

THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニューズレター (第 60 号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.60)

Mar. 5, 2008

研究開発の現状紹介

三菱重工業(株) 原子力技術センター 原子炉安全技術部
坂場 弘

三菱重工業原子力部門において、当部は原子力施設（発電用加圧水型原子炉（PWR）、高速増殖炉（FBR）、ガス炉等の新型炉、燃料サイクル関連施設）に関する安全設計の実施部門である。最先端の安全解析技術を駆使することにより、原子炉施設の安全・安定な運転に不可欠の重要設備の設置要否の検討及び設備の主要仕様を決定するプラント基本設計を行っている。当部は、安全防護技術課、放射線安全技術課、制御保護技術課及び安全審査統括グループからなり、多数の技術者が働いている。今回は、当部における PWR の安全評価での最新手法最近の研究・開発の一部を紹介する。

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、これまでの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、1 200 °C 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⁽¹⁾。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) ⁽²⁾ が提示されている。CSAU 手法は、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。

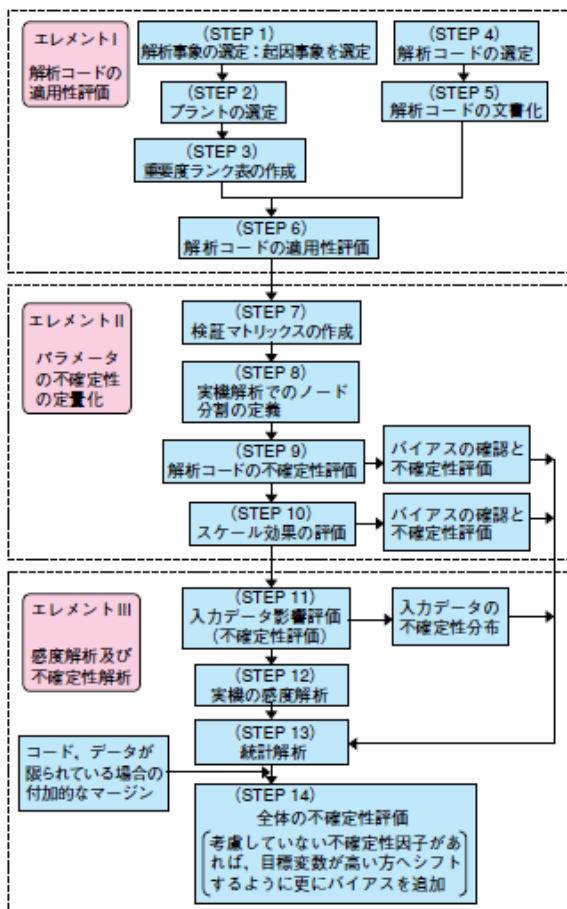


図1 統計手法の評価の流れ
米国原子力規制委員会 (NRC) から発行されている統計的安全評価手法の具体的なガイドライン。

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评价を実施に適用した。

(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、図2に示すように、原子炉容器内を詳細に模擬することができるコードである。

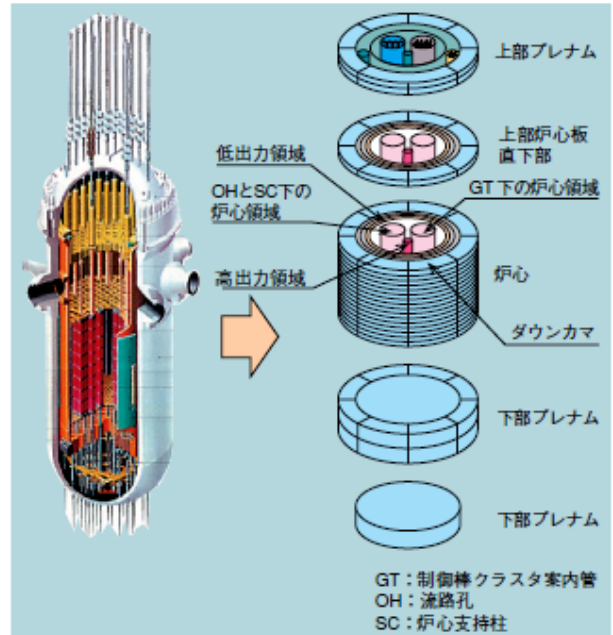


図2 詳細なセル分割の概要 (原子炉容器内)
MCOBRA/TRAC コードでは、原子炉容器内を詳細な多次元模擬によりモデル化している。

(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3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4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

