム解析のため開発された手法で、初期の頃には原子力燃料サイクル施設におけるセキュリティ解析に用いられた。スペース・シャトルのリスク評価プログラムにおいても使用されている。解析においてはシステム構成に対応したチャートを作成するので、大規模システムのモデル化においても正当性の検証が容易であるという長所を持っている。

ダイナミック・イベント・ツリーは時間軸を明示

的に表示したイベント・ツリー解析方法で、同一事象でも発生時刻が異なるとツリー中の別位置に分岐が現れる。分岐数は 2 以上任意の個数を設定できる。また、人的因子の取り扱いもでき人間信頼性解析においても活用できる。

成功状態に着目してシステムの論理構造を表現し、フォールト・ツリーに似たツリーを作成する方法にダイナミック・ゴール・ツリーがある。まず頂上に成功目標を置き、これを順次機器レベルまで分解していく。このツリーを解析するために、時間要素を組み込んだブール代数が定義されている。この論理を組み込む事によりシステムの動的な挙動が解析できる様になっている。

連続イベント・ツリーはプロセス変数を連続量とし、離散化されたシステム及び運転員状態と併せて、セミ・マルコフ・モデルにより取り扱う解析方法として開発された。プロセス変数・機器状態・運転員状態・時間の相空間を考え、その中での軌跡において遷移が起こり得るとした解析方法である。

ディスクリート・イベント・シミュレーションは動的システムをモンテカルロ・シミュレーションを応用して取り扱う手法として開発された。多数回のシミュレーションを繰り返し確率的な発生頻度が算出される。全ての事故シナリオを追跡するわけではないため比較的大きなシステムも取り扱い可能となる。

ダイナミック・フローグラフ手法(DFM)は機器状態間の原因-影響およびタイミングの関係を明示的に表現して安全性解析を実施する。主として航空・宇宙、原子力の分野で利用されている。

セル-セル・マッピング手法(CCMT)はハードウェア、ソフトウェアの故障状態を表現する離散状態マルコフ過程のアプローチを探っている。動的システムの非線形、確率的過程の解析が可能である。

DYLAM (DYnamic Logical Analysis Methodology) は計算機シミュレーションによるプラントの決定論的モデルと機器信頼度の確率モデルを結合した解析手法である。解析プログラムにおいては、初期状態から始め、設定時間間隔毎に全ての可能な機器状態の組み合わせを生成する。その際組み合わせ数の爆発を防ぐため発生確率値による切り捨て、故障機器数の上限等を設定できる様になっている。時間経過に伴うシステムの動的な信頼性解析が実施でき、頂上条件として複数設定が可能である。

GO-FLOW手法[4]は動的な挙動を示すシステム解析のために開発された手法である。成功確率を追求解析方法で、時間依存性の解析、複雑な動作モードを持つシステムの解析、動的システムの解析等フォールト・ツリー解析にはない優れた機能を持っている。

3.4 共通原因故障解析

大規模システムの信頼度を向上させる手段としては、同一機能を持った系を多重化して、冗長性を持たせる方法が広く実施されている。しかし、一つの原因のために複数の機器・系統が同時に故障してしまう共通原因故障が発生すると、独立故障のみが発生すると仮定した場合に比較して、冗長系の信頼度は格段に低下してしまう恐れがある。

システム信頼性解析においては、共通原因故障を適切に扱うことが極めて重要になってくる。共通原因故障をまったく考慮にいない解析結果は、多分に信頼度を過大に評価することとなる。逆に、共通原因故障を不用意に取り扱うと、今度は何桁も大きなシステム故障確率が出てくる恐れがある。

共通原因故障はPSAの分野においても、長年、研究が取り組まれてきた[5]。

共通原因故障のパラメトリックなモデルとしては4種類あり(β ファクタ法、MGL法、 α ファクタ法、BFR法)、その中でも β ファクタ法が簡便でデータも比較的多くあるので広く使われている。

3.5 人間信頼性解析

システムの信頼性解析では、通常システムを構成する機器の動作の成否、故障発生等を考慮対象として取り上げる。しかし、機械システムは運転員(人間)が関与し操作するのが普通である。人間と機械システムをトータルなシステムとして捉えた場合の信頼性には人間の誤操作や、逆に人間による機械部分の故障の修復・誤作動のバックアップも考慮する必要がある。

