

# 統計的安全評価の歴史的経緯と手法概観

## The Historical Process and Method Overview of the Statistical Safety Evaluation

鳥毛 俊秀 (Toshihide Torige) \*<sup>1</sup>      木下 郁男 (Ikuo Kinoshita) \*<sup>1</sup>  
山田 実 (Minoru Yamada) \*<sup>2</sup>

**要約** 近年の安全解析に使用されている最適評価には、モデリングに使用される実験データの計測精度やモデリング時の誤差に伴う不確かさが含まれる。安全設計の妥当性を担保するにはこの不確かさを考慮した評価が必要となるため、最適評価を不確かさの統計的処理と組み合わせた統計的安全評価の開発、導入が進んでいる。統計的安全評価を用いた安全裕度の適正化に係る研究は欧米を中心に進んでおり、日本国内でも統計的安全評価手法のガイドラインが日本原子力学会標準として発行されている。当研究所でも、これまでに原子炉停止時余熱除去系機能喪失事故、および小破断冷却材喪失時高圧注入系不動作事故に対し、統計的安全評価の適用に係る研究を進めてきた。本稿ではこのような研究経験を交えて、統計的安全評価の歴史的経緯と手法概観を整理している。

**キーワード** 統計的安全評価, 最適評価, BEPU

**Abstract** In Best Estimate used for recently safety analysis, uncertainty with measuring accuracy of experimental data used for modeling and error of modeling are included. Because evaluation which considered the uncertainty is needed to secure validity of safety design, statistical safety evaluation which combined the best estimate with statistical procedure of the uncertainty is developed and introduced. Studies with the statistical safety evaluation have been progressed centering on America and Europe, and guideline of statistical safety evaluation method is issued as the Atomic Energy Society of Japan standard in Japan. In our institute, studies with application of the statistical safety evaluation to loss of Residual Heat Removal event during mid-loop operation and small break loss of coolant accident with high pressure injection failure have been also progressed. With such study experiences, this article arranges the historical process and method overview of the statistical safety evaluation.

**Keywords** Statistical Safety Evaluation, Best Estimate, BEPU

### 1. はじめに

安全設計の妥当性を判断するために実施する安全解析では、解析結果をあらかじめ定められた判断基準と比較する。判断基準としては、例えば軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針において、燃料被覆管最高温度が1200℃を下回ること等が挙げられる。結果が最も厳しくなるように定めた条件における、保守的な結果を導くモデルを用いた解析結果に対して、これらの判断基準が守られていれば良く、その際に現象の詳細な再現は問われない<sup>(1)</sup>。このため、現象の表現力は限定的であるが、解析結果に保守性が担保される保守的評価コードが使用さ

れ、これには計算機の高度な演算能力は必要なかった。一方、現象を現実の精度で再現する最適評価コードの開発がスリーマイル島事故を前後して本格化し、近年では計算機能力向上の恩恵にも預かり安全解析に使用されるようになってきた。大型実験装置が世界的規模で廃止されつつあり、事故現象の予測や解明に計算機シミュレーションが用いられることが増えてきたことと併せ、最適評価の担う役割は大きい<sup>(2)</sup>。その反面、最適評価にはモデル化の際に使用された実験データの計測精度やモデル化に伴う誤差を起因とした不確かさが含まれる。安全設計の妥当性を担保するにはこの不確かさを考慮した評価が必要となるが、最適評価単独での実現は困難である。

\*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

\*2 MHIニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング(株)

このような背景のもとで、最適評価を不確かさの統計的处理と組み合わせた統計的安全評価の開発，導入が進んでいる。

統計的安全評価に係る研究は欧米を中心に進んでおり，統計的安全評価手法について様々なガイドラインが発行されている。日本国内でも，統計的安全評価に対する関心は日本原子力学会（AESJ）を中心に高まり，2008年にはCode Scaling, Applicability and Uncertainty (CSAU) 手法<sup>(3)</sup> およびEvaluation Model Development and Assessment Process (EMDAP)<sup>(4)</sup> を拠り所とした統計的安全評価手法のガイドラインがAESJ標準<sup>(5)</sup> として発行されている。当研究所でも，これまでに原子炉停止時余熱除去系機能喪失事故<sup>(6)</sup> および小破断冷却材喪失 (LOCA) 時高圧注入系不作動事故<sup>(7)</sup> に対し，統計的安全評価の適用に係る研究を進めてきた。本稿ではこのような研究経験を交えて，統計的安全評価の歴史的経緯を整理するとともに，その手法について概観を纏めている。