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		炉心			上部プレナム、 ホットレグ	SG	ダウンカマ
試験	試験特徴	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集合体機構、 強制再冠水	○		○			
UPTF	上部プレナム ダイ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、 後方向出力分布	○	○	○			
LOFT	核燃料を使用した 総合LOCA試験	○	○	○	○	○	○

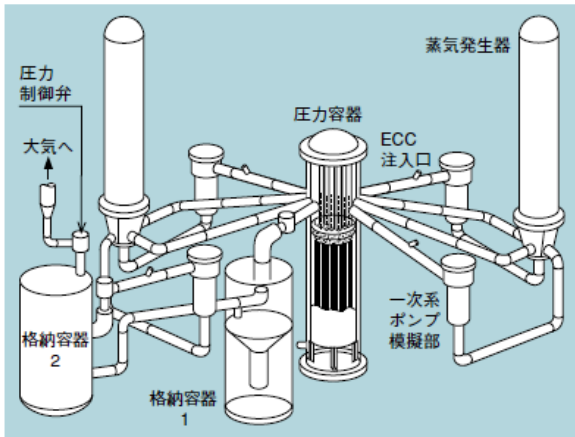


図3 大型再冠水試験装置 (CCTF) の概要
110万kWe級PWRを高さ方向1/1、体積約1/20で模擬した、世界最大規模の円筒状試験装置(独)日本原子力研究開発機構)。

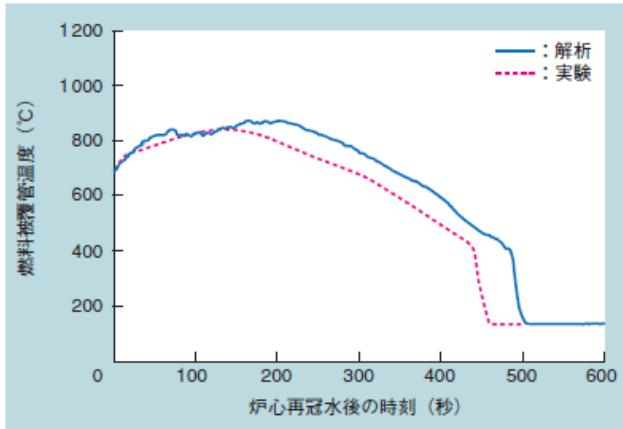


図4 MCOBRA/TRACコードによるCCTF試験解析例
炉心の最高出力領域において燃料被覆管最高温度は、解析結果が試験結果を上回っている。

確定性がある場合には、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かさ幅、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5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5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。

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	
出力	一様分布	最大値	
1次系平均温度	一様分布	最大値	
1次系圧力	一様分布	最大値	
燃料棒初期温度	正規分布	最大値	
ピーキング係数	正規分布	最大値	
現象	破断口面積	一様分布	感度解析の結果 一番厳しい条件
	破断体積	均等破断と 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

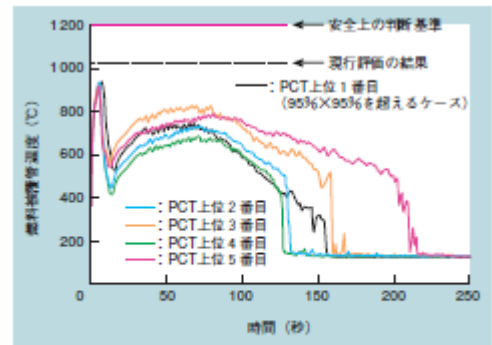


図5 順序統計法による計算結果例
燃料被覆管温度(最高値が上位1番目から5番目までのケース)の時間変化である。

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6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、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場合の原子炉出力への減速材フィードバック効果は無視している。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

