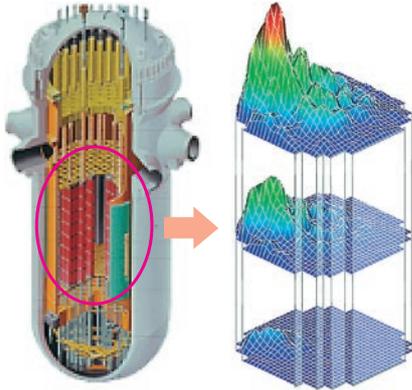


# より高性能に、より安全に —安全解析の最新技術

## The Latest Technology of Safety Analysis



寺前 哲也\*<sup>1</sup>  
Tetsuya Teramae

坂場 弘\*<sup>2</sup>  
Hiroshi Sakaba

西浦 雅詞\*<sup>1</sup>  
Masanori Nishiura

小川 純人\*<sup>3</sup>  
Junto Ogawa

青木 繁明\*<sup>4</sup>  
Shigeaki Aoki

末村 高幸\*<sup>5</sup>  
Takayuki Suemura

今後、加圧水型原子炉（PWR）におけるプラント運用及び炉心運用の高度化（出力向上、超高燃焼度燃料等）を行うに当たり、従来の過度な保守性を考慮した安全評価結果が設計成立上、制約となることが予想される。このため、より実現象に近い模擬が可能な解析コードと安全余裕を適切に考慮できる評価手法を開発した。この手法を実機に適用するためには、国の認可が必要であり、今後、本手法の安全解析手法としての妥当性につき、国の審査を受ける予定である。

### 1. はじめに

加圧水型原子炉（PWR）における現行の安全解析では、計算機能力の制限などから、簡略化された物理モデルを用いた複数の解析コードを組合わせた評価を行っている。このため、安全解析においては、必要な安全余裕（計算の不確定性、設計や運転の範囲などを考慮し評価結果が安全側になる仮定）を確保するために、各コードにおける物理モデル及び解析条件には、各々保守性を考慮している。

一方、最近の著しい計算機と数値解析技術の進歩により、実際の原子炉プラントの挙動を詳細にモデル化し、核特性、熱流動特性及びプラント特性を同時に取扱うことができる詳細なシミュレーション計算が可能となってきた。また、過渡及び事故時に複数の独立したパラメータが同時に悪い状態にあることは現実的には起こりにくいことを考慮することによって、現行手法における過度な保守性を適正化できる。そこで、将来の安全解析への適用を目的として、最適評価コード及び保守性を適切に考慮できる評価手法を開発した。

### 2. LOCA の新評価手法の開発

#### 2.1 LOCA とは

原子炉冷却材喪失事故（LOCA：Loss of Coolant Accident）とは、現実には生じ難いと考えられる1次冷却系配管破断を仮定した場合に、1次冷却材が喪失し炉心内の燃料棒が過熱される可能性のある事象を指している。

このような仮想的な事故に対しても、燃料棒を冷却するため、冷却材を注入する非常用炉心冷却系（ECCS：Emergency Core Cooling System）が設けられている。

この事象に対して、国の指針で定められた基準値（燃料被覆管温度の最高値が、1200℃以下など）を満たし、炉心の冷却が可能な状態が保たれていることを安全解析により確認している。

#### 2.2 現行の安全解析手法

現行のPWR大破断LOCA事象に対する安全解析では、事象進展に伴う典型的な流動挙動ごとに個別の解析コードを用い流動を計算している<sup>(1)</sup>。これらの流動計算結果を境界条件として、高温燃料棒に対する燃料棒熱解析を実施し、判断基準となる燃料被覆管最高温度等を評価している。その際、評価結果が十分安全側になるような解析条件及び物理モデルを使用し、それらを重ね合わせた決定論的評価を実施している。

#### 2.3 統計的安全評価手法

統計的安全評価においては以下を示すことができれば、安全性が確認されたものとする。

- ① 評価に使用する最適評価コードは事象挙動を現実的に解析できること。
- ② そのコードで結果に対する不確定性が定量化され、安全評価上の判断基準を超える確率が十分に小さいこと。

上記①及び②を確認するための標準的な手法として米国原子力規制委員会からCSAU手法（Code Scaling Applicability, and Uncertainty evaluation methodology）<sup>(2)</sup>が提示されている。CSAU手法は、

