高速炉の炉心安全解析コード開発の 現状と課題, (I)

我が国の開発状況を中心に

(京都大学原子エネルギー研究所, 元動燃) 吉川 栄和,
(動燃事業団大洗工学センター) 二ノ方 寿, 福沢 義晴

高速炉の炉心安全解析手法の確立向上のために, 我が国でも近年までに多数の安全解析コードの開発が進められてきた。本稿では, 高速炉に特有な事故事象に対する解析モデル研究とコード開発の進展を, 実験的研究との関連や海外での状況をまじえて解説する。また, 国際協力下に進められている各種の炉内安全性試験と, その解析のための総合コードの開発状況についても紹介する。

I. はじめに

液体ナトリウム(Na)冷却高速炉は在来の軽水炉とは設計概念が異なっているが, 炉心安全解析の面から高速炉の特殊性として以下の事項が挙げられる。①高速中性子エネルギー領域での核反応が中心になるので即発中性子寿命(λ)が短く, またPu燃料を用いるため遅発中性子割合(β)が小さい。②炉心臨界量をはるかに越えた燃料が存在し, また熱中性子炉のように炉心の形状, 配置が反応度が最大になるように設計しないので, 燃料が溶融して集合する場合に再臨界の可能性や, 炉心が変形する場合に大きな反応度が挿入される可能性がある。③燃料が高温, 高燃焼度で使用されるためFPのインベントリーが大きく, また出力密度が高いため燃料の使用条件が厳しい。④炉心が大型になるとNa冷却材のボイド係数が正となる。

これらの特殊性を踏まえて, 燃料集合体および炉心の安全設計の評価と安全性向上のために, 定常・過渡両面での通常の原子炉運転条件からそれを大きく逸脱する「事故」時条件まで, 広範囲な実験的研究と安全解析手法(計算コード)の開発が内外で行われてきた。これらの高速炉安全解析の項目と研究対象とされてきた主な事故事象を第1表に示す。

炉心全体の事故(全炉心事故)に対しては, 早期に事故を検出して炉停止することにより炉心損傷が避けられるが, 高速炉の場合, 燃料集合体内の流路閉塞や燃料破損のような「局所事故」は早期検出が必ずしも容易ではなく, 局所異常に対する健全性, 破損伝播の機構とその時間的応答の解明のための研究が, 局所異常の早期検出法の研究とともに多岐にわたって行われてきた。

第1表 高速炉炉心安全解析の項目

項 目	範 囲	事故現象
局所事故解析	集合体内の局所異常が起因となりピン間の破損伝播から集合体間の破損伝播に至りさらに全炉心規模への事故進展の可能性評価	FPガス放出, ピン弯曲・接触, 局所流路閉塞, ピン破損, 局所FCI, 集合体間熱的破損伝播
全炉心事故解析	反応度挿入や冷却材喪失, 冷却材流量減少など全炉心規模の過渡変化に対応する。	
1. 起因事故解析	燃料集合体の健全な運転状態から各種の外乱により過渡変化が生じ, 集合体壁の健全性が失われるまでの事故進展	燃料ピン変形・破損, Na沸騰, FCI, 溶融被覆移動, 燃料移動
2. 炉心崩壊事故解析	集合体管壁の健全性が喪失後, 炉心形状が失われ, 炉心が終局的に崩壊するまでの挙動	機械的炉心分解, 遷移炉心挙動
3. 事故後崩壊熱除去	事故後の損傷炉心形状での原子炉崩壊熱の除去機能の評価	デブリ挙動, 損傷炉心熱流挙動

「全炉心事故」に対しては冷却材沸騰に至らないうちに炉停止を基本とするので, その解析は冷却材非沸騰領域での核・熱流動特性計算コードで十分である。第1表における項目はむしろ通常の「設計基準事故」(Design Basis Accident, DBA)を超える「仮想事故」を対象としている。歴史的に高速炉の仮想事故として想定されてきた「核暴走事故」では非現実的な仮定が行わ

Review on Fast Reactor Safety Analysis Codes Development, (I), Present status in Japan: Hidekazu YOSHIKAWA, Hisashi NINOKATA, Yoshiharu FUKUZAWA.

(1982年 4月1日 受理)

れた。すなわち、炉心から全冷却材喪失→燃料溶融→炉心下部への燃料落下による超即発臨界→核暴走→高エネルギー放出という過程が考えられてきた。この核暴走事故は従来高速炉の格納施設の設計の基準とされていたが、このような方法では炉心の大型化につれ格納容器の設計基準となる核暴走エネルギーの値が非現実的に大きくなる。このため「仮想事故」においても、事故発生初期からできるだけ現実的に事故進展の過程、機構を解明し、適切な安全防護施設の構成に反映しようとするのが近年の研究開発の方向である。

「仮想事故」時の炉心安全性研究は、高速炉開発国にとって技術的ノウハウの範囲を越える共通課題として国際協力研究が盛んであるが、特に莫大な経費と年月を要する安全性炉内実験ではその傾向が顕著であり、仏独共同の CABRI、米国の TREAT (Transient Reactor Test Facility)、SLSF (Sodium Loop Safety Facility) などには日本も資金参加している。これらの炉内実験は実際の高速炉条件に最も近い模擬実験であり、燃料ビン破損機構、Na 沸騰、溶融燃料-冷却材熱的相互作用 (Molten Fuel Coolant Interaction, FCI)、溶融炉心物質移動挙動などの各種の事故現象の解明、解析モデル開発および安全解析コードの検証上の有用なデータを得ることができる。

以上のような「仮想事故」条件下の実際の高速炉の炉心の挙動を解析評価する手段の開発は、米国における ANL の SAS シリーズ、LANL の SIMMER シリーズがその内容において最も進んだものであり、各国の高速炉設計の「仮想的炉心崩壊事故」(Hypothetical Core Disruptive Accident, HCDA) の評価検討に用いられつつある。