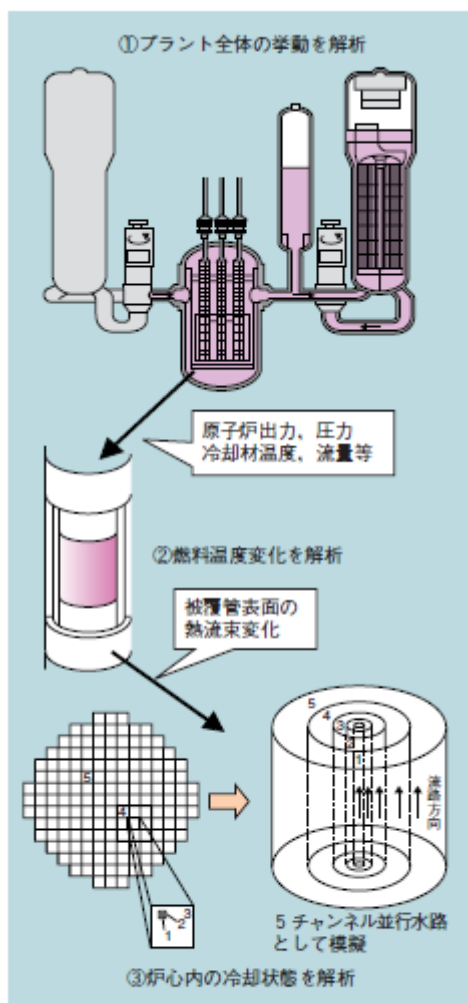


図6 現行安全解析の流れ
現行の Non-LOCA 安全評価における複数の解析コードを用いた計算の流れ。

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7に示す。SPARKLE コードは、プラント特性コード MARVEL⁽³⁾、三次元炉心動特性コード ANCK⁽⁴⁾及び三次元熱流動コード MIDAC⁽⁵⁾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。

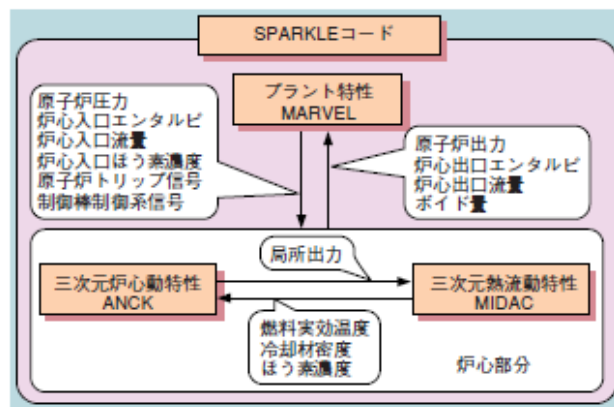


図7 SPARKLE コードの概要
プラント特性コード、三次元炉心動特性コード及び三次元熱流動特性コード結合計算時のパラメータの流れ。

(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。

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 管群ポイド試験 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	5×10^{-5} MW
初期原子炉圧力	100 kg/cm ² G
冷却材温度	260℃
添加反応度	1.23\$ (Test No.60)

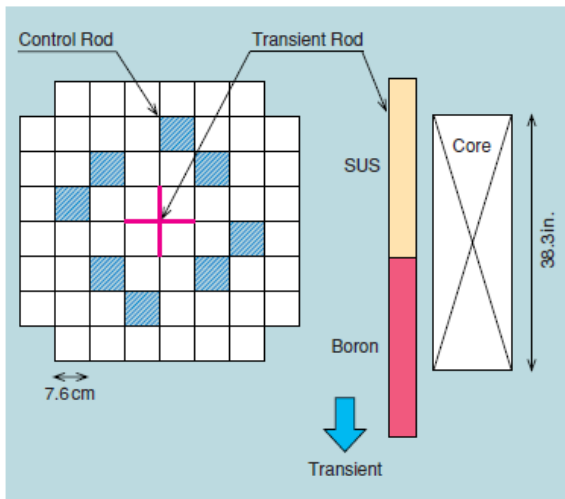


図8 SPERT-III, E型炉心の概要
小型PWRの炉心外型図。

(a) 小型PWRにおける反応度事故模擬実験⁽⁶⁾

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8に、SPARKLEコードによる解析結果を図9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⁽⁷⁾