\*1 原子力事業本部原子力技術センター原子炉安全技術部安全防護技術課

\*2 原子力事業本部原子力技術センター原子炉安全技術部安全防護技術課 主席

\*3 原子力事業本部原子力技術センター原子炉安全技術部制御保護技術課

\*4 原子力事業本部原子力技術センター炉心技術部

\*5 原子力事業本部原子力技術センター炉心技術部熱水力・炉構造技術課 主席

最適評価コード計算の不確定性の定量評価を行うための系統だった手法であり、図1に示すように、3つのエレメント（14の主要ステップ）で構成されている。

エレメント I においては、PWR 大破断 LOCA 事象での PIRT（大破断 LOCA 時に生じる現象や物理モ

デルの重要度ランク表)を作成し、適用できる解析コードを選定する。エレメント II においては、選定した解析コードの検証及び不確定性評価を実施する。そして、エレメント III において、評価結果を算出するための統計解析を実施する。

本報においては最適評価コードとして MCOBRA/TRAC コードを用い CSAU の手順にそった統計的評価を実機に適用した。

(1) MCOBRA/TRAC コードの概要

エレメント I において、最適評価コードとして開発及び選定した MCOBRA/TRAC は、液相、液滴相、蒸気相の 3 流体要素及び水（液相と液滴相）と蒸気の熱非平衡状態を取扱うことができるとともに、原子炉容器内を詳細にメッシュ分割し模擬することができるコードである。

(2) MCOBRA/TRAC コードの検証

エレメント II において、大破断 LOCA 事象で重要な現象に対して、MCOBRA/TRAC コードが評価に適用可能であるかを検証するため、表1に示すような評価マトリックスを作成した。これに基づき、様々な個別効果試験や総合効果試験の検証解析を実施した。

例として日本原子力研究所（現、(独)日本原子力研究開発機構）で実施された大型再冠水試験（CCTF）に対する MCOBRA/TRAC コードでの検証解析について紹介する。図2に示す CCTF 試験装置は、110 万 kWe 級 PWR を高さ方向 1/1、体積約 1/20 で模擬した、世界最大規模の円筒状の装置である。図3に着目する燃料被覆管温度について MCOBRA/TRAC において実施した解析結果と実験結果の比較を示す。検証解析結果は、挙動については良い一致を示しながらも保守的な結果となっている。評価マトリックスに基づいたこのような検証解

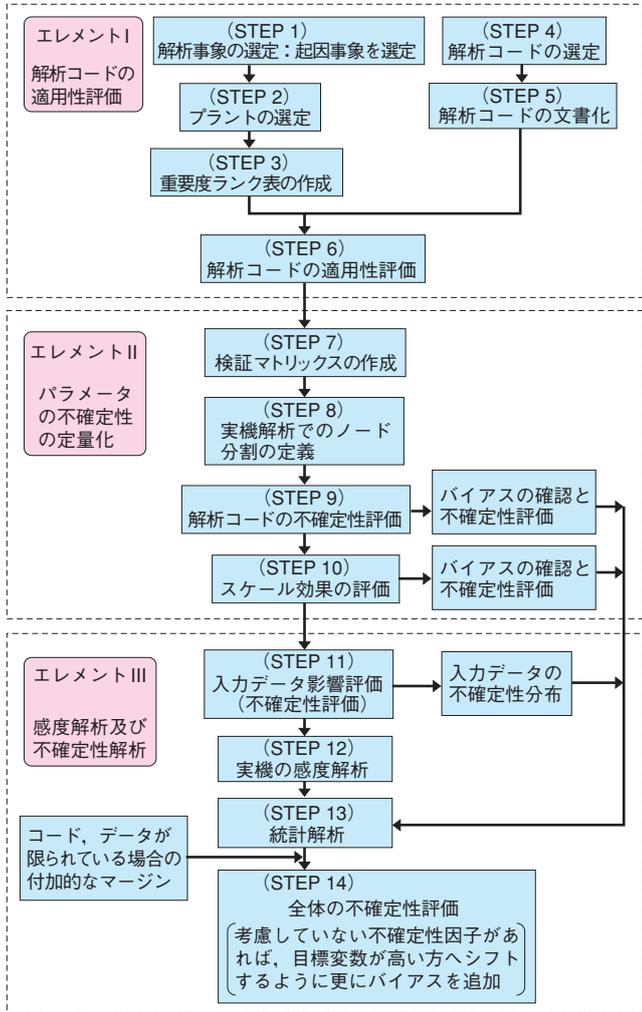


図1 統計手法の評価の流れ  
米国原子力規制委員会（NRC）から発行されている統計的安全評価手法の具体的なガイドライン。

表1 評価マトリックスの概要（再冠水過程）

○：実験と現象の対応

試験	試験特徴	炉 心			上部プレナム, ホットレグ	SG	ダウンカマ
		炉心の 再冠水熱伝達	三次元流れ	エントレイン メント	エントレイン メント	スチーム バインディング	高温壁
個別効果試験							
FLECHT シリーズ	1 集合体模擬, 強制再冠水	○		○			
UPTF	上部プレナム ディエントレインメントなど		○	○	○		
総合試験							
CCTF	再冠水総合試験	○	○	○		○	○
SCTF	強制または重力再冠水, 径方向出力分布	○	○	○			
LOFT	核燃料を使用した 総合LOCA 試験	○	○	○	○	○	○