それ故、人間の信頼性解析が安全性評価においては重要な仕事となってくる。しかし、人間は機械システムとは異なり種々の複雑な性質を持っている。感覚器官からの入力を基に判断し、システムへフィードバック的動作を行う。また、不十分、互いに矛盾する、あるいは多義性のある情報が与えられた時でも何らかの判断を実施する事が可能である。正しい判断・操作をする確率は訓練の程度、手順書の良否に大きく依存している。余裕時間が長いほど通常正しい判断・操作を実施する事ができる。さらに、人間の置かれた状態によっても動作の成功確率は種々

異なってくる。

人間信頼性解析(HRA)とは、ある状況において人間がとるべき行動から逸脱する確率を評価する作業のことで、これにより人間の信頼度を推定する。HRAにおいては、まずシステムの信頼度に影響を与える人間行動を同定する。人間は要求された動作を正しく実行できないことの他に、本題とは無関係な事を突然してしまう事もある。しかし、人間行動の全ての可能性を予測する事は不可能である。そこで、システムの信頼度、アベイラビリティに影響を及ぼす可能性の大きな人間行動を取り上げ、調べていくのが最善の方法となる。

人間行動に対しての確率値を推定するのは難しい作業で、不確かさが大きなものとなる。通常、大きな不確かさ幅を取り、真値がその中に確実に収まるようにしている。

THERPとはTechnique for Human Error Rate Predictionの略でSwainのハンドブック[6]で提案された人間信頼性解析の方法である。これは一般的なタスクに対する過誤率を与え、それに対してPSF(Performance Shaping Factor)を用い、解析対象とする特定の状況下における過誤率を求める手順の事を言う。さらに、冗長系を構成するシステム中における人間行動の従属性を推定する方法も提供している。いわゆる第一世代の解析方法であるが、データも豊富で適用も容易であるので広く用いられている。

THERP以外に多くの高度化された解析方法が提案されているが、実用的な面からは困難さを伴っている。これらには、ATHEANA、CREAM[7]、m-SHELL等があり、航空機分野ではHFACS[8]が提案され用いられている。

4. 確率論的安全評価の原子力分野への応用

確率論的安全評価の本格的な実施は原子力プラントの安全性評価である1975年の原子炉安全性研究(ラスムッセン報告)[1]と言える。そこでは、ET解析とFT解析を組み合わせた解析を実施し、炉心損傷頻度と周辺住民へのリスクを定量的に算出した。

1979年に発生したThree Mile島の事故以降、米国ではPSAを決定論的安全評価に追加して実施することが推奨され、現在では全ての原子力プラントをPSA手法により評価・チェックすることが義務付けられている。我が国では、アクシデントマネジメントの

有効性検討や定期安全レビューにおける原子力発電所の安全性の定量的な評価への適用が行われており、現在原子炉の立地審査にPSAを導入すべく検討が進められている。

図6はラスムッセン報告に掲載されている有名な各種リスクの比較図であり、このような形でPSAの評価結果を表現し、判断に用いる。

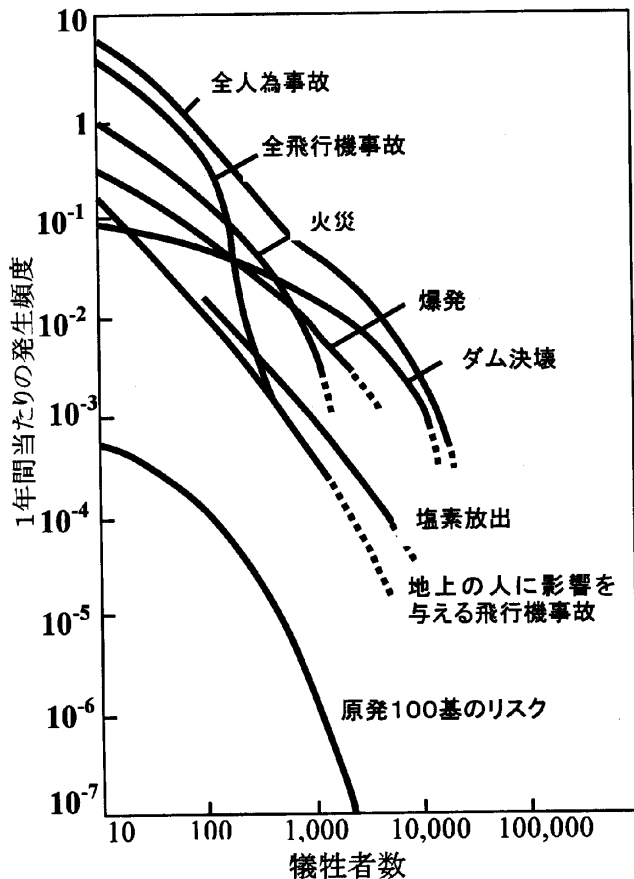


図6 各種リスクの比較図 (ラスムッセン報告)