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。

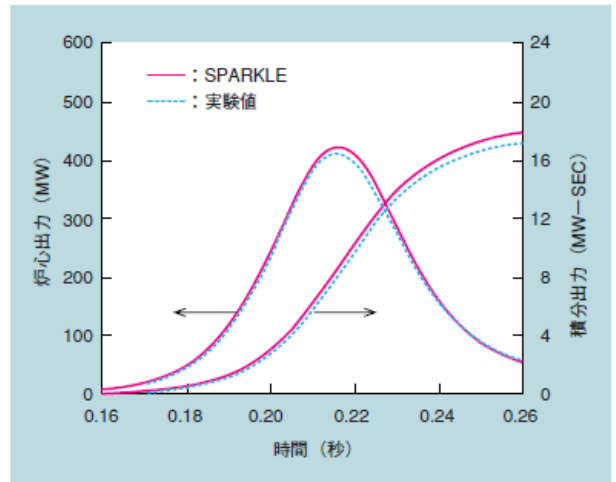


図9 SPERT-IIIの実験解析 (Test No.60)
炉心出力及び積分出力変化における実験測定結果と模擬解析の比較。

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。

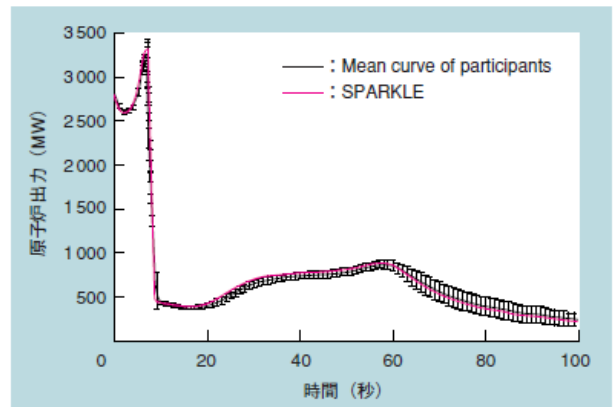


図10 主蒸気管破断ベンチマーク解析
SPARKLEコードによる解析結果と参加機関の各解析コードの平均値との比較。

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10に示す。炉心に

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。

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11及び図12に示す。

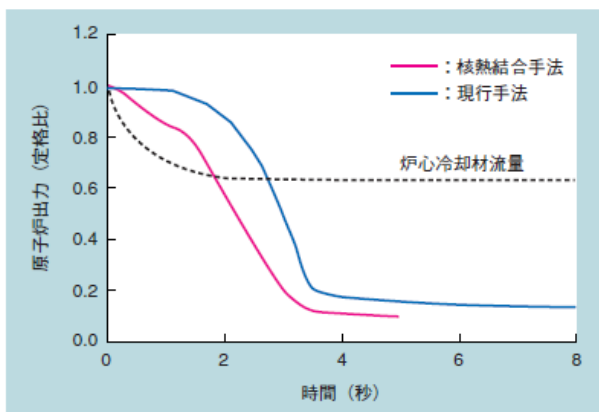


図11 原子炉冷却材ポンプの軸固着 (1)
原子炉冷却材ポンプの軸固着時の原子炉出力変化における現行手法と核熱結合手法との比較。

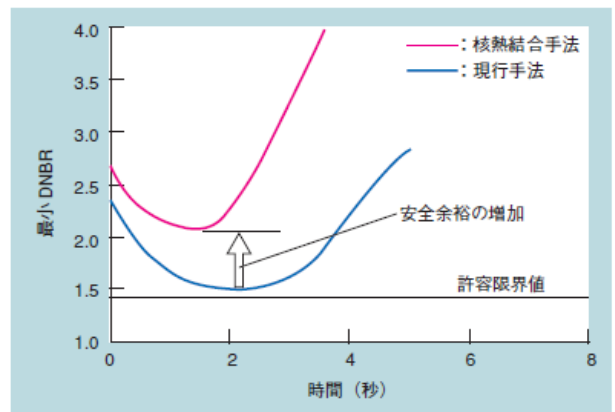


図12 原子炉冷却材ポンプの軸固着 (2)
原子炉冷却材ポンプの軸固着時の最小 DNBR 変化における現行手法と核熱結合手法との比較。

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13及び図14に示す。

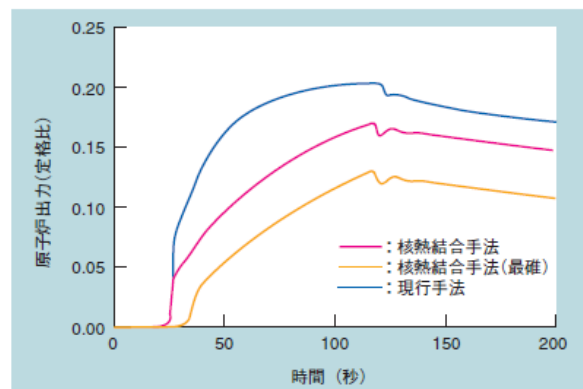


図13 主蒸気管破断 (1)
主蒸気管破断時の原子炉出力変化における現行手法と核熱結合手法（最確評価及び保守的な条件）との比較。

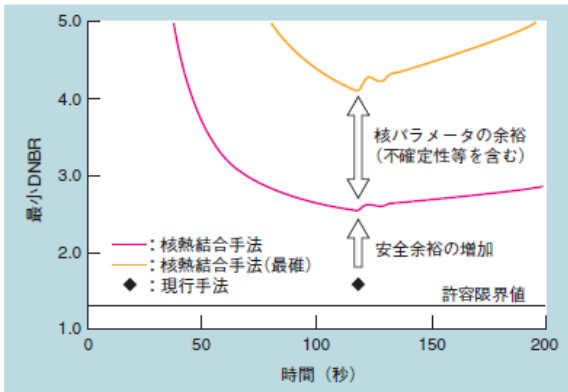


図 14 主蒸気管破断 (2)
主蒸気管破断時の最小 DNBR における現行手法と核熱結合手法 (最確評価及び保守的な条件) との比較。