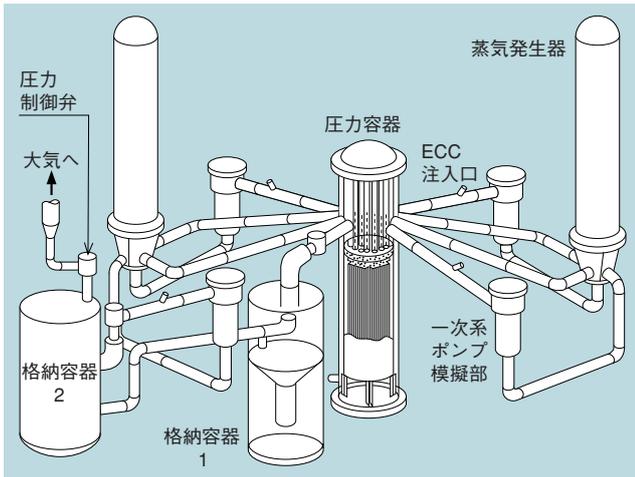


図2 大型再冠水試験装置 (CCTF) の概要  
110万kWe級PWRを高さ方向1/1、体積約1/20で模擬した、世界最大規模の円筒状試験装置 ((独)日本原子力研究開発機構)。

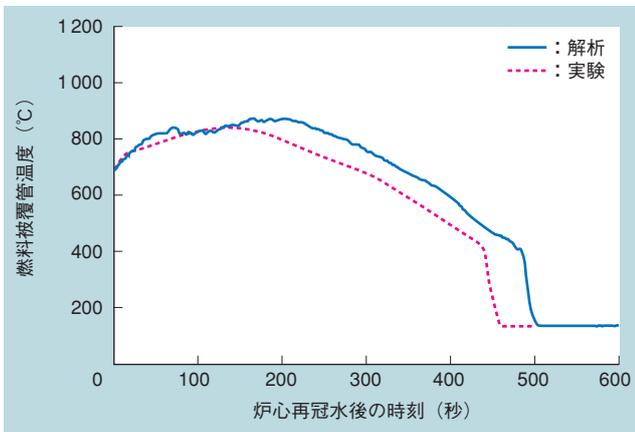


図3 MCOBRA/TRACコードによるCCTF試験解析例  
炉心の最高出力領域において燃料被覆管最高温度は、解析結果が試験結果を上回っている。

析により、MCOBRA/TRACコードによる模擬性は妥当であると確認するとともに物理モデルの不確実性がある場合には、その定量化を行っている。

2.4 実機適用例

エレメントⅢの統計解析のステップとして、順序統計法を適用した実機プラントの評価例を示す。

順序統計法は、まず表2に示すように、サンプリングするパラメータの不確実性幅、確率分布を設定する。さらに、設定した確率分布に基づいてランダムにサンプリングしたパラメータを最適評価コード(MCOBRA/TRAC)に直接与えて計算するが、統計理論に基づいて解析ケース数を限定し、その解析結果の中から、95%累積値×95%信頼度を超える評価値を抽出する。

図4に、PWR大破断LOCA事象の判断基準の1つである燃料被覆管温度の順序統計法による計算結果例(上位1番目から上位5番目まで)を示す。上位1番

表2 主要なパラメータの設定例 (一部)

	パラメータ	取り扱い	
		順序統計法	現行評価手法
初期条件	出力	一様分布	最大値
	1次系平均温度	一様分布	最高値
	1次系圧力	一様分布	最大値
	燃料棒初期温度	正規分布	最高値
	ピーキング係数	正規分布	最大値
現象	破断面積	一様分布	感度解析の結果一番厳しい条件
	破断体様	両端破断とスプリット破断をランダムサンプリング	感度解析の結果一番厳しい条件
物理モデル	被覆管熱伝達係数	ヒストグラム	ノミナル値
	流出係数	ヒストグラム	感度解析の結果一番厳しい条件