## 2. 歴史的経緯

### 2.1 統計的安全評価とは

統計的安全評価は，安全設計の妥当性を判断するために実施する安全解析評価のうちの一つである。安全解析手法の一覧を図1に示す。安全解析は決定論的アプローチおよび確率論的アプローチの相補的な二つの評価に大別でき，決定論的アプローチでは考え得る最大級の事故を対象とした評価を行い，確率論的アプローチでは考え得る全ての事故を網羅的に取り扱った評価を行う。

統計的安全評価はこのうち決定論的アプローチに含まれる。決定論的アプローチにおいて，原子力開発初期には知識およびデータが不足していたため，保守的評価 (EM, Evaluation Model) が使用されてきた。保守的評価では，現象の再現性は限定的であるものの保守的なモデルが採用されているため，解析結果により安全設計の妥当性を担保できる。安全解析では想定した最大規模の仮想事故において判断基準が守られてさえいれば良いためである。一方，近年は計算機能力や解析手法の発達により，最適評価 (BE, Best Estimate) に移行しつつある。最適評価では，現象を現実の精度で再現するモデルが採用されており，解析対象の安全余裕を現実的な精度

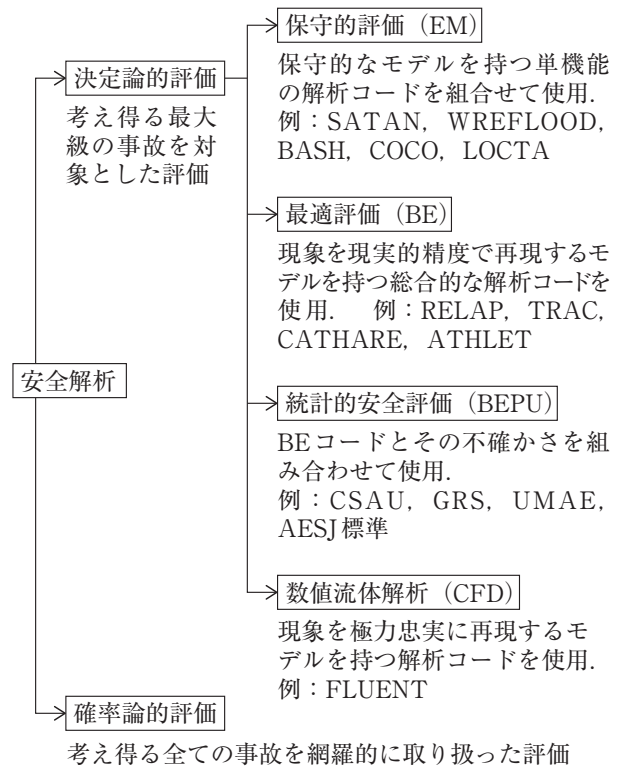


図1 安全解析の種類

で定量表示できる。しかしながら，保守的評価とは異なり保守的なモデルを採用していない。このため，安全設計の妥当性を担保するには，モデル化の際に必ず内包される不確かさ（現象の再現精度）を考慮した評価が必要となる。BEコード固有の不確かさを考慮して最適評価を行う統計的安全評価 (BEPU, Best Estimate Plus Uncertainty) では，これが可能となる。保守的評価，最適評価および統計的安全評価による安全解析結果の模式図を図2に示す。

一方，安全解析とは別に，事故後の現象解明にお

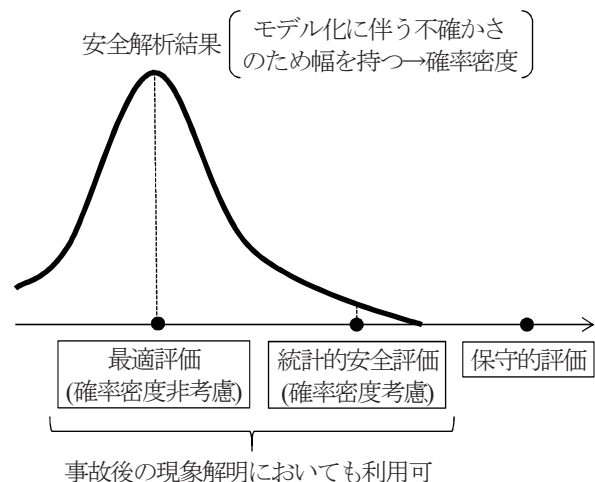


図2 各評価による安全解析結果の模式図

いても解析シミュレーションは利用される。大型実験の実施と比べれば廉価で研究を進めることができるため、および実験では計測が極めて困難な物理量を比較的容易に求めることができるためである。事故後の現象解明では、発生したと思われる現象に肉薄した詳細な現象解明が求められる。すなわち、現象の詳細な再現力が必要なため、最適評価、ひいては統計的安全評価が必要となる。