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, and 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)

運営委員会報告

第 29 回 熱流動部会運営委員会 議事録

- (1) 日時：平成 20 年 1 月 30 日 (水) 13:30-16:00
- (2) 場所：三菱重工業 301 会議室
- (3) 出席者：前川部会長、三島副部会長、坂場総務委員長、中村広報委員長、宇井研究委員長、守田企画委員長、大竹編集委員長

(4) 配布資料：

- ① 総務委員会資料 (資料 2-1 議事次第、資料 2-2 予算、資料 2-6 熱流動部会実行委員名簿、資料 2-7 炉心・機器熱流動評価分科会報告)
- ② 企画委員会資料 (資料 2-3 企画委員会報告)
- ③ 国際委員会資料 (資料 2-4 NURETH-13 資料)
- ④ 広報委員会資料 (資料 2-5 広報委員会活動報告)
- ⑤ 研究委員会資料 (資料 2-8 研究委員会報告)

議事

1. 熱流動部会長挨拶（前川部会長）

今年は NTHAS6、来年は NURETH と国際会議が続くが、前広に準備をしていきたい。併せて、NURETH の学会への申請についても事前に行うようにしたい、旨の部会長挨拶があった。

2. 総務委員会報告（坂場総務委員長）

2.1 熱流動部会予算（H19 年度決算、H20 年度予算）

資料 2-2 により平成 19 年度決算及び平成 20 年度予算について、平成 20 年度予算の重点は、NURETH の準備金及び NTHAS からの収入を計上している点である旨の報告があった。なお、平成 19 年度 Dr フォーラム決算金は、利息を含めた修正を学会事務局に依頼することとした。

2.2 部会等運営委員会報告

また、部会等運営委員会活動については、これまでのメール審議案件は全て賛成であった旨の報告があった。併せて、資料 2-7 により春の大会での企画セッションの予稿の紹介があった。

3. 表彰委員会の活動概要（坂場総務委員長）

1 月 31 日に締め切った熱流動部会表彰については、後日、杉山委員長からのメールにより、申請案件であるとの連絡があった。このため、今後の取り扱いについて審議が必要である。優秀講演賞については、2 月上旬に集計の結果から審議することとした。