Ⅱ. 我が国の高速炉炉心安全解析コード開発の現状

1. 個々の事故現象の解析コード開発

(1) 局所事故

高速炉燃料要素の破損伝播の可能性検討は、ビン間破損伝播と集合体間破損伝播とに分けて行われる。ビン間破損伝播では、大別して次の3つが問題とされた。①製作時の過誤によるランダムな燃料破損に伴う FP ガス放出 (ガスブランクティングのような局所的な冷却材欠乏による熱的影響と、瞬間的な機械的負荷による隣接ビン損傷の可能性)、②粒状物質の堆積による局所閉塞の発生と局所的な冷却材温度上昇、③燃料ペレット装荷時の濃縮度ミスによる局所溶融と溶融燃料放出に伴う FCI。

集合体間破損伝播では、①ビン間破損伝播が集合体全体の破損へ拡大する可能性、②集合体完全閉塞、③ FCI による圧力波発生、④集合体メルトダウンによる反応度効果、が問題とされた。これらの解明のための内外の研究については文献⁽¹⁾⁽²⁾を参照されたい。本節では、特に解析コード開発のトピックである、局所閉塞と集合体間熱的破損伝播について述べる。

(1) 局所流路閉塞: 集合体に何らかの原因で閉塞物が生じると、閉塞物の下流に冷却材流れの淀みが生じて局所的な冷却材温度上昇が起り、被覆管温度上昇によるビン破損溶融から集合体溶融、さらには隣接集合体への破損伝播が生じる懸念がある。破損伝播防止の見地からどの程度の閉塞率まで許容できるかを調べるため、内外で局所閉塞事故模擬試験とその解析コードの開発が行われた。特に閉塞率が大きくなるにつれて顕著となる閉塞物後方に生じる渦状の再循環流れを解析コードで精度よく再現することが課題であった。

我が国では、動燃大洗工学センターでの水流動試験による閉塞物後流の流速分布可視化および流速・圧力分布の測定、Na 流中の電気加熱バンドル試験と並行して、解析コードとしては単相3次元流れの基礎式に遡って有限差分法により解くコード UZU⁽³⁾ および ASFRE-I⁽⁴⁾ の開発が行われた。両コードとも高速炉燃料集合体のビン配列形状を考慮したサブチャンネル近似と、風上差分 (冷却材流れの方向を調べて必ずそのメッシュの風上側のメッシュを用いて差分式を立てる方法) とを用いた有限差分法により、集合体内の3次元流れに関する質量、運動量およびエネルギーに関する保存則を、①単相非圧縮性、②乱流輸送効果を実効粘性係数および実効熱伝導率として考慮する、という仮定の下に数値計算する。UZU が定常型解析で SOR 法を用いるのに対し、ASFRE では過渡型解析で ADI 法を用いる。両コードで同一の水および Na 局所閉塞実験を解析して、両コードによる数値解と実験による流速、温度、圧力分布とを詳細に比較した結果は、数値解法の差よりむしろ軸方向摩擦係数などの交換関数モデルの差が解析精度の上で支配的であった⁽⁵⁾。その後、局所閉塞解析コードの国際ベンチマーク計算が液体金属沸騰国際ワーキンググループの提唱で行われた。我が国からは、ASFRE-I による計算が提出されたが⁽⁶⁾、ベンチマーク計算に参加した計算コードが 169 本バンドル中心閉塞の下流の冷却材温度分布を予測した結果と、計算結果の提出後に公表された実験データとの比較を第 1 図に示す。この図のように、ASFRE-I コードによる予測は実験結果と非常に一致を示した。

第1図 KfK 169 本バンドル 49% 中心閉塞実験に対する
ベンチマーク計算結果の比較(冷却材温度分布)

(2) 集合体間熱的破壊伝播: 集合体間破壊伝播の防壁となるラッパ管が破損する機構として、①圧力負荷、②熱負荷、③溶融貫通(メルトスルー)が挙げられる。FCI による圧力波発生はこれまでの模擬実験からはそれほど大きいものではなく、また熱応力効果もラッパ管のクラッキング発生により緩和されるとすると、結局メルトスルーが最も可能性ある破壊伝播機構といえる。このようなメルトスルーの可能性を、パラメトリックに解析評価するコードとして SARUP-3F⁹⁾ および FUMES¹⁰⁾ が開発された。これらのコードでは、破損側集合体内部からそのラッパ管、集合体間ギャップ(Na が充満)および隣接する健全側集合体(ラッパ管およびバンドル流れ)への熱的アタックを非定常熱伝導問題(相変化も考慮)として解く。両者は、破損側集合体の内部のモデリングに若干の相違があるが、より保守的な仮定をおく FUMES では、破損側集合体内は、液相および気相の混在する溶融燃料とスチールが激しい沸騰状態(沸騰プール)にあり、ラッパ管壁および上下閉塞部とは固体燃料の薄い層(燃料殻)で遮断されるとする。このような仮定は後述する遷移炉心モデルの bottled-up system と同様である。最近、ANL の遷移炉心挙動解析コード TRANSIT-HYDRO のラッパ管破損モデルも FUMES と同様の設定をしている¹¹⁾。今後の実験検証が興味ある所である。

(2) 燃料ビン変形・破損予測

DBA の範囲内では燃料健全性のリミットは、一般的に①燃料溶融率(ホットスポットの軸方向中心)、②被覆管温度、③被覆管歪、の3種の組合せを、事故の厳しさのレベルに応じて余裕を持たせて設定する方法で行われている。現実の燃料ビン破損に影響する要因を定常と過渡効果に分けて整理すると、次のようになる。

(1) 定常の要因: ①材料照射効果(照射によるスエリング、材料脆化、FP ガス発生と放出による内圧上昇)、②熱・機械効果(熱クリープ、熱膨脹、熱応力による燃料クラッキングなど)、③化学効果(腐食やFP による被覆内面アタックなど)。