また、統計的安全評価の推進により付随される恩恵として、安全解析に対する影響度の大きい解析モデル等の不確かさを個別に定量化することができる。このため、将来の効率的な安全研究および合理的な原子炉施設の設計を行うためのデータベース作成に資することも期待される。

## 2.2 統計的安全評価の発展と導入

最適評価および統計的安全評価は米国におけるスリーマイル島事故を前後して研究が本格化した。BEコードの開発および実験研究の蓄積により、1980年代後半に米国原子力規制委員会（NRC）でBEコードを安全解析へ適用することが可能と判断され、非常用炉心冷却装置（ECCS）認可基準10CFR50.46<sup>(8)</sup>が改訂された。BEコードを使用するにはその不確かさを考慮することが要求され、1989年にはCSAU手法<sup>(3)</sup>が開発された。同分野の研究は米国以外でも進展し、ドイツのGesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit（GRS）手法やイタリアのUncertainty Analysis Methodology based on Accuracy Extrapolation（UMAE）手法が挙げられる<sup>(9)</sup>。また、経済協力開発機構/原子力機関（OECD/NEA）のWorking Group on Analysis and Management of Accidents（WGAMA）においても統計手法の研究がなされ<sup>(10)</sup>、2004年からはBest Estimate Methods Uncertainty and Sensitivity Evaluation（BEMUSE）プログラムが実施された<sup>(11)</sup>。BEMUSEプログラムは2ステップに分かれ、前段では実験、後段では実機プラントを対象とした大破断LOCAに対する不確かさ解析の研究がなされている。

統計的安全評価の規制への利用について、海外では既に導入または検討が進められている。米国では、10CFR50.46において判断基準を超えないことを高い確率をもって示すことが要求され、これに伴いWestinghouse社、Areva NP社およびGeneral

Electric社による統計的安全評価を用いた許認可申請が行われた。他にも韓国やスペイン等で、統計的安全評価が規制に利用されている。なお、米国の許認可申請では確率的表現の確信度（累積確率値および信頼水準）として工学的な慣例に沿った95%を使用しており、これはRegulatory Guide 1.157<sup>(12)</sup>において認められている。

## 3. 手法概観

### 3.1 ガイドライン

統計的安全評価手法に係るガイドラインは、海外および国内において作成されてきた。米国ではCSAU手法<sup>(3)</sup>がNRCよりガイドライン化されており、オリジナルの手法では加圧水型原子炉（PWR）大破断LOCA、TRAC-PF1コードを対象に、解析コードの適用性検討から統計的安全評価値の導出に係る一連の手法が示されている。現在も、不特定の事故、解析コードへの適用を目指したCSAU手法として発展している。さらに、「運転時の異常な過渡変化および事故解析手法としての計算モデルの開発と評価」（EMDAP）<sup>(4)</sup>がNRCよりガイドライン化されている。EMDAPは不特定の解析コードの開発および改良時における、解析コードの妥当性評価に関する手順を示したものであり、最適評価コードが備えるべき要件が明確化されている。

日本でも、CSAU手法を拠り所に幅広い事例へ適用できるAESJ標準として「統計的安全評価の実施基準」<sup>(5)</sup>がガイドライン化されている。オリジナルのCSAU手法とは取り扱う解析事象と解析コードの2点で異なる。AESJ標準が対象とする事象は大破断LOCA以外の事故や運転時の異常な過渡変化も含まれ、解析コードについてもTRAC-PF1コードといった特定の解析コードへの適用は想定していない。その他の標準として、不確かさを考慮した予測評価や品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論を纏めた「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」<sup>(13)</sup>がガイドライン化されている。

AESJ標準に沿った統計的安全評価の実施フローを図3に示す。まず、(a)解析コードの適用性評価のフェーズにおいて、対象とする解析事象および原子炉施設に対する重要現象を特定するとともに、解析コードの適用性を評価する。本フェーズは6ス

トップに細分化される。次に、(b)パラメータの不確かさ定量化のフェーズにおいて、不確かさを評価するために選定した実験データを用いて、重要現象に対する解析コードの模擬性能および不確かさを評価する。本フェーズは4ステップに細分化される。その後、(c)感度解析および不確かさ評価のフェーズにおいて、不確かさを考慮した解析を実施し、統計的安全評価値を決定する。本フェーズは4ステップに細分化される。最後に、(d)判断基準との比較および、(e)文書化を行う。