原子炉安全性研究ではプラントを構成する機器に故障等の不具合が発生することによるリスクの評価に限定されていた。これはいわゆる内的事象PSAと呼ばれている。

これに対して外部的な要因により引き起こされる事故のリスクを評価するのが外的事象PSAであり、内的事象と比較して、場合によってはより大きなリスクがあると推定されている。外的要因としては、地震、火災、洪水、津波、竜巻、航空機落下、地震誘起の火災が考慮対象となっている。さらにはテロのリスクも評価する必要があると言われてきている。

外的事象の評価では、原子炉プラントシステム以外の知識が必要とされ理学分野を含む種々の分野の解析が行われる。外的事象PSAの方法論自体が完成

されたものとは言えない状態にある。

例えば地震PSAの場合は地震学者の知見が必須であり、地震発生頻度の推定、地震動伝播式の評価、地震動の増幅解析等が必要となる。

火災リスクPSAでは、原子カプラント内での火災発生頻度を推定し、火災伝播のシミュレーション解析を想定される多種多様な条件下で実施する必要がある。

一般に外的事象PSAでは考慮すべき条件が膨大なものとなり、内的事象PSAに比較し多くの労力が必要とされる。

このような状況から、津波PSAや地震誘起火災PSAはわが国では初歩的なものしか実施されていなかったため、福島第一原子力発電所での対策が十分ではなかったと言える。

更に、原子カプラントの100%出力運転中のリスク以外に、保守点検時、停止時、過渡運転時等の不規則な条件下において場合によっては大きなリスクが存在することが指摘されている。これは、安全防護系の一部が意図的に停止された状態にある場合、原理的に不安定なプラント状態に置かれている場合があることが影響している。そのため近年この種類のPSAも実施され始めている。

5. 確率論的安全評価の船舶分野への応用

船舶分野においてもPSAの活用が進んでいる。1993年に英国がIMO(国際海事機関)においてFormal Safety Assessment(FSA)の名称でPSAの使用を提案した。2002年にIMOは確率論的安全評価を基礎にして既存あるいは提案された各種規制を評価する枠組みとしてFSAガイドラインを採択した[9]。これによりPSAの手法が船舶分野においては世界的な標準となった。

FSAでは個別の安全対策をリスク制御手段(RCM: Risk Control Measure)と呼び、それらを複数集めて1つのまとまった対策として船舶の安全性向上のため導入されるRCMの集合をリスク制御オプション(RCO: Risk Control Option)と呼んでいる。なお、RCOが複数ある場合はそれらの間の依存関係の程度を評価しておく必要がある。

リスクの算出とともに、コストと便益の比較を行いリスク削減の方策の妥当性の評価を行う。コストの有効性の指標としては $\Delta C/\Delta R$ 、あるいは $(\Delta C$

$-\Delta B/\Delta R$ が用いられている。ここで、
 ΔC : 安全対策のコスト、
 ΔB : 安全対策の実施により得られる経済的利益、
 ΔR : 安全対策の結果減少する死亡者数。

IMO の場では、これまでに多くの FSA が実施されてきている。

1997 年に英国は FSA 暫定ガイドラインの制定と時を同じくして、ガイドラインに沿った FSA 実施例を IMO に提出している。これは高速船を対象とした解析であったが、この結果に基づいての規制改正は行われなかった。

1996 年に IMO ではフェリーにヘリコプター着艦領域を設置すべきという規則を採択していた。ノルウェーはこれに対して疑念を持ち、FSA 評価を実施。さらにイタリアも 1998 年に FSA の評価報告書を提出した。これらを受けて、IMO では 1998 年に上記規則を再審議し、RO-RO (roll-on/roll-off) 旅客船以外はヘリコプター着艦領域は不必要という内容へと規制の修正を行った。このことにより FSA の適用および審議にはずみがつき、各国は FSA を真剣に検討し始めた。

石炭・穀物等の貨物船 (バルクキャリア) の事故により 22 年間の累積で 2000 人を越える死者が出た。このバルクキャリアの安全性について FSA による検討が 1998 年に IMO において始められた。ノルウェーは、「バルクキャリアでは短時間で沈没する事故が多いために救命設備が有効に働かないことが問題であり、浸水警報装置+自由落下型救命艇の設置、イメージンスーツの全員配布が有効な RCO である。」との評価結果を得た。英国は、バルクキャリア事故のうち原因不明の事故については専門家判断でハッチカバーの損傷であると断定し解析を進め、ハッチカバー強化を義務化すべきと提案した。