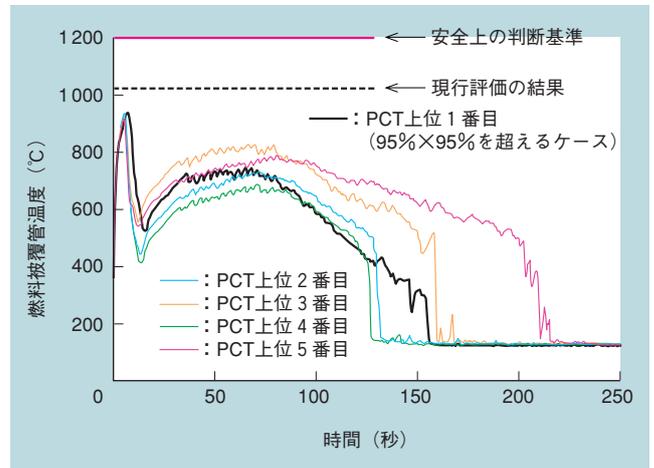


図4 順序統計法による計算結果例  
燃料被覆管温度(最高値が上位1番目から5番目までのケース)の時間変化である。

目のケースが95%累積値×95%信頼度を超える評価値であり、図4に示すように、現行の評価手法に比べ、保守性を適正に評価していることが確認できる。

3. Non-LOCAの新評価手法の開発

3.1 Non-LOCAとは

Non-LOCAとは、LOCAを除いた運転時の異常な過渡変化及び事故に分類される約20の設計上想定すべき事象の総称である。これらの事象に対して、国の指針で定められた基準値(被覆管表面の熱流束制限や原子炉圧力制限など)を満たし、炉心・燃料の健全性が保たれることを安全解析により確認している。

3.2 現行の安全解析手法

現行の安全解析の一般的な流れを図5に示す。原子炉プラントの1次冷却材ポンプの停止や制御棒の異常な引き抜きなどを想定した外乱に対し、まず、プラント全体の挙動を計算し、原子炉の平均的な出力、圧力、

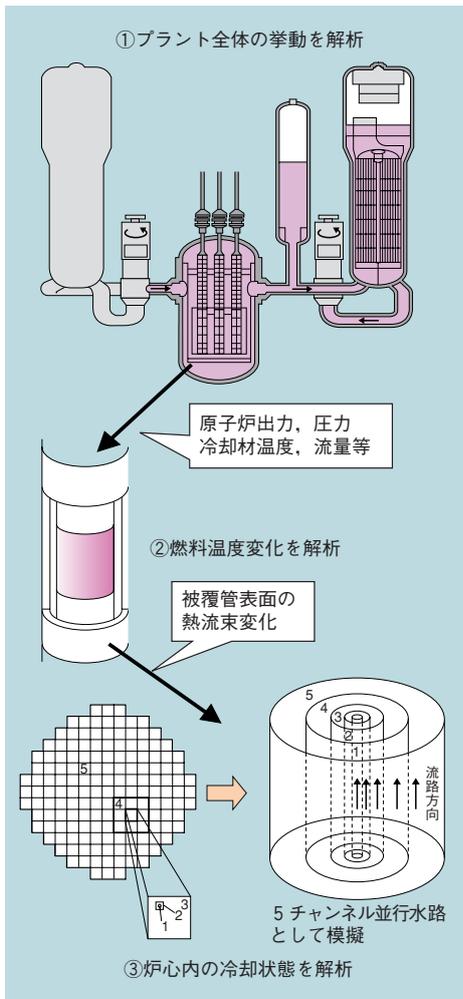


図5 現行安全解析の流れ  
 現行のNon-LOCA 安全評価における複数の解析コードを用いた計算の流れ。

冷却材温度及び流量の時間変化を得る。次に、それらを境界条件として、熱点（炉心内で最高温度となる点）及び平均点の燃料棒に対して燃料ペレット－被覆管－冷却材間の伝熱計算を行う。最後に、熱点及び平均点の被覆管表面の熱流束変化を用いて燃料棒表面の冷却状態を計算し、判断基準となる最小 DNBR（熱流束制限の指標）などを評価する。

上記の場合、3つの計算をする解析コードを組合せており、それぞれの解析において次のような保守性を考慮している。① プラント解析では炉心内で冷却材温度が変化した際の原子炉出力への減速材フィードバック効果を無視している。② 燃料温度解析では出力ピーキング係数（炉心内の最大出力割合）に保守的な値を過渡時一定と仮定している。③ 熱水力計算ではサブクールボイド生成が大きくなる物理モデルや相関式を用いることで、被覆管からの除熱を保守的に扱い、さらに、炉心の出力分布は過渡時変化しないとしている。なお、出力分布の変化が結果を厳しくする場合には、保守的な出力分布を別途設定している。