### 3.2 コンセプト

統計的安全評価手法のコンセプトを図4に示す。まず、対象とする事象の評価パラメータに対して影響の大きい重要現象を同定する。次に、重要現象に係る解析モデル等の不確かさを評価、確率密度分布として定量化し、これが統計解析における入力之母集団分布となる。統計解析を行うため、この入力母集団分布から、その特徴を保持しかつ所定の確信度を満たすようなサンプルを抽出する。抽出した入力サンプルを用いて統計解析を行い、評価パラメータについての評価結果のサンプルを得る。最後に、統計的理論に基づいて評価結果サンプルからその母集団分布における統計的安全評価値を決定する。これが判断基準と比較し得る評価値となる。

### 3.3 要素技術の解説

当研究所ではこれまでに原子炉停止時余熱除去系機能喪失事故<sup>(6)</sup>および小破断LOCA時高圧注入系不作動事故<sup>(7)</sup>に対し、統計的安全評価の適用に係る研究を実施している。このような研究経験を交えて、図4のコンセプトに示す要素技術である重要現象の同定、モデル不確かさ評価および統計解析について述べる。

#### 3.3.1 重要現象の同定

対象とする評価パラメータに対して影響の大きい重要現象を明確にする。評価パラメータに対する影響度と併せて重要現象を明確にする必要があるため、重要度ランクテーブル (PIRT, Phenomena Identification and Ranking Table) を作成する。PIRTは使用する解析コードやノード分割、収集