(2) 過渡時の要因: ①燃料と被覆の熱膨脹差、②被覆材熱応力、③燃料-被覆間の機械的固体接触(Pellet-Cladding Mechanical Interaction, PCMI)、④温度上昇に伴う被覆管強度の低下、⑤燃料ビン内圧上昇(圧力源として燃料溶融に伴う体積膨脹、FP ガス効果—ガス温度上昇に伴う膨脹、燃料溶融に伴う放出、過渡時の FP ガス気泡の運動—、および燃料蒸気圧)、⑥FP ガスによる過渡スエリング、等々。

これらの破損要因を考慮して、出力(および積分値)、被覆温度(および上昇率)、歪(および歪速度)、内圧、応力、燃焼度、フルエンスなどのパラメータの相関式により、燃料ビンの破損を一般的、統一的に説明しようとする試みが続けられている。このような式を「破損基準」と呼んでいる。有効な破損基準を導くため多数

の被覆管バースト実験や TREAT 実験のデータが用いられ、これまでに多数の基準式が提案されている。これらには、①バースト破損基準、②エンタルピー基準、③損傷パラメータ、④破損ポテンシャル、⑤寿命則などがある。今後の燃料破損実験データの蓄積や統計的処理の進歩により信頼性が一層向上すると思われる。

解析コードでは、これらの基準式に用いられる応力、歪を計算するために、燃料ピンの過渡時挙動、特に機械的変形の予測計算を行う。後述の SAS シリーズで SAS3D までに用いられている変形計算モジュール DEFORM-I では、中心部からの燃料溶融等による燃料内圧上昇は、未だ溶融に達しない燃料外殻層は既にクラックが入っているとして直接被覆管内面に圧力負荷をかけ、一方被覆管は弾性限界を超して降伏すると無限に塑性変形するという簡単な応力変形モデル(弾完全塑性体近似)を用いている。我が国では、ANL が開発した DEFORM-II¹⁰⁾を改良した計算モデルが PAPAS-1S(後述)に組み込まれている。DEFORM-II では、薄肉円筒に適用される平面歪近似と準静近似をもとにした一般化粘弾塑性変形解析法を用い、①熱応力、②PCMI、③FP ガス放出、燃料溶融、燃料蒸気圧による内圧上昇、④降伏応力の温度、歪速度依存性などを考慮している。また最近、FLCAST コードが開発され¹¹⁾、DEFORM-II の代替オプションとして PAPAS-1S に組み込まれた。FLCAST では DEFORM-II での①～④の機能に加うるに燃料クラッキング効果を新たに追加するとともに、計算時間を短縮化するため変形解析法の簡略化が行われている。

PAPAS-1S では DEFORM-II や FLCAST と上述の破損基準③、④、⑤を組み合わせる変形・破損予測を計算するが、過渡時の燃料の応力、歪量を直接測定したデータは少なく、つきあわせるデータは主に破損時間、位置となる。このような方法で CABRI, TREAT 実験での燃料破損実験データとの対比が行われているが、特に照射燃料ピン解析に対するモデル機能の拡充(過渡時 FP ガス放出やスエリングなど)やコード検証は今後の課題である。

(3) Na 沸騰流

集合体内で冷却材の Na が沸騰に至る可能性があるのは、①炉停止系の同時故障を想定した流量喪失事故(Loss of Flow, LOF)、②炉停止系の同時故障時の過渡出力上昇事故(Transient Over Power, TOP)、③配管破断事故(Loss of Piping Integrity, LOPI)、④崩壊熱除去系機能喪失事故(Loss of Shutdown Heat Removal, LSHR)、⑤局所閉塞、ピン破損に伴う FP ガス放

出、等の局所事故である。①、②、⑤では高流量、高熱流束条件下、④では低流量、低熱流束条件下、③ではスクラムタイミングにもよるが、急速流量減少過程での高熱流束条件下、および自然循環力を含んだ流量回復後の低流量、低熱流束条件下である。強制対流下と自然対流下では、過渡変化の度合や沸騰両域近傍のサブクール度により沸騰は異なった様相を呈し、flow regime は気泡流、スラグ流、環状流、噴霧流や、気液で逆向きに流れる対向流のように多岐にわたる。したがって、おのおの沸騰二相流現象について別々にモデルを適用するよりは、できる限り統一的モデリングを行うのが望ましい。その他に、高速炉の沸騰では軽水炉に比較してシステム圧が低く、液相と気相の密度比が 10^8 のオーダーとなる。これは僅かな相変化量でも流体挙動に大きな影響を及ぼし計算の不安定を招来する。しかも相変化量は系のエンタルピー、圧力、ボイド率に対し敏感である。これらが Na 沸騰二相流のコード化を困難にしている要因である。

以上を念頭において、集合体内の冷却材チャンネルを十分実用的な範囲で離散化した計算体系ととらえる場合の沸騰二相流のモデル化を概説する。

二相流を数学的に定式化する場合、気相・液相の混合流体の保存系を扱う「混合流モデル」と、気相・液相が別々に保存式を満たすように定式化する「2流体モデル」とに大別される。代表的な定式化について第2表示す。保存式の数により3-, 4-, 5-, 6-方程式モデルとも呼ぶが、一般的に方程式の数が多いほど流れの状況に制約を受けず統一的モデリングができる。その代わり系を閉じるために必要な構成方程式の数が増える。特に気相・液相間の交換関数は、flow regime に依存しその関数形の理論的実験的裏付けを必要とする。flow regime によって構成方程式の形が変わるのは厄介な問題である。流れの条件によって flow regime を同定する map を確立してコード内に組み込む必要がある。このためには、水によるデータを Na データに外挿する作業と並行して多くのバンドル実験を繰返してデータを蓄積する必要がある。他の問題として計算の時間刻み幅が気相の流速で制約されて小さくなる。特に沸騰開始時点は相変化量等からの制約も多い。時間刻み幅の対策としては、方程式系を差分化する場合に可能な限り対流項、相変化量に関連するソースタームを陰的に扱うことである。