### 3. 3 三次元核熱結合手法

原子炉プラントにおいて何らかの異常が生じた場合、原子炉圧力、1次冷却材温度及び流量の変化に伴い、炉心内では核／熱相互作用が生じ、原子炉出力や出力分布が変化する。PWRでは、減速材温度係数が負となるように設計しているため、冷却材温度が上昇するような異常な過渡変化が生じた場合には、減速材フィードバック効果により過渡変化を抑制する機能を有している（自己制御性）。三次元核熱結合手法を用いることで、上記効果を考慮した実現象に近い評価が可能となる。

#### (1) SPARKLE コードの概要

三次元核熱結合コード SPARKLE の概要を図6に示す。SPARKLE コードは、プラント特性コード MARVEL<sup>(3)</sup>、三次元炉心動特性コード ANCK<sup>(4)</sup>及び三次元熱流動コード MIDAC<sup>(5)</sup>を結合した解析コードであり、MARVEL コードから炉心入口条件を ANCK/MIDAC コードに時々刻々受渡し、炉心内の核／熱相互作用を計算し、その結果を再度 MARVEL コード側に受渡す流れとなっている。炉心内の各ノード（空間分割の最小単位）では、燃料温度、冷却材温度及びほう素濃度変化に伴う核的な炉心反応度計算を行っており、現行の簡略化した計算モデルでは知り得ない、炉心局所の核的及び熱的な状態量が計算できる。

#### (2) SPARKLE コードの検証

事故解析コードの検証としては、ある現象に着目した実験との比較や、事故解析における類似コードとの比較が一般的である。SPARKLE コードの検証として実施した主な項目を表3に示す。

##### (a) 小型 PWR における反応度事故模擬実験<sup>(6)</sup>

米国で行われた小型 PWR（SPERT-III、E 型炉心）を用いた反応度事故模擬実験は、反応度投

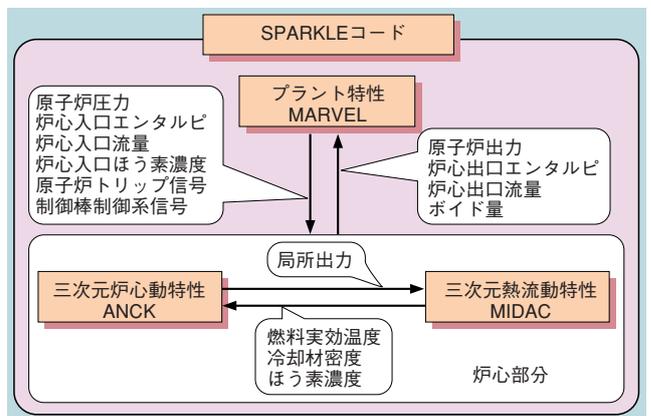


図6 SPARKLE コードの概要  
 プラント特性コード、三次元炉心動特性コード及び三次元熱流動特性コード結合計算時のパラメータの流れ。

表3 SPARKLE コードの検証内容

項目	内容
実験解析	小型PWR反応度事故模擬実験 管群ボイド試験 管群クロスフロー試験
許認可コードとの比較	炉心動特性評価 燃料中心温度評価 被覆管温度評価 DNBR評価
国際ベンチマーク問題 (他機関コード比較)	PWRを対象とした制御棒飛び出し、原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き、主蒸気管破断

表4 SPERT- IIIの実験条件

内容	条件
定格出力	20MW
初期原子炉出力	$5 \times 10^{-5}$ MW
初期原子炉圧力	100 kg/cm <sup>2</sup> G
冷却材温度	260℃
添加反応度	1.23 \$ (Test No.60)

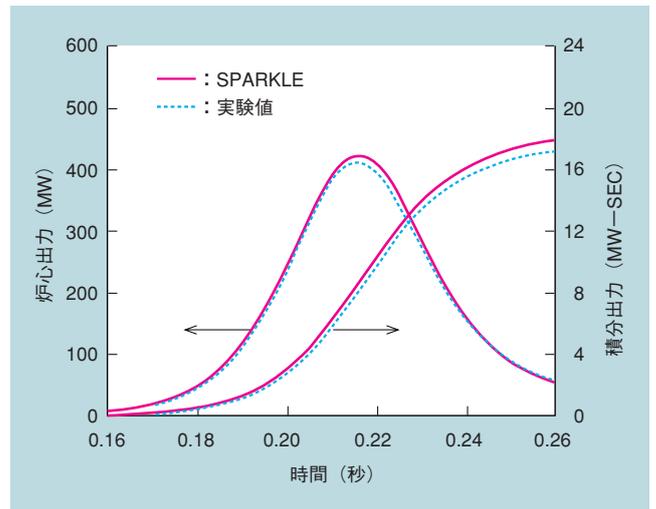


図8 SPERT- IIIの実験解析 (Test No.60) 炉心出力及び積分出力変化における実験測定結果と模擬解析の比較。

表5 主蒸気管破断ベンチマーク問題の概要

内容	条件
対象プラント	TMI-1 (貫流型SG, 2ループ4RCP)
炉心出力	2772MW
初期、炉心条件	定格出力、サイクル末期
燃料核断面積等	提供される。
炉心入口領域分割	提供される (18領域)。
炉心入口条件	18領域毎に冷却材温度、流量の時間変化が提供される。