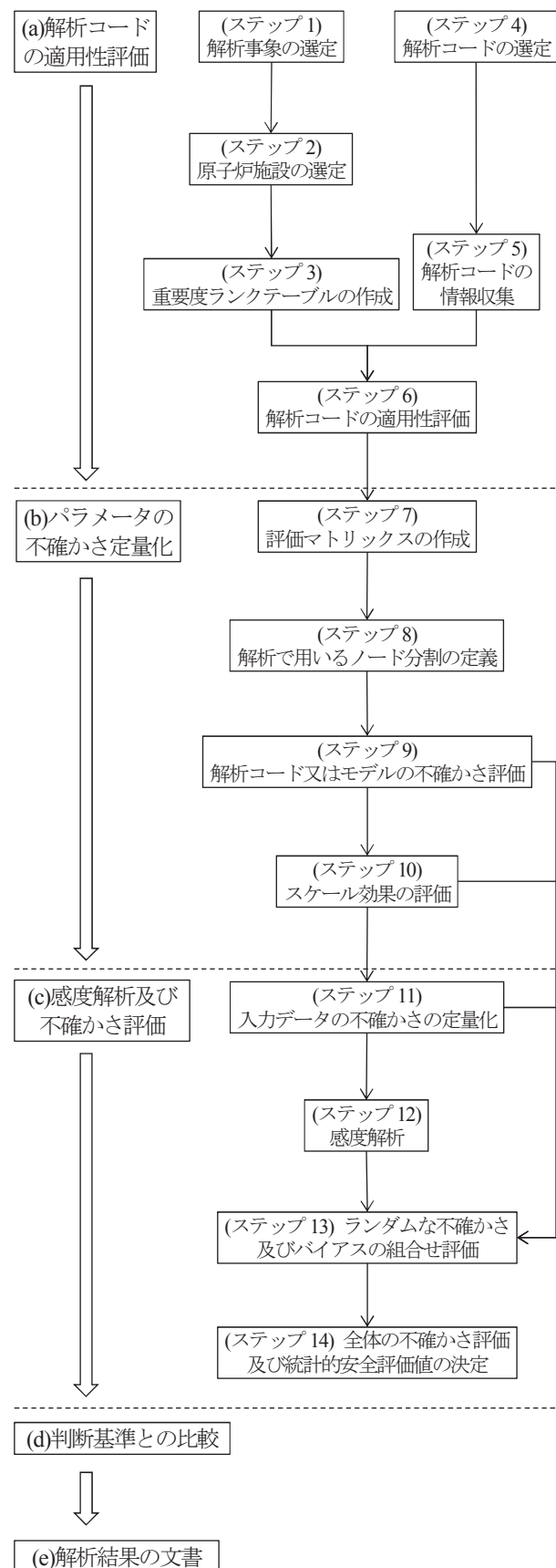


図3 統計的安全評価手法の流れ

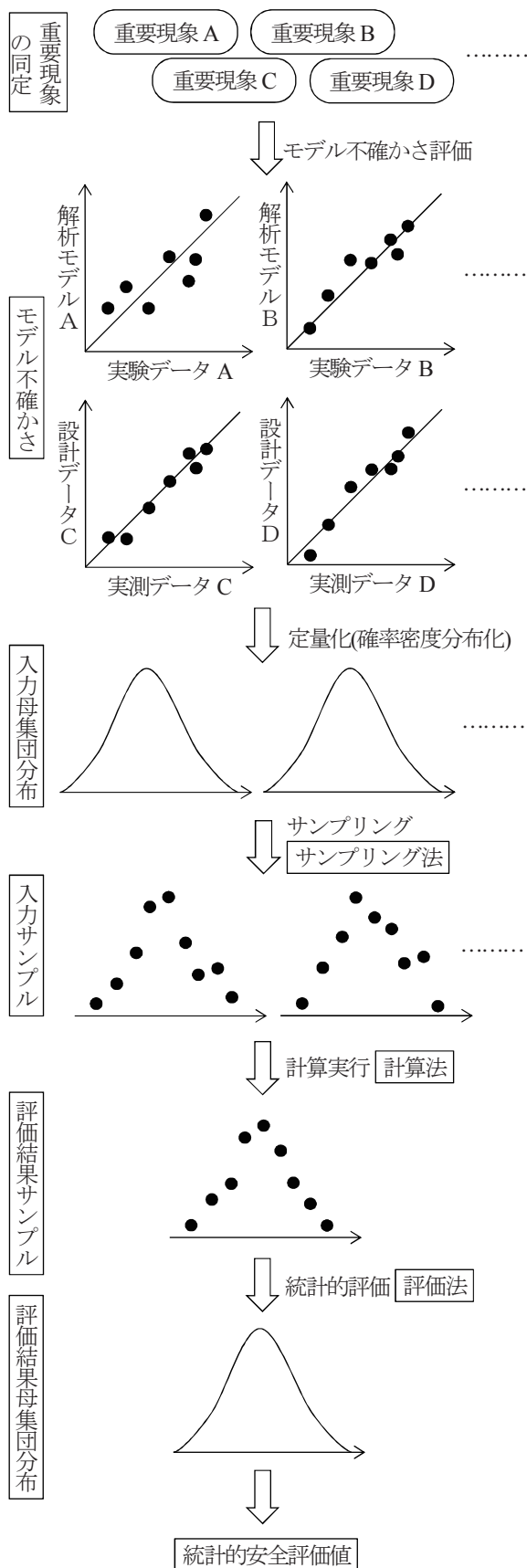


図4 統計的安全評価手法のコンセプト

する実験データの選定等、統計的安全評価における様々なプロセスで利用されるため、重要である。PIRTはCSAU手法を定めた1989年のNUREG/CR-5249において初めて使用され、PWR大破断LOCAの安全評価を目的に7ステップの手順で作成された。1998年にはより広範な対象への適用が可能となるよう汎用化するとともに、合理的な判断を実現するためのロバストな方法論を目指した15ステップの作成手法が発表された。2004年にはPIRTの質を損なうことなく作成効率を向上させるため9ステップに単純化された作成手法が提案された。AESJ標準では、単純化されたPIRTの作成手順を一部変更した以下の7ステップが定められている。

- (a) 目的および対象とする原子炉施設の確認
- (b) 注目パラメータの設定
- (c) 時間領域の分割
- (d) 物理領域の設定
- (e) 現象の同定
- (f) 重要度のランク付け
- (g) 文書化

### 3.3.2 モデル不確かさ評価

重要現象に係る解析モデル、入力データおよびスケール効果について、不確かさを評価する。不確かさの評価に際し、重要現象と関連する実験との対応を纏めた評価マトリックスを作成し、整備した実験データとモデルの差異を評価する。当研究所が実施した不確かさ評価では、次の3つの手法に大別してモデル不確かさの確率密度分布をデータ化した。

- (a) 実験計測点のデータをもとに、解析コード組込みモデルを直接計算し、計算結果と実験データを比較する。解析コードを介さず該当モデル単独での評価が可能な手法である。
- (b) 実験解析を実施し、解析結果と実験データを比較する。解析コード組込みモデルを直接計算することが困難なパラメータに対する手法であり、幅広いパラメータに適用可能である。
- (c) 解析モデルではなく計測データとして直接データベース化されているパラメータについては、計測データのばらつきを評価する。