方程式の数が多い2流体モデルと比較して、均質流やドリフトフラックスモデルは不確定な入力パラメータが少なく、計算量も少なくて済む。したがって、使

第2表 二相流定式化とモデル

定式化	独立変数	保存方程式	構成方程式	備考
混合流モデル 均質二相流モデル (3-方程式モデル)	ρ_m, u_m, e_m	3×均質混合流保存式 (質量, 運動量, エネルギー)	均質二相流と壁間の運動量交換 均質二相流と壁間のエネルギー交換	熱力学的平衡 気液間の速度差, 温度差が小さい場合有効。ただし対向流には適用不能
ドリフトフラックスモデル (4-方程式モデル)	ρ_m, ρ_1, u_m, e_m (ρ_m の代りに ρ_2 でもよい)	3×均質混合流保存式 (質量, 運動量, エネルギー) 1×单相保存式 (質量)	均質二相流と壁間の運動量交換 均質二相流と壁間のエネルギー交換 ドリフトフラックス相関式 気相-液相間質量交換-	熱力学的平衡 ドリフトフラックスモデルの適用範囲内で有効
2流体モデル 5-方程式モデル	$\rho_m, \rho_1, u_1, u_2, e_m$ (ρ_m の代りに ρ_2 でもよい)	2×均質混合流保存式 (質量, エネルギー) 3×单相流保存式 (質量×1, 運動量×2)	液相と壁間の運動量交換 気相と壁間の運動量交換 均質二相流と壁間のエネルギー交換 気相と液相間質量交換 気相と液相間運動量交換	いずれかの相が熱的に飽和状態を仮定
6-方程式モデル	$\rho_1, \rho_2, u_1, u_2, e_1, e_2$ (ρ_1, ρ_1 の代りに ρ_m, ρ_m でもよい)	6×单相流保存式 (質量, 運動量, エネルギー)	各相と壁間の運動量交換 各相と壁間のエネルギー交換 気相-液相間の質量交換 気相-液相間の運動量交換 気相-液相間のエネルギー交換	熱力学的非平衡 最も一般的で適用範囲が広い

添字mは混合流を示す。添字1, 2は液相又は気相を示す。 ρ : 密度, e : 内部エネルギー, u : 速度

用目的を特定の事故形式, flow regime に限定して用いれば, 混合流モデルはむしろ良好な結果をもたらす。しかし気・液間の相対速度が大きい場合や対向流の場合は適用不能である。したがって, どの定式化を選ぶかはコスト・ベネフィットの判定によるべきであろう。最近の傾向としては, そのカバーすべき事象が広くあることから, 軽水炉のLOCA解析同様, 2流体モデルによる定式化が定着しつつあるのが現状である。

2流体モデルで定式化した微分型の各保存式は, 離散化されたコントロールボリュームで積分され, 各保存量はそのボリューム中心での平均量として定義される。離散化された各保存式は計算の安定性のために完全陰または半陰的に表現した方がよい。気・液相間の相互作用や相変化量に関連するソースタームはぜひ陰的扱いの方がよい。解法は, 基本的にはある程度の線型化を仮定した各保存式の独立変数を消去して帰結としての圧力のみの計算式(既知保存量による係数をもつ Poisson 型の微分方程式)を解くか, 各保存量および圧力について連立方程式を立てて同時に解く方法を用いる。結果論的には後者の方が能率的なようである。

(4) 溶融燃料-Na 相互作用(FCI)

燃料が溶融して冷却材の Na 中に放出されると, 高温の溶融燃料(2,800°C 以上)と Na(約 500°C)が直接接触して急激な熱伝達が起る。この時, Na が蒸発して蒸気泡を形成し急激な圧力が発生する。FCI では燃料の微粒化を伴うことが知られており, 微粒化は放出燃料

と Na との熱伝達面積を増大させ, 大きな温度差とともに急激な熱伝達を加速度的に促進させると考えられている。また炉心内で FCI が起ると, Na 中での急激な蒸気泡形成とともに燃料が空間的に移動するので反応度に変化し, その後の事故進展に大きな影響を与えることになる。

一方, 現在開発されている FCI 解析コードは, ほとんどが軸方向1次元の解析コードであり, 以下の5つの要素から構成されている。

(1) 燃料ピンキャビティ内での溶融燃料挙動: 溶融燃料と FP ガスの混合物として取り扱っており, これにはキャビティ内での運動を考えない簡略化モデルと, 混合物の流動を取り扱う詳細なモデルとがある。

(2) 溶融燃料放出挙動: 混合物の放出のみを考えたものと, 混合物以外に FP のみの放出も考慮したものがある。放出孔からの放出量を決めるのにキャビティと冷却材チャンネル間の圧力差のみを考えた圧力平衡モデルと, 放出孔のオリフィス抵抗も考慮するオリフィス型モデルとがある。

(3) 溶融燃料-Na 間熱伝達: 前述の燃料の微粒化を伴った FCI 現象を記述する部分である。これには各物質間の熱伝達を厳密解として解くものと, 種々のパラメータを設定して現象を非常に簡略化して記述するパラメトリックモデルとがある。微粒化を含めて FCI には物理機構が未だ不明確な部分があり, ほとんどのコードはパラメトリックモデルを採用している。微粒