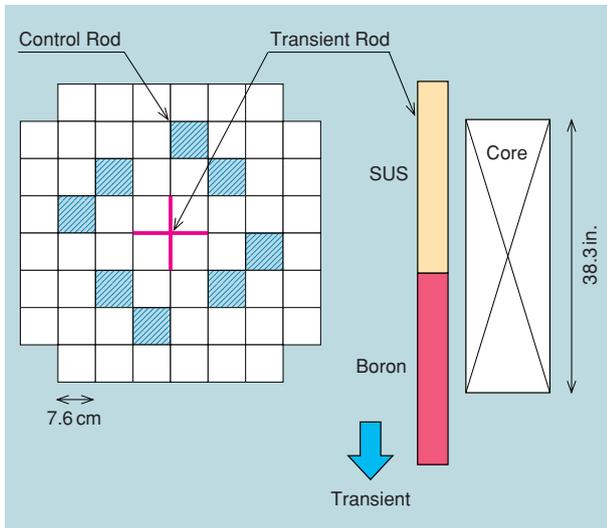


図7 SPERT- III, E型炉心の概要 小型PWRの炉心外型図。

入事象への適用性を検証する上で広く用いられている。実験条件を表4に、炉心の概要を図7に、SPARKLEコードによる解析結果を図8に示す。炉心中央の十字型制御棒を瞬時に引き抜くことで、炉心に大きな正の反応度が添加され、炉心は直ちに即発臨界となり、原子炉出力は約400 MW (定格出力の約20倍) にまで達するが、燃料温度の上昇に伴うドップラフィードバック効果により、原子炉出力は速やかに低下している。SPARKLEコードの解析結果は、実験における測定値と良好な一致を示している。

(b) 主蒸気管破断国際ベンチマーク問題<sup>(7)</sup>

主蒸気管破断とは、蒸気発生器の主蒸気管が破断し、蒸気が急激に放出され、1次冷却材が過度

に冷却されることで、炉心に正の反応度が添加される事故である。さらに安全評価では、原子炉トリップ時に最大反応度値を有する制御棒1本が炉心上端で固着し、炉心に挿入されないと仮定しているため、炉心の出力分布がひずみ、核的及び熱的に大きな非均一性を伴う過渡変化となる。

PWRにおける主蒸気管破断の国際ベンチマーク問題が、OECDより提供されており、多くの機関が、同じ過渡事象を計算、比較することで、解析コードの検証に用いている。ベンチマーク問題の概要を表5に、SPARKLEコードによる解析結果を図9に示す。炉心に正の反応度が添加されることで原子炉出力が上昇し、原子炉トリップにより一旦は低下するが、控えめなトリップ反応度を仮定していること及び固着制御棒を仮定していることにより未臨界の度合いが浅く、1次冷却材の冷却の継続によって炉心は再度臨界となって徐々に原子炉出力が上昇して行く。やがて、破断側の蒸気発生器の保有水が無くなることで冷却が止まり、原子炉出力も低下する。SPARKLEコードは、他機関の結果(平均値)と良好な一致を示しており、他機関のコードと同等の模擬性能を有していることが分かる。