モデル不確かさの確率密度分布をデータ化するに当たり、まず実験データとモデルの差異を相関図として表現する。不確かさを定量化する。不確かさは、偏りなくばらつくランダムな不確かさと、ばらつきが一方向に偏るバイアスとに分けられ、この相関図により該当パラメータの不確かさがどちらに分類されるか判断できる。ランダムな不確かさに分類されたものは統計的に扱う必要があるため、相関図を基に実験データとモデルの比を取った度数分布、すなわち確率密度分布をデータ化する。正規分布や一様分布等の定形的な分布形状ではなく、不定形な分布形状とする場合、分割数や分割幅、分割開始点を一定の指標に基づき選択する。分割数に関してはSturgesの公式(1926)、Doaneの公式(1976)等の研究があり、分割幅に関してはScottの公式(1979)、Freedman and Diaconisの公式(1981)等の研究がある<sup>(14)</sup>。

### 3.3.3 統計解析

全ての重要現象に係るモデル不確かさを統計的に組み合わせた統計解析を行い、統計的安全評価値を決定する。統計解析において、図4に示すサンプリング法、計算法および評価法の3要素の各々について、手法を選択する必要がある。

サンプリング法は、データ化したモデル不確かさの確率密度分布を入力母集団分布とし、これからサンプルを取ることに係る手法である。サンプリングはあくまで母集団分布の特性を把握するための手段であるため、母集団分布の特性を保持し、かつ無作為なサンプリングが必要となる。主なサンプリング法としてランダムサンプリング(モンテカルロ法)があり、母集団分布の全域から均等な確率で、かつ試行ごとに独立した確率でサンプリングを行う。ランダムサンプリングでは母集団分布の特性を保持するため多くの試行回数が必要となり、これを避ける手法としてラテン超方格法(LHS, Latin Hypercube Sampling)がある。LHSでは、母集団分布を等確率かつ重なり合のない複数のセグメントに分割し、1つのセグメントから複数回のサンプリングは実行しないとした上で、セグメント単位でサンプリングする<sup>(15)</sup>。以上のサンプリングには乱数を用いる必要がある。疑似乱数生成法としてメルセンヌ・ツイスタや線形合同法等が挙げられる。

計算法は、入力サンプルを組み合わせた統計解析

の実行に係る手法である。解析コードによる1回あたりの解析所要時間が短い場合、解析コードを用いて直接的に多数回の解析を実行する直接計算法が採用できる。一方で、解析所要時間が長い場合、パラメータを限定した簡易プログラムによる多数回の解析や、応答曲面法の利用が一考に値する。応答曲面法は、事前の感度解析に基づき各不確かさに対する安全評価パラメータの応答を多項式で近似し、その近似式に基づき統計的組合せ評価結果を予測する手法である<sup>(16)</sup>。

評価法は、統計解析により得られる評価結果サンプルから、統計的理論に基づいてその母集団分布における統計的安全評価値を決定することに係る手法である。評価結果サンプルが多い場合、サンプルを母集団分布として扱う直接処理法が採用できる。一方で、評価結果サンプルが少ない場合はパラメトリック法(母集団分布に対して正規分布等の特定の分布を仮定する手法)またはノンパラメトリック法を使用する。パラメトリック法では、例えば母集団分布を正規分布と見なし、Owenの数表等を使用して許容限界の統計理論に基づき統計的安全評価値を決定する。ノンパラメトリック法としては順序統計法があり、所定の確信度を有する統計的安全評価値を得るために必要な評価結果サンプル数をWilks<sup>(17)</sup>の統計理論等から求める。順序統計法により95%の確信度を有する統計的上限值、すなわち「95%の予測精度(信頼水準)で解析結果母集団分布の上位5%(累積確率値)を表現する評価結果サンプル」を求める場合に必要となるサンプル数について述べる。評価結果サンプルの上位1番目(最大値)を統計的上限值と定める場合、「評価結果サンプルの少なくとも1つが、評価結果母集団分布の上位5%に95%の予測精度で含まれる」ようにサンプル数Nを決める必要がある。これを数式で表すと

$$1 - 0.95^N \geq 0.95 \quad (1)$$

となるため、 $N \geq 59$ が必要なサンプル数である。また、評価結果サンプルの上位2番目を統計的上限值と定める場合、「評価結果サンプルの少なくとも2つが、評価結果母集団分布の上位5%に95%の予測精度で含まれる」ようにサンプル数Nを決める必要がある。これを数式で表すと

$$1 - (0.95^N + N \times 0.95^{N-1} \times 0.05) \geq 0.95 \quad (2)$$

となるため、 $N \geq 93$ が必要なサンプル数である。

#### 4. 研究実績

原子炉停止時余熱除去系機能喪失事故<sup>(6)</sup>を対象に、当研究所の研究実績について述べる。原子炉停止時の事故は多くが余熱除去系吸込配管からの空気の巻き込みと関連しており、その重要性が古くから認識された事故である<sup>(18)</sup>。炉心冷却の代替手段として、原子炉冷却系統閉止状態では蒸気発生器 (SG) を用いたリフラックス冷却に、原子炉冷却系統開放状態では燃料取替用水タンクを水源とした重力注入に期待できる。