化の取扱いは瞬時に微粒化するとしたものと、微粒化時間を考慮したモデルとがあり、粒径を何種類考えるかはコードによって異なる。熱伝達係数は燃料粒子内の熱伝導に基づく値で表現し、熔融燃料と Na が直接接触した非定常熱伝達初期の急激な伝熱の効果を増倍係数として掛けて表わしている。さらに、相変化によって発生した蒸気泡による伝達の低下を表わすために、熱伝達係数にさらにボイド率の関数である因子を掛けて蒸気膜の影響を記述する。このようなパラメトリックモデルの代表的な例として Cho-Wright モデル⁽¹²⁾がある。

(4) 燃料粒子運動: FCI 後の微粒化した燃料の移動を記述する部分で、これには粒子と冷却材 Na との間に速度差を考慮したモデルと、考慮しないものがある。微粒化後の燃料粒子の移動は反応度に直接影響を与えるので重要であり、最近の殆どのコードでは相対速度を評価できる、より現実的なモデルを採用している。

(5) 冷却材 Na の運動: 冷却材 Na の流れを、熔融燃料と Na が相互作用により二相化した相互作用領域とそれ以外の単相領域とに分け、相互作用領域以外の単相領域を状態量一定として取り扱う液柱モデルと、流れとして取り扱う水力学モデルとに分類される。水力学モデルは、流体を非圧縮性として取り扱うものと、圧縮性として取り扱うものとに分けられ、さらに計算をオイラー型で行うものと、ラグランジュ型で行うものとに分けられる。

上記(1)~(5)のうち(3)、(4)は FCI 現象の機構解明のため、現在の実験的研究の中心課題であるが、計算コードでは、FCI 現象の複雑さ、不明確さのゆえに(3)、(4)に関しては詳細な現象論的記述というよりむしろ種々のパラメータを設定したパラメトリックモデルが主流であり、(1)、(2)、(5)に力点を置いたコードが多い。

代表的なコードの名称(開発機関)を列举すると、SAS/FCI (ANL), PLUTO-2 (ANL), EPIC (ANL), MURTI (KfK), EULFCI (PNC) などがある。これらはほとんど起因事故解析用の 1 モジュールとして開発されたものや、将来、炉心事故解析コードに組み込むことを前提に開発された単体コードであり、開発の歴史的経過と力点の置き方により前述の種々のモデルの組合せが決まっており、各コードの特徴となっている。試験結果との比較では、PLUTO-2 コードが TREAC 実験の解析でボイディング挙動やホドスコープによる燃料移動を比較している以外はあまり報告がない。我が国の EULFCI コード⁽¹³⁾は前述のモデルの組

合せをできるだけ詳細にしたオイラー型計算コードであるが、動燃大洗工学センターの FCI 炉外実験や後述の CABRI 炉内実験を通じてコード検証が行われようとしている。

(5) その他

炉心崩壊事故や事故後崩壊熱除去機能評価のための解析コードの開発状況についてまとめて述べる。

機械的分解型の炉心崩壊の解析のため、ANL 開発の VENUS-II⁽¹⁴⁾ コードを参考にして VENUS-PM が開発された。VENUS-PM では、起因事故から発展して大きな反応度挿入率の加わる炉心の膨脹分解過程を次の仮定の下に計算する。①炉心形状を 2 次元円筒形とする、② 1 点近似動特性、ドブラー効果と物質移動による核的フィードバック効果、③高温の炉心物質の均質混合、等エントロピー、非粘性、圧縮性の流体運動を記述する 3 保存則および圧力状態式をラグランジュ座標系で解く、④Na 蒸気圧、FP ガス圧、スチール蒸気圧、FCI 圧も圧力源として考慮可能、⑤核的炉停止後の分解炉心の等エントロピー膨脹による機械的仕事量の算出など。

炉心崩壊過程での炉心構成物質の移動による空間依存性の検討のため、2 次元空間動特性コードの開発も行われた。有限要素法と準静近似を用いた 2 DFEM コード⁽¹⁵⁾は、有限差分による直接法を用いた標準コード KD2⁽¹⁶⁾との数値計算の比較で計算時間が大幅に短縮され、高速炉定数セット JENDL-26G と結合し、一般的な空間動特性モジュールとして完成された。

事故後崩壊熱除去フェーズの解析のために、炉容器内の燃料デブリの堆積に種々の仮定(堆積する場所および堆積形状)においてその除熱機能を解析評価する PARCO コード⁽¹⁷⁾を、原子炉 1 次系の熱流力コード(炉上部プレナム熱流力、1 次系ループ熱流力)と結合して、崩壊熱除去系作動時や自然循環条件下での除熱可能性を検討するコードシステム PRELUDE⁽¹⁸⁾の開発も行われている。

2. 総合コードシステムの開発・検証 と炉内安全性試験

(1) CABRI 計画と燃料ピン過渡挙動解析コード PAPAS

(1) CABRI: 高速炉燃料ピンの過出力事故(TOP)時の挙動、特に①燃料ピン破損限界、②ピン破損後の FCI と燃料掃出しについてのデータを得るため、フランスカダラッシュの水型パルス炉 CABRI の炉心中に Na ループを入れ、実寸長の燃料単ピンの過渡試験を行う。試験型式は定格出力の初期状態から単純 TOP

型(Aシリーズ)およびLOF型,主にLOF-driven-TOP型*(Bシリーズ)の2種の急激なパルス実験を行う。燃料燃焼度を新燃料,中間燃焼度および高燃焼度の3段階とし,各段階でA,B型それぞれパルスの投入エネルギーを5段階に変えて試験を行う。新燃料試験では濃縮 UO_2 燃料を用いるが,予備照射済燃料試験には混合酸化物燃料を用いる。計装としては試験体に温度,圧力,流量,音響センサーを装着するほか,高速中性子ホドスコープで燃料移動を観測できる。現在新燃料ピンシリーズのほぼ全部を終了し,一部中間燃焼度ピン試験が開始されている。