4. 企画委員会の活動概要（守田企画委員長）

資料 2-3 により Dr.フォーラムの実施状況及び学会での新規受託事業推進タスクについての活動状況が報告された。

Dr.フォーラムについては、実施側の負担と参加者の集まり具合、開催効果の観点から、同じ形態での継続実施が妥当かどうかについて検討すべきとの提議があった。例えば、企業から専門家が講演し、学生が受講するといった形でリクルートの効果も狙うなどの案が提示された。春の大会での総会に諮る必要があるため、本会の結論としては、平成 20 年度は現在の形態で開催し、平成 21 年度に抜本的改革をする方針で、今後も議論していくこととなった。

新規事業については、先のタスクグループでの議事内容が報告され、学会支援の立場から熱流動部会での活動について協議した。結論としては、外部からの入金を図るという観点でセミナーや講習会の実施などを提案していくこととなった。

5. 研究委員会の活動概要（宇井研究委員長）

追加資料により、現在の専門委員会活動について

の報告があった。この他に、二相流データベース委員会（東芝師岡氏主査）を受け継ぐ委員会を設立する要望が届いている旨の報告があった。

6. 国際委員会の活動概要（前川部会長）

前川部会長より、資料 2-4 により NURETH-13 の HP を開設した旨の報告があった。また、LOC としては、INSS の村瀬氏を委員長として総勢 18 名の委員がほぼ決まり、2 月中に現地委員会を開催する旨の報告があった。また、ホームページ作成・インフォメーションなどについては広報委員会を窓口とすることとなった。

NTHAS については、東大の岡本先生の主導のもと活動しているが、PL 及び TL の韓国側テーマは近日中に韓国側に問い合わせることとしている。

韓国で開催される NUTHOS-7 については、予定に遅延があることから、国際委員会を窓口として、韓国へ協力していくこととなった。先に米国で開催された NURETH-12 での日本側の貢献が少なかったことへの反省から、論文査読者や座長の指名について熱流動部会として協力することとなった。

7. 広報委員会の活動概要（中村広報委員長）

資料 2-5 により広報委員会活動状況について報告された。ニュースレターについては 2 月末に発行する予定で、運営委員会の議事録や研究室紹介が予定されている。

8. 出版編集委員会の活動概要（大竹出版編集委員長）

投稿論文は、ほぼ 1 週間に 1 件の割合で提出されている旨の報告があった。査読委員は 8 名いるため、2 名ずつで査読する態勢となる。また、現在論文賞について 1 件提案している旨の報告があった。

このほか、安全の分野に熱流動が深く関与していることから、今後はテーマにより安全の専門家にも運営委員会への参加を呼びかけることとした。

9. その他

・副部会長より安全工学シンポジウム実行委員会についての報告があった。安全工学シンポジウムは、日本学術会議のもとで年 1 回開催され、来年度は 7 月 10 日、11 日に開催される予定である。各学会を横断的にカバーしている会議であり、原子力学会としては熱流動部会から実行委員を出している。パネルディスカッション、PL、企画セッションなどに提案できるものがあればして欲しいとの要請があり、原子力学会としては「原子力施設の耐震安全性」（指針、地震データ、耐震工学等）のテーマでオーガナイズドセッションを提案し、了承された。（昨年は、原子力学会としては、初めて、PSA とリスク情報の活用についての 2 つのオーガナイズドセッション

を企画した。)

-次期運営委員について議論し、3月の熱流動部会総会へ諮ることとした。

以上

部会行事の実施報告

秋季セミナー「Dr フォーラム」実施報告

熱流動部会主催・計算科学技術部会共催
企画委員長 守田幸路 (九州大)

熱流動部会および計算科学技術部会では、ここ数年以内に学位を取得された方々を講師に迎えて学位論文での研究成果をご講演いただき、次代を担う若い方々を会員各位に紹介するとともに、今後の活動への激励を行うことを趣旨とした秋季セミナー「Dr. フォーラム」を開催している。本セミナーは、これまで、北海道(洞爺湖町)、福島(楢葉町)、静岡(裾野市)、京都(京都市)、青森(八戸市)、北海道(札幌市)と6回にわたって開催され、好評を博してきた。今年も「2007年秋の大会」(北九州市)の最終日(9/29)より1泊2日の日程でサンスカイホテル(北九州市)にて開催した。