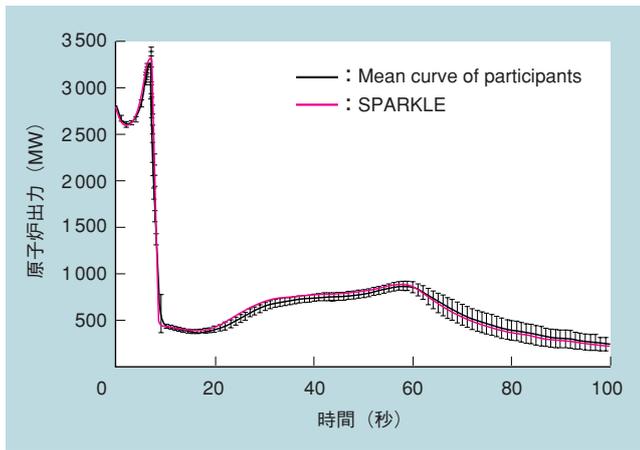


図9 主蒸気管破断ベンチマーク解析  
SPARKLEコードによる解析結果と参加機関の各解析コードの平均値との比較。

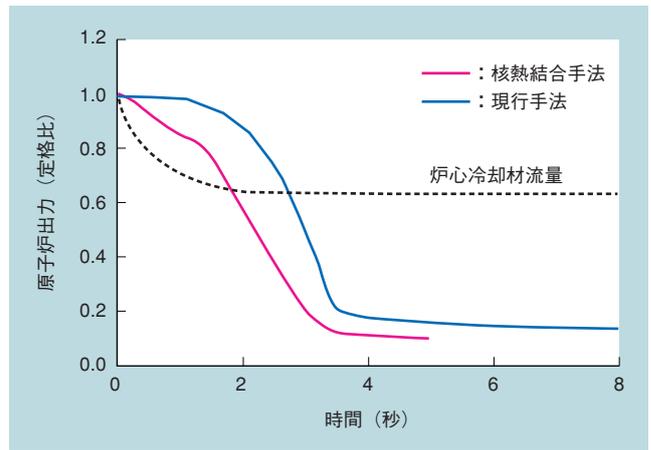


図10 原子炉冷却材ポンプの軸固着 (1)  
原子炉冷却材ポンプの軸固着時の原子炉出力変化における現行手法と核熱結合手法との比較。

### 3. 4 実機適用例

#### (1) 原子炉冷却材ポンプの軸固着

原子炉冷却材ポンプの軸固着とは、定格運転中に1次冷却材ポンプ1台が瞬時に停止(固着)する事故である。ポンプの軸固着によって、1次冷却材流量は大幅に低下するため、炉心内の燃料棒表面の除熱が悪化し最小DNBRが低下する。事象開始から約1秒後に“1次冷却材流量低”原子炉トリップにより制御棒が落下し始め、約3秒後に全挿入され事象は終息する。

核熱結合手法を適用した結果を図10及び図11に示す。1次冷却材流量が低下すると、炉心上部の冷却材温度が上昇するため減速材フィードバック効果により原子炉出力が低下する(現行手法はこの効果を保守的に無視)。その後、原子炉トリップにより負の反応度が炉心に添加されるため、原子炉出力は速やかに低下する(出力分布の取扱いの違いにより現行手法より効果大)。その結果、最小DNBRは早期に上昇に転じ、現行手法と比較して安全余裕が大幅に増加している。

このような解析手法の精緻化によって得られた安全余裕の増加を、原子炉プラントの出力向上等に利用することが可能である。

#### (2) 主蒸気管破断

主蒸気管破断の事象シナリオについては、3. 3(2)(b)で述べた通りである。ただし、国内プラントの蒸気発生器はベンチマーク問題のTMI-1号機とは型式が異なる。また国内の安全解析ではより厳しい結果を与える高温零出力を初期条件としている。核熱結合手法を適用した解析として、核パラメータに現行手法と同等の保守性を考慮した場合と、考慮しない場合(最確評価)の結果を図12及び図13に

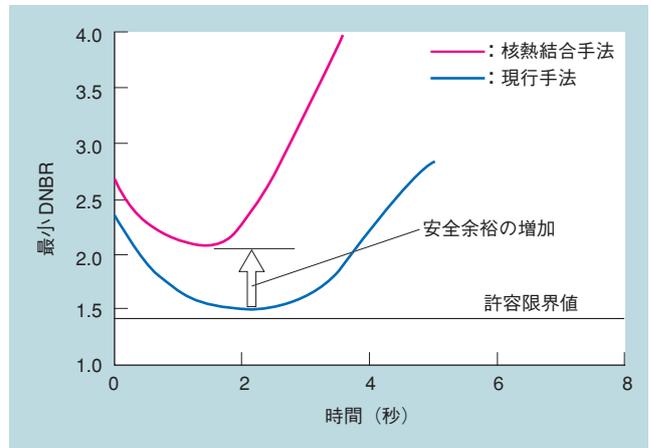


図11 原子炉冷却材ポンプの軸固着 (2)  
原子炉冷却材ポンプの軸固着時の最小DNBR変化における現行手法と核熱結合手法との比較。

示す。保守的な条件を用いた場合、臨界となる時刻は現行手法と同等となったが、臨界後の原子炉出力の上昇が大幅に抑制されていることが分かる。これは、核熱結合手法により過渡時の出力分布の変化と、それに伴うドップラフィードバック効果が適切に模擬されているためである。約120秒後に非常用炉心冷却設備からのほう酸水が炉心に到達することで、事象は終息に向かう。この時刻に最小DNBRが最も厳しくなるが、核熱結合手法の結果は、現行手法と比較して十分に大きく、安全余裕が大幅に増加した。