(2) **PAPAS**⁽²⁰⁾: 1974年に動燃がCABRI計画に参加した機に,その解析のためPAPASコードの開発が始められた。この開発には後述のANLのSASコード開発が参考にされたが,実機LOF事故の解析を目標としたSASと異なり,PAPASはCABRI特有の試験解析のため次のような構成となっていた。①核動特性解析は不要,②CABRI試験体が単ピン単流路であるので単チャンネルモデルで十分,しかし,試験体特有の動径方向熱損失モデルが必要,③TOP試験が主体のためPCMIなどピン変形・破損解析がウェイトを占める(DEFOR-II/FLCASTによる),④ピン破損までPAPASで解析するが,その後のFCIと燃料粒子飛散はEULFCIコードに引継ぐ。⑤燃料ピン定常照射効果(FPガス発生・放出,再組織化,スエリングなど)は経験式を中心とした簡略化モデルで与える,⑥Na沸騰計算は,SASコードのモデルと同様1次元多気泡スラッグ流モデルに限定する。その他,熔融潜熱効果,Ross-Stouteギャップコンダクタンスなどを考慮した燃料ピン伝熱計算など,CABRI試験解析を通じて最良推定モデルの過渡解析を指向している。

これまでのCABRI新燃料ピン試験{A1,A1R,A2,A3*;B1*,B2*,B3*,(*ではピン破損した)}の事後解析の結果では,PAPAS解析は,燃料,被覆の熔融を含めた伝熱解析,ピン破損の予測(位置,時間)およびNa沸騰に関しては予測精度が向上している。PAPASの今後の課題は,照射ピンの過渡解析機能の拡充と検証が中心である。第2図にB1実験(単純LOF)の沸騰パターンとPAPASの予測を示す。

(2) 燃料集合体熱流解析コードと
TREAT, SLSF 試験

第2図 CABRI B1実験におけるNa沸騰パターンとPAPAS-1Sコードによる予測の比較

集合体内の冷却材挙動の解析法には,大別して,1次元モデル,多次元集中定数系モデル,詳細な分布定数系モデルの3種がある。最も簡潔なものは,PAPASのような1次元スラッグモデルであるが,1次元モデルを多ピン(19,37,61本等)集合体内の沸騰問題に適用しても得られる解は一般的に保守的になる。ワイヤラップ支持方式の多ピン集合体は,最外周において過冷却の状態にあり,かつワイヤの影響で温度分布に対称性がない。このようなエンタルピーの分布は沸騰領域の拡大過程における「空間的非同時性」の原因となる。この種の非同時性は事故の過程で非常に重要である。例えばFFTfのLOPI事故を模擬するSLSF(後述)のPシリーズ実験では,沸騰の空間的非同時性によりドライアウトに至らず安定な沸騰除熱状態を継続したとの報告がある。したがって,事故時の冷却材熱流挙動の評価には多次元解析が不可欠となるのである。ここでは代表的な多次元集中定数系モデルであるサブチャンネル解析コードを中心に,モデル開発の方法,実験との関連,検証の過程について説明する。

(1) ワイヤスペース型集合体単相解析コード**ASFRE-I**⁽⁴⁾⁽²¹⁾: 前述のASFRE-Iはグリッド型集合体の局所閉塞解析に用いられたが,その他にLOF,LOPI,TOP等の急速な過渡変化や,崩壊熱除去レベルで想定される低熱流束,低流量域での冷却材の伝熱流動挙

* 大型高速炉でLOFによる炉心沸騰で正のボイド反応度が入り出力が上昇する(TOP)型の過渡型式になる事故をいう。

動および燃料ピンの伝熱挙動の解析へ拡張を目標とする。したがって、カバーすべき流れの場合は乱流、遷移流、層流各両域にまたがり、対流モードとしては強制対流、自然対流およびそれらの混在した混合対流モードが考えられる。ワイヤラップスペース型集合体内の单相流を対象とする ASFRE-II コードの開発は、上記の伝熱流動条件を勘案して進められている。

サブチャンネル解析コードは、微分型の Navier-Stokes 方程式をサブチャンネルを基本体積として積分表示したものである。ゆえに以下のような実験データがモデルの開発上必要とされる。すなわち、サブチャンネルでの①軸方向の流速分布、②横方向の流速分布、③温度分布、④ワイヤ後流にできるウェーク領域の形状、サイズ、⑤乱流強度の分布、⑥境界層の形成とその影響、⑦発熱ピン表面での温度分布等。強制対流モードにおいてはこれらのデータは比較的多く存在し、コードに組み込まれている各種モデルの妥当性もおおむね

証明されてきた。今後の課題としては上記情報を混合対流、自然対流モードについて求め、モデル化していくことが予定されている。

燃料ピン伝熱挙動は冷却材と結合して解くため、計算機の使用上、簡易解析モデルが必要である。モデルの妥当性は炉内実験データを通して得られるものであるが、詳細な燃料ピン解析は独立のコード(例えば PAPAS)で行われるべきである。

(2) 沸騰二相流サブチャンネル解析コード TOPFRES⁽²²⁾: TOPFRES は、ASFRE をベースにして、気相の3保存式を付加した2流体6方程式モデルとして開発されてきた。TOPFRES によるワイヤスペース型37本ピン体系での Na 流量喪失実験の单相部の温度計算結果は熱電対の測定値と比較しても十分な精度で追隨していた。沸騰開始時刻を約 1 s ほど早目に予測したが、沸騰開始位置は実験と全く一致した(第3図)。

第3図 37本ピンバンドル流量減少型 Na 沸騰実験における、熱電対温度の時間変化と TOPFRES 計算との比較 (沸騰開始時間 実験13.9 s; 計算 12.85 s)

沸騰の3次元の拡大の様子は沸騰開始時点でのエンタルピー分布に大きく依存しているから、正確な单相計算が沸騰二相流コードの必須条件たることを銘記したい。沸騰二相流計算で得られたその後の沸騰領域の拡大の様子は、実験結果を定性的に説明しうるものであったが、さらに物理モデルの向上とともに、より陰的な定式化、数値解法の改良により、精度と計算効率の向上を必要とする。