原子炉停止時余熱除去系機能喪失事故における評価パラメータは、原子炉水位と1次系圧力の2つである。原子炉水位は、炉心露出に直接係る重要なパラメータである。1次系圧力は、リフラックス冷却では加圧器逃がし弁開放による冷却材流出に係り、重力注入ではSG出入口に設置のノズル蓋耐圧に係る重要なパラメータである。これらの評価パラメータに対し、リフラックス冷却のみを想定したシナリオと、重力注入のみを想定したシナリオの各々についてPIRTを作成した<sup>(19)</sup>。時間領域は炉心沸騰前、炉心沸騰後および炉心冷却代替手段開始後の3フェーズに分割している。物理領域は大破断LOCAを対象としたPIRT<sup>(20)</sup>と同様の領域で分割している。解析コードはRELAP5/MOD3.2を用いており、PIRTで挙げられた重要現象のうち、感度解析等により評価パラメータへの影響度が特に大きいと判断された現象については、そのモデル不確かさを評価した (表1)。評価対象の原子炉施設は実機PWRプラントであり、ROSA/LSTF<sup>(29)</sup>やBETHSY<sup>(30)</sup>実験装置による原子炉停止時総合効果実験の解析を踏まえ、ノード分割を設定している。全てのモデル不確かさを統計的に組み合わせた統計解析における、サンプリング法、計算法および評価法の3要素については、ランダムサンプリング、直接計算法および順序統計法を用いている。

#### 5. おわりに

最適評価には、モデル化の際に使用される実験データの計測精度やモデル化に伴う誤差を起因とした不確かさが含まれる。安全設計の妥当性を担保するにはこの不確かさを考慮した評価が必要となるため、最適評価を不確かさの統計的処理と組み合わせた統計的安全評価手法の開発、導入が進んでいる。

表1 重要現象とモデル不確かさ評価方法例

重要現象	モデル不確かさ評価方法
加熱鉛直バンドル部気泡流, スラグ流相間摩擦	加熱鉛直バンドル流動実験 <sup>(21)</sup> を対象に解析を行い解析結果と実験データを比較
非加熱鉛直流路気泡流, スラグ流相間摩擦	非加熱鉛直流路流動実験 <sup>(22)</sup> を対象に解析を行い解析結果と実験データを比較
水平層状流化	水平層状流実験 <sup>(23)-(25)</sup> を対象にモデルの直接計算結果と実験データを比較
高温側配管気液対向流制限 (CCFL)	空気・水縮小モデル実験と三次元実機条件解析を行い相関式と不確かさを導出 <sup>(26)</sup>
空気存在時SG伝熱管凝縮熱伝達	空気存在条件下での凝縮伝熱実験を行い相関式を導出 <sup>(27)</sup>
加圧器サージ管CCFL	空気・水縮小モデル実験を行い相関式と不確かさを導出 <sup>(28)</sup>

統計的安全評価に係る研究は欧米を中心に進んでおり、日本国内でも統計的安全評価手法のガイドラインがAESJ標準として発行されている。当研究所でも、これまでに原子炉停止時余熱除去系機能喪失事故および小破断LOCA時高圧注入系不作動事故に対し、統計的安全評価の適用に係る研究を進めてきた。

本稿では、統計的安全評価の歴史的経緯を整理した。また、その手法の概観を纏めるとともに、重要現象の同定、モデル不確かさの評価および統計的安全評価値の決定について当研究所の研究経験も交えて整理した。

#### 参考文献

- (1) 中村秀夫, “熱水力安全解析コードの開発に関する我が国と海外の動向”, RIST ニュース No.51, (2011).
- (2) 横堀誠一, 中村秀夫, “原子力の大規模実験とシミュレーションの住分け”, ながれ27 461-468, (2008).
- (3) B. Boyack et al., “Quantifying Reactor Safety Margins, Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a large-break, Loss-of-coolant Accident”, NUREG/CR-5249, Dec. (1989).
- (4) U. S. NRC, “Transient and accident analysis