日本も独自に FSA の検討を実施し[10]、この種の船舶のリスクは ALARP 領域にあり、ハッチカバーの強化は必要ないとの結論を得た。図 7 に日本の評価結果を示す。死者数 20 人前後の発生頻度が高い部分は、依然として ALARP 領域の Intolerable 領域に近い側にあること、タンカー等の他の種類の船舶に比較しても相対的に発生頻度が高いことがわかる。従って実行可能な範囲で妥当な安全対策が見つければ導入を検討すべきとの結論を得た。

日本は、このほかに非常時曳航システム (ETS) 強制化に関する妥当性の評価、電子海図表示システム (ECDIS) 強制化に関する評価を実施してきた。

後者においては、ECDIS の搭載強制化にあたっては ENC(電子航行海図) の整備状況との整合性を取るべきとの結論が得られている。

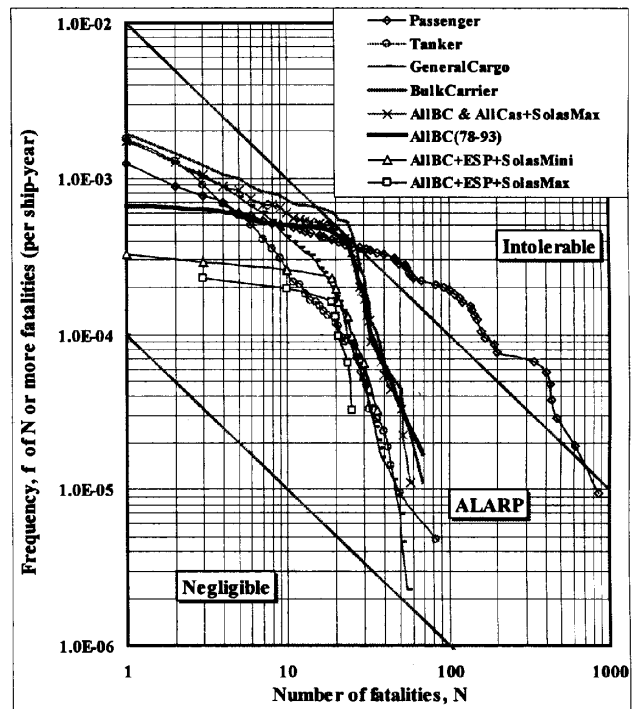


図 7 日本による FSA 評価結果

6. まとめ

確率論的安全評価 (PSA) の基本的考え方を紹介し、そこで用いられている解析方法について概要を説明した。PSA においては共通原因故障と人間信頼性が全体の評価結果に大きく影響する可能性がある。

応用分野として長い歴史をもつ原子力プラント分野および近年積極的に適用が進められている船舶分野について現状を紹介した。他にも化学プラント分野、鉄道分野においても PSA の適用がなされてきている。

本講演が、シンポジウム参加者の皆様のお役に立ち、原子力・船舶以外の広い分野において PSA が活用されて行く契機となれば幸いである。

参考文献

- [1] U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1975) : An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants, Appendix I

Accident Definition and Use of Event Tree,
WASH-1400, NUREG-75/014,

- [2] U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1975) : An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants, Appendix II Fault Tree Methodology, WASH-1400, NUREG-75/014.
- [3] Matsuoka, T. (2012) : “Overview of system reliability analyses for PSA,” *International Journal of Nuclear Safety and Simulation*, Vol. 3, pp.59-72.
- [4] Matsuoka, T (2010) : “GO-FLOW Methodology -Basic Concept and Integrated Analysis Framework for its Applications,” *International Journal of Nuclear Safety and Simulation*, Vol.1, pp.198-206.
- [5] 松岡猛(1992) : “確率論的安全評価における従属故障と外的事象”, システム/制御/情報、Vol.36, pp.158-170.
- [6] Swain, A.D., Guttman, H.E.(1983) : “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications,” NUREG/CR-1278.
- [7] Hollnagel, E. (1998) : Cognitive Reliability and Error Analysis Method CREAM, ELSEVIER.
- [8] US Department of Defense(2005) : “Human Factors Analysis and Classification System A mishap investigation and data analysis tool”.
- [9] IMO MSC/MEPC CIRCULAR(2002) : “Guidelines for Formal Safety Assessment (FSA) for Use in IMO Rule-making Process.”
- [10] 金湖富士夫、有馬俊朗(2008) : “船舶海洋分野におけるリスク評価の事例としてのFSA,” 海上技術安全研究所報告、Vol.8, pp.323-362.

(まつおか たけし/宇都宮大学)