(3) TREAT, SLSF 試験: 集合体熱流計算コード群のモデル作り、検証は従来、炉外の水実験や Na 実験で行われてきた。しかし総合的な検証は、実機条件をできるだけ模擬した炉内実験を用いることが望ましい。

米国 ANL は TREAT と SLSF (HEDL 共同利用) の2つの炉内試験施設により各種事故模擬実験を行っており、動燃は米国 DOE との協定に基づいてこのプ

プログラムに参加してきた。TREATは定常出力100kW、過渡最大出力 25MWs、最小出力ピーク到達時間 70 ms とハイパルス出力が可能な空気冷却炉である。現在のループは Mark-III であり、将来炉心改造(TREAT-UP GRADEプログラム)し、ATL(Advanced Test Loop)を設けて照射能力を高める予定である。ATL以前のループはテスト部の径が小さくピンは7本以下である。

SLSF は出力 175 MW の水冷却炉 ETR 中に設置され、熱交換量1.8MWのHeガス熱交換器を内蔵したNaループである。TREAT 内のループが熱交換器を有していないため長時間照射を要するショットができないのに比べて有利である。テスト部の径が大きいので多数本ピンバンドル(37本まで)テストを実施することができ、冷却材の温度計装も有している。試験シリーズ

第3表 代表的な全炉心事故解析コード一覧

コード名	開発国	解析対象	特 徴
起因事故			
単体コード			
NAIS-P2	日	Na沸騰(軸方向1次元)	単気泡スラッグ流モデル
CRUSH	日	同 上	多気泡スラッグ流モデル
SAS/FCI	米	溶融燃料-Na相互作用 (軸方向1次元)	キャビティ, FCI 領域, 上下液柱すべて1点近似の簡略化
PLUTO	米	同 上	キャビティ, FCI 領域, 上下液柱の流体運動で圧縮性考慮, 粒子運動の詳細化
EPIC	米	同 上	PLUTO と同様のモデルであるが, FCI 領域のみ圧縮性考慮
MURTI	独	同 上	炉外実験解析用, FCI 領域の熱伝達機構の詳細化
EULFCI	日	同 上	PLUTO と同様のモデル, オイラー法とリゾーニング法による数値解法
DEFORM-I	米	過渡時燃料ピン変形	弾完全塑性体とした簡略解析法, SAS 1AからSAS 3DまでのSAS で使用
DEFORM-II	米, 日	同 上	一般的粘弾塑性変形を考慮した詳細解析, SAS 2Aおよび PAPAS-1S で使用
DEFORM-III	米	過渡時燃料挙動	燃料ペレット内の FP ガス挙動など照射燃料の物理モデルが詳しい, SAS 4Aで使用
BEHAVE-SST	米	定常, 過渡時燃料挙動	定常および過渡時の照射燃料の物理モデルが詳細
BREDA	独	過渡時燃料ピン変形	簡易型燃料ピン変形解析
LAFM	米	過渡時燃料変形・破損予測	燃料クラッキング効果の入った簡略型解析法, 寿命則による破損予測
FLCAST	日	同 上	LAFM と同じ解法に基づく, DEFORM-II の解析機能を含む
総合コード			
SAS	米	実機解析(核動特性, 沸騰, FCI, 物質移動)	SAS 2Aまでは Na 沸騰まで, SAS 3A以降は炉心崩壊フェーズへの移行が取り扱える
HOPE	米	実機 TOP 解析	TOP 事故時の FCI 解析
MELT-II	米	実機解析(主に TOP)	燃料内の溶融燃料移動効果(ピン破損前)が取り扱える
PAPAS-1S	日	炉内実験解析用	燃料変形・破損, Na沸騰, ピン溶融などの最良推定モデル指向, CABR I 解析
FYSURA	仏	実機解析	簡単なパラメトリックな現象モデルの組合せ, Na沸騰は均質流モデル
FLAX-2	英	同 上	燃料の過渡解析部は BEHAVE 型, また沸騰モデルは均質流モデル
CAPRI	独	同 上	SAS 2A と類似する。新燃料炉心を対象とする
炉心崩壊事故			
VENUS-I	米	機械的炉心崩壊	2次元円筒状炉心, 完全流体化モデル, 1点近似式を用いる
VENUS-PM	日	同 上	同 上
KADIS	独	同 上	同 上
POOL	米	溶融炉心ブル挙動	2次元体系での二相ブル状炉心の流体解析
HYDRO-TRANSIT	米	遷移炉心挙動	2次元体系, 構造材の流体運動への拘束, 起因段階から遷移炉心への移行など
SIMMER	米	汎用炉心崩壊挙動	空間依存核動特性および多相, 多要素流体挙動を2次元体系で解析
TWIGLE	米	2次元空間動特性	有限差分による直接法で非定常多群中性子拡散方程式を解く
SD2/KD2	日	同 上	同 上, ただし, 定常解を SD2, 過渡解を KD2 で一貫した安定数値解をうる
FX2	米	同 上	有限差分法, 準静近似による計算時間の短縮化
2DFEM	日	同 上	有限要素法, 改良準静近似による計算時間の短縮化, 炉定数セットとの接続
事故後崩壊熱除去			
PARCO	日	炉心デブリス熱除去	炉容器内各部に堆積したデブリスの除熱可能性をパラメトリックに計算する
PRELUDE	日	原子炉1次系の事故後崩壊熱除去機能評価	PARCO と炉上部ミクシング詳細解析, 1次系ループ熱流解析を結合して, PAHR 時の原子炉1次系による除熱可能性を検討する