- methods”, Regulatory Guide 1.203, Dec. (2005).
- (5) AESJ, “統計的安全評価の実施基準：2008”, AESJ-SC-S001:2008, May (2009).
- (6) 山田実ら, “ミッドループ運転時余熱除去系喪失事象への統計的安全評価手法の適用”, INSS JOURNAL, Vol.16, pp.308-319 (2009).
- (7) 山田実ら, “小破断LOCA時高圧注入系不作動事象のPIRT作成および重要現象の感度解析”, INSS JOURNAL, Vol.18, pp.294-309 (2011).
- (8) U. S. NRC, “Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light-Water Nuclear Power Reactors”, 10CFR50.46
- (9) IAEA, “Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation”, Safety Reports Series No.52, (2008).
- (10) OECD/NEA, “Report on the Uncertainty Method Study”, NEA/CSNI/R (97) 35 Vol.1, June (1998).
- (11) OECD/NEA, “BEMUSE Phase VI Report”, NEA/CSNI/R (2011) 4, Mar. (2011).
- (12) U. S. NRC, “Best-Estimate Calculations of Emergency Core Cooling System Performance”, Regulatory Guide 1.157, May (1989).
- (13) AESJ, “シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015”, AESJ-SC-A008:2015, (2016).
- (14) 寒河江雅彦, 山本敏寛, “ヒストグラムにおけるAnchor Positionの選択法”, Kanazawa University Economic Review, 30 (2) : 267-288, Feb. (2010).
- (15) A. Chakraborty, “Structural Reliability”, Module # 04 Lecture 3
- (16) Myers et al., “Response Surface Methodology”, 3rd Edition, (2009).
- (17) S. S. Wilks, “Determination of sample sizes for setting tolerance limits”, Annals Math. Statistics, (1941).
- (18) N. Watanabe et al., “Analysis of Operating Experience Data in Nuclear Power Plants - Loss of Decay Heat Removal during Reactor Shutdown -”, JAERI-M 91-143, Aug. (1991).
- (19) H. Nagumo et al., “Development of PIRT and Verification of RELAP5 Void Model for Application to the Loss-of-RHR Event during Mid-Loop Operation”, ICONE16-48064, May (2008).
- (20) U. S. NRC, “Development of a Phenomena Identification and Ranking Table for Thermal-Hydraulic Phenomena during a PWR Large-Break LOCA”, NUREG/CR-5074, (1988).
- (21) G. L. Shires et al., “An Experimental Study of Level Swell in a Partially Water Filled Fuel Cluster”, Nuclear Energy, Vol.19, pp.381-388 (1980).
- (22) I. Kataoka, M. Ishii, “Prediction of Pool Void Fraction by New Drift Flux Correlation”, NUREG/CR-4657, (1986).
- (23) G. B. Wallis et al., “The Onset of Slugging in Horizontal Stratified Air-Water Flow”, Int. J. Multiphase Flow, Vol.1, pp.173-193 (1973).
- (24) H. Nakamura, “Slug Flow Transitions in Horizontal Gas/Liquid Two-Phase Flows (Dependence on Channel Height and System Pressure for Air/Water and Steam/Water Two Phase Flows)”, JAERI-Research 96-022, (1996).
- (25) Y. Koizumi et al., “Air/Water Two-Phase Flow in a Horizontal Large Diameter Pipe”, SME Vol.56 No.532, pp.159-163 (1990).
- (26) M. Murase et al., “Correlation for Counter-current Flow Limitation in a PWR Hot Leg”, J. of Nuclear Science and Technology, Vol.49, No.4, pp.398-407 (2012).
- (27) T. Nagae et al., “Reflux Condensation Heat transfer of Steam-Air Mixture under Turbulent Flow Conditions in a Vertical Tube”, J. of Nuclear Science and Technology, Vol.44, No.2, pp.171-182 (2007).
- (28) 山本泰功ら, “鉛直管内における気液対向流制限”, 混相流, Vol.30, No.4, pp.392-401 (2016).
- (29) H. Nakamura et al., “Loss of Residual Heat Removal (RHR) Event during PWR Mid-Loop Operation: ROSA-IV/LSTF Experiment without Opening on Primary Loop Pressure Boundary”, FED-Vol.140, Power Plant Transients, pp.9-16, ASME (1992).
- (30) D. Dumont et al., “Loss of Residual Heat



Removal during Mid-loop Operation:  
BETHSY Experiments”, Nuclear Engineer-  
ing and Design, Vol.149, pp.365-374, (1994).