## 4. ま と め

安全解析の最新技術として、LOCA事象について、最適評価コードMCOBRA/TRACの概要、検証例及び統計的安全評価手法の実機プラントへの適用例を紹介した。また、Non-LOCA事象については、核熱

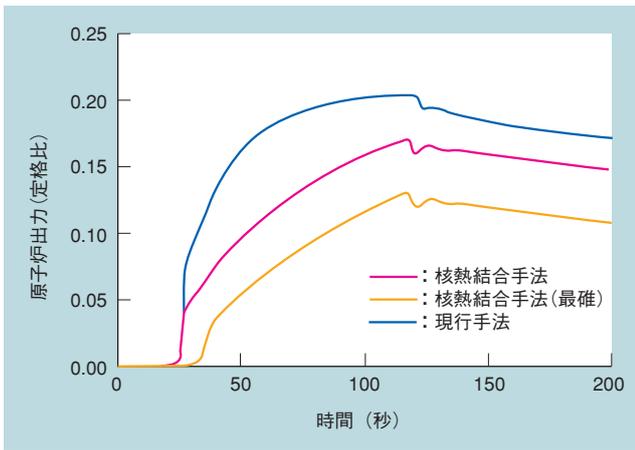


図 12 主蒸気管破断 (1)  
主蒸気管破断時の原子炉出力変化における現行手法と核熱結合手法(最確評価及び保守的な条件)との比較。

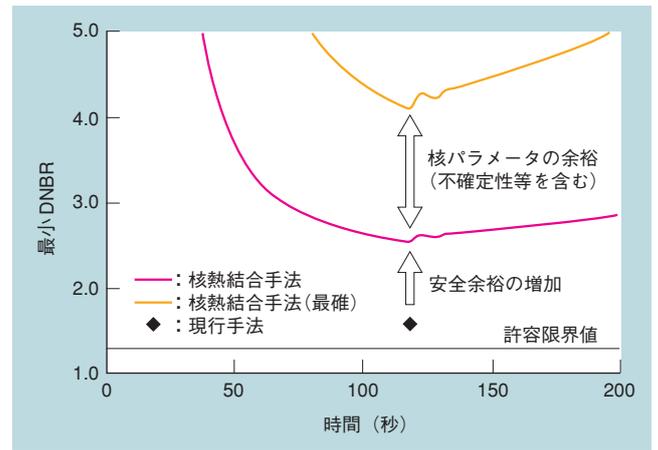


図 13 主蒸気管破断 (2)  
主蒸気管破断時の最小 DNBR における現行手法と核熱結合手法(最確評価及び保守的な条件)との比較。

結合手法コード SPARKLE の概要, 検証例及び実機プラント適用例について紹介した。MCOBRA/TRAC コードによる統計的評価手法及び SPARKLE コードを安全解析に適用することで, 現行の安全解析の安全余裕を適正化し, 将来のプラント運用及び炉心運用の高度化(出力向上, 超高燃焼度燃料等)を実現することが可能となった。今後, 本手法の安全解析手法としての妥当性につき, 国の審査を受ける予定である。

参 考 文 献

- (1) 三菱重工業(株), “三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法(大破断時)” MAPI-1035 改 8 (1999)
- (2) Boyack., et al. 1989, "Quantifying Reactor Safety Margins: Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty(CSAU) Evaluation Methodology to a Large-Break, Loss-of-Coolant Accident," NUREG/CR-5249.
- (3) 三菱原子力工業(株), “三菱 PWR の事故解析計算コードの概要” MAPI-1017 改 2(1977)
- (4) Y.A.Chao, Y.X.Sung, "The Coupled ANCK/VIPER 3D kinetic PWR core analysis system", Proc. Of the Int. Conf. On the physics of Nuclear Science and Technology, October 5-8, 1998, Long Island, New York, American Nuclear Society, vol.1pg365-371 (1998)

- (5) Yoshiei Akiyama et al., "Void fraction measurement of PWR fuel assembly and improvement of PWR core analysis method", the 3rd international seminar on subchannel analysis, Stockholm (1995)
- (6) R.K.McCardell, D.I.Herborn, and J.E.Houghtaling, "Reactivity Accident Test Results and Analysis for the SPERT- III E-core - a Small, Oxide-Fueled, Pressurized-Water Reactor," IOD-17281, U.S. Atomic Energy Commission, (1969)
- (7) NEA/NSC/DOC, "PWR Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark, Volume III: Results of Phase 2 on 3-D Core Boundary Conditions Model" (2002)



寺前哲也



坂場弘



西浦雅詞



小川純人



青木繁明



末村高幸