第 4 表 代表的な局所事故解析コード一覧

コード名	開発国	解析対象	特 徴
PICO	日	燃料ピン接触	7 本ビンバンドル内の点接触, 線接触形状での冷却材 3 次元温度分布計算
LOCK	日	局所閉塞	7 本ビンバンドル, 流速分布を所与として冷却材 3 次元温度分布を計算
UZU	日	同 上	単相 3 次元サブチャンネル解析, 定常解析, 密度の温度依存性考慮
CAFCA	仏	同 上	単相軸対称 2 次元解析, 定常および過渡
ASFRE-I, -II	日	単相 3 次元サブチャンネル 定常・過渡熱流解析 (局所閉塞を含む)	ASFRE-I: グリッド型, ASFRE-II: スペーサワイヤ型
SPACE	日	2 次元 Na 沸騰	7 本バンドル体系のみ, 単気泡モデル
SEETH	日	同 上	軸対称 2 次元, 単気泡モデル, 局所閉塞の考慮可能
TOPFRES-I, -II	日	3 次元サブチャンネル二相 流定常・過渡熱流解析 (局所閉塞を含む)	TOPFRES-I: 非凝縮性ガス混入二相流, -II: Na 沸騰二相流ともに熱的非平衡, 2 流体モデルに基づく
SABRE	英	同 上	単相流は ASFRE-I と同様, 二相流は均質二相流・熱平衡モデル
COBRA	米	同 上	局所閉塞下流の再循環流は計算不可, 二相流は均質二相流・熱平衡モデル
COMMIX	米	3 次元単相, 二相流定常・ 過渡熱流解析(局所閉 塞を含む)	燃料ピンバンドル配列形状を考慮した座標変換を行う, 二相流解析は熱的非平衡, 2 流体モデルに基づく
ACTFCI	日	2 次元 FCI	EULFCI を軸対称 2 次元体系に拡張したもの
SARUP	日	集合体間熱的破損伝播	破損側集合体内で気化した燃料は集合体から漏出すると仮定
FUMES	日	同 上	破損側集合体内は沸騰プール状と仮定, 上部閉塞物による燃料蒸気の閉じ込めを考慮できる

は P シリーズ (ANL 運営) と W シリーズ (HEDL) に分かれる。これまでに実施された SLSF 試験のピン本数, 形式を略述すると, P1 (19 本, FFTF の LOPI 模擬), P2 (19 本, FFTF の LOF 模擬), P3 (37 本, FFTF の LOF 模擬), P3A (37 本, FFTF の LOF 模擬), P4 (37 本, 中心閉塞); W1 (19 本, CRBR の LOPI 模擬と Boiling window*), W2 (7 本, CRBR の TOP 模擬)。

今後これらの試験解析を通じて, ASFRE-II の燃料ピン熱伝達モデルの検証や沸騰二相流コードの検証に役立てていく予定である。

第 II-1, -2 節では, 我が国のここ数年余のこの分野の研究開発状況を中心にその一端を紹介した。高速炉の炉心安全解析関連の内外の主な計算コードとその適用対象, 特徴を, 全炉心事故 (第 3 表) と局所事故 (第 4 表) に分けて示す。表中 Na 沸騰, FCI 解析コードのうち燃料集合体の軸方向のみの 1 次元空間依存性を考慮するものは全炉心事故の起因段階の解析コードとし, 2 次元ないし 3 次元体系内で詳細に取り扱うものは局所事故解析コードとして分類した。なお, 事故後崩壊熱除去 (PAHR) は現象論に未確定な所が多く, 特有な現象のモデル化, 解析コード化とその実証は, その実験的研究とともに今後の研究開発に期待される所が大であ

* 被覆管ドライアウトや燃料破損を生じさせないで, その後単相状態に回復させる Na 沸騰実験をいう。

る。高速炉の PAHR について興味ある読者は例えば文献 (2) を参照されたい。また, 高速炉の HCDA とその解析コードとして内外で標準的に用いられつつある SAS, SIMMER コードについては第 (II) 報に述べる。

— 参 考 文 献 —

- (1) KIKUCHI, K., et al.: "Nuclear Power and Its Fuel Cycle", Vol. 5, IAEA-CN-36/551, (1977).
- (2) VAN ERP, J.B., et al.: Nucl. Safety, 16, 391 (1975).
- (3) 宮口公秀, 他: PNC SN 941 77-98 (1977); PNC SN 941 78-139, (1978).
- (4) 平田憲昭, 他: PNC SJ 201 80-21, (1980).
- (5) 吉川栄和, 他: PNC SN 941, 79-133, (1979).
- (6) ISHIMARU, J., et al.: PNC N 941 80-95, (1980).
- (7) 大田修一, 他: PNC SJ 201 75-14, (1975).
- (8) 笠原文雄, 他: PNC SJ 201 79-33, (1979).
- (9) BORG, R.C.: Trans. ANS, 39, 672 (1981).
- (10) WATANABE, A.: ANL-8041, (1973).
- (11) 笠原文雄, 他: PNC SJ 201 80-41, (1980).
- (12) CHO, D.H., et al.: ANL-7919, (1972).
- (13) 標 宣男: PNC SN 941 80-19, (1980).
- (14) JACKSON, J.F., et al.: ANL-7951, (1972).
- (15) 大西忠博, 他: PNC SJ 202 76-07, (1976); 関 雄次, 他: PNC SJ 206 80-20, (1980).
- (16) 吉川栄和, 他: PNC SN 241 75-13, (1975).
- (17) 宮本和美, 他: PNC SJ 201 80-10, (1980).
- (18) 大久保良幸, 他: PNC SJ 206 80-12, (1980).
- (19) 吉川栄和, 他: PNC SN 941 79-132, (1979).
- (20) YOSHIKAWA, H., et al.: PNC N 941 81-74, (1981).
- (21) 平田憲昭, 他: PNC SJ 201 81-14, (1981).
- (22) KAZIMI, M.S., CHEN, J.C.: Nucl. Technol., 38, 339 (1978).