今年度のセミナーには新進気鋭の講師6名を含む32名が参加し、初日4件、2日目2件の講演発表(1件当たり質疑応答を含む約1時間)が行われた。開会に先立ち前川 勇熱流動部会長(カワサキプラントシステムズ)からご挨拶をいただき、座長は坂場 弘氏(三菱重工)、阿部 豊教授(筑波大)、飛田吉春氏(原子力機構)にご担当いただいた。講演テーマ(所属・講演者)は以下の通り。

- (1) ミニチャンネル内強制流動沸騰の構成式に関する研究
(原子力機構) 張 維忠氏
- (2) 気体ブローダウンにより水中に生じる動荷重の評価と荷重発生機構
(東芝) 内田 憲氏
- (3) Immersed-Boundary法によるせん断流中におけるベシクルの流動解析
(日立製作所) 山田雄士氏
- (4) 超音波パルスを用いた流動モニタリングに関する基礎研究
(東京電力) 和田守弘氏

- (5) 時空間的広がりをもつ複雑な動的システムの情報を如何にして縮約してモデル化するか
Forsmark安定性試験データを題材とした適用研究

(東京電力) 渡辺史紀氏

- (6) スーパー軽水炉の安全性に関する研究

(東京大学) 石渡祐樹氏

原子炉の安全設計から血流の流動解析を含む広範なテーマに対して、多くの質問やコメントが出され白熱の議論が展開された。紙面の関係で全てを紹介できないが、特に、(5)BWRの出力振動現象を題材にした空間依存性のある複雑な動的システムの情報圧縮の方法論は、基礎式の数値計算では非線形性・不確実性(揺らぎ)の考慮が難しい現象の解明に有用な手法ということで、現象の直接的な数値シミュレーションに目を向けがちな参加者の興味を大いにかき立てる内容であった。本セミナーでは、比較的長い講演時間で最先端かつ完成度の高い研究成果についてまとまった内容が聴けること、また、質疑に十分な時間がとれることで、研究内容への理解が深まるとともに、参加者各位の研究にも大いに参考になったものと思われる。

初日の講演後には、奈良林 直教授(北海道大学)のご挨拶で恒例の懇親会を開宴し、Dr. フォーラム創設時のエピソードなどご紹介いただいた。懇親会の最後には前川 勇 熱流動部会長よりご挨拶をいただき、講師の方々並びに両部会の益々の発展を祈念した。2日目の午前中には、後半2件の講演発表が行われた。講演終了後、計算科学技術部会企画委員長 越塚誠一教授(東京大)から閉会のご挨拶をいただき、会場ロビーでの参加者全員による記念撮影をもって全プログラムを成功裏に終了した。尚、本セミナーは、講師の方々をはじめ関係者のご協力で実施することができた。この紙面をお借りして、あらためて厚く御礼を申し上げる。

本セミナーは、平成20年度も「秋の大会」(高知工科大)に合わせて開催される予定である。読者の方々にも是非とも参加いただき、知的興奮を経験していただければ幸いである。



前川 勇氏（カワサキプラントシステムズ）開会の辞



越塚 誠一教授（東京大）閉会の辞



講演（東京電力・渡辺史紀氏）での質疑応答の様子



Dr.フォーラム参加者で記念撮影

国際会議カレンダー（Web のみに掲載）

熱流動部会のホームページ <http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/division/thd/> より最新の情報を入手して下さい。

<編集後記>

2年間、広報委員会でお世話になり、ニュースレターの発行に皆様のご協力を賜りました。今号をもちまして中村の任期が終わります。至らない点もありご迷惑をおかけしたかと思いますが、多くの方に助けていただきました。この場を借りて御礼申し上げます。

ニュースレターへの原稿は、随時受付を行っております。研究室紹介、会議案内、エッセイ等寄稿お願い致します。またニュースレターに関するご質問、ご意見、ご

要望等ありましたら、ぜひ下記宛にe-mailをいただければ幸いです。熱流動部会に入会したい方、入会しているがメールが届かない方が身近におられましたらご相談ください。

e-mail宛先：a-naka@inss.co.jp

sou@mech.kobe-u.ac.jp

熱流動部会のホームページ：
<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/division/thd/>
からニュースレターのPDFファイルは入手可能です。