ATR 熱流動解析

速水 義孝*, 菅原 悟*, 望月 弘保*

(1989年 9月13日 受理)

Development of Thermalhydraulic Analysis Models for ATR

By Yoshitaka HAYAMIZU,
Satoru SUGAWARA and Hiroyasu MOCHIZUKI

Analytical models for the ATR are characterized for thermal hydraulics in a pressure tube, a steam drum and a water drum, based on the configuration features of the primary cooling system. PNC constructed the experimental facilities in 1970, simulating pressure tubes and fuel bundles in full scale to develop a thermal hydraulic code system. Typical models are explained for the thermal hydraulic analyses of the ATR under normal, operational transient and LOCA conditions.

KEYWORDS: ATR reactor, thermal hydraulics, subchannel analysis, transient analysis, LOCA analysis, reflooding heat transfer, computer codes, FIDAS, FATRAC, ATRECS, SENHOR

I. はじめに

新型転換炉(ATR; Advanced Thermal Reactor)では、Puを利用しやすい特長を生かして、軽水炉の使用済燃料から回収されるPuとU(劣化Uまたは天然U)を使用している。この炉は我が国のエネルギー・セキュリティを向上させ、併わせてPu利用技術の確立に資することを目的として開発されている。

ATRの原型炉「ふげん」は、定格電気出力165,000 kWで福井県敦賀半島北端に建設され、1979年3月に運転開始して以来、1989年3月まで平均設備利用率63%を達成した。また、実証炉については現在基本設計が進められている。

ATRでは、燃料を効率よく利用する観点から重水を減速材として使用しているので、燃料はクラスタ状で、28本あるいは36本が内径117.8mmの圧力管に内蔵されている。冷却材である軽水は炉心で沸騰し、二相流で出口管を通して蒸気ドラムに至る。蒸気ドラムでは気水分離器によって蒸気と水に分離され、蒸気はタービンへ、水は第1図に示すように、下降管、マニホールド、ポンプ、ウォータドラム、入口管を通して炉心に再循環される。

ATRの原子炉冷却系は、軽水炉のそれとは次のような構造上の相違点を有する。

- (1) 原子炉冷却系が、蒸気ドラムとウォータドラムの2つの大きな容器と、それをつなぐ配管で構成されている。
- (2) 燃料集合体を内蔵する圧力管および出入口の配管が、流動的に独立した多数のチャンネルで構成されている。
- (3) 蒸気ドラムは冷却材の約40%を保有し、気水分離器を内蔵している。通常運転時の水位はほぼ蒸気ドラム中央部に維持されている。
- (4) 冷却材喪失事故(LOCA)時に動作する逆止弁が、ウォータドラム入口部に設置されている。

このような構造上の特徴を踏まえて開発したATRの熱流動解析モデルは、主として圧力管内の熱流動および蒸気ドラムと、ウォータドラム内の熱流動に関するモデルである。

動燃事業団では、ATRに特徴的な定常時および非定常時熱流動挙動を解明して解析手法を開発するため

* 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター
(Oarai Eng. Center, Power Reactor & Nucl. Fuel Development Corp.)

第1図 ATR 原子炉冷却系のフローシート(1/2ループ)

に、大洗工学センターに、圧力管および燃料集合体を実規模で模擬した試験装置である HTL(Heat Transfer Test Loop)、CTL(Component Test Loop)および ATR 安全性試験装置を建設し、1970年以來試験を実施してきた。HTLでは、最大14MWeの出力で燃料集合体の限界熱出力試験ができる。CTLでは、圧力管内冷却材の流速および蒸気クォリティを、原子炉定格運転条件を中心として任意に設定できる。ATR 安全性試験装置では、ATR の原子炉冷却系を模擬して、破断位置および破断口径を変えた配管破断試験ができる。

本稿では、ATR 熱流動解析で特徴を有する下記の項目について解説する。

- (1) サブチャンネルの熱流動解析
- (2) プラント過渡変化時の熱流動解析
- (3) LOCA時の熱流動解析

Ⅱ. サブチャンネル熱流動解析

燃料集合体内の冷却材流路を燃料棒やチャンネル壁に囲まれた小流路(サブチャンネル)に分割して、燃料体内の熱流動現象を詳細に解析する、いわゆるサブチャンネル解析は、従来は燃料体の伝熱限界(ドライアウト限界)を調べる実規模試験で得られた結果を解釈するための手段として使われていた。しかし、近年の二相流数値解析技術の進歩に伴い、サブチャンネル解析コードの高度化を進めれば、このような実規模試験の相当部分をサブチャンネル解析による数値シミュレーションに置き換えられる可能性も出てきている。

ATR の燃料体は、同心円形クラスタ構造でサブチャンネルの形状が複雑であること、燃料棒が圧力管内で比較的密に配列されており、燃料棒間ギャップが小

さい(BWR が約4mmであるのに対し、ATR では約2mm)等の特徴を有している。このため、サブチャンネル解析は、サブチャンネル形状の比較的単純な軽水炉に比べ、燃料体内の熱流動現象を把握する上でより重要である。一方、ATR では冷却材に沸騰軽水を用いていることから、燃料体内の熱流動現象は基本的には BWR と共通である。

本章では、動燃事業団が開発している詳細サブチャンネル解析コード FIDAS(Film Dryout Analysis Code in Subchannels)^①を例にとり、サブチャンネル解析技術の現状を述べる。

1. FIDASコードの概要

FIDASコードの開発においては、従来コードに比べて、二相流モデル、サブチャンネル間混合モデル、ドライアウトモデルの高度化を図ることを基本方針としている。

FIDAS コードの二相流モデルは三流体モデルである。すなわち、二相流を液膜、液滴、蒸気の三流体でモデル化し、三流体それぞれにサブチャンネル間の横流れを考慮した上で、質量保存、エネルギー保存、運動量保存に関する保存則を適用した、いわゆる 6V3T(6 velocities and 3 temperatures)12方程式で定式化している。この12の基礎方程式と三流体の体積率保存式とから、三流体のおおのの主流方向と横方向の速度、体積率、比エンタルピー、圧力の13の未知変数を求める。

ATR の燃料は沸騰軽水によって冷却されるので、燃料集合体内を流れる二相流の主要な流動様式は、第2図に示すように、環状噴霧流である。環状噴霧流では、液相の相当部分(ドライアウト近傍では大部分)が液滴となって流れる。このため、液滴を考慮した三流

体モデルとすることによって、二相流を液相と気相とにしか分離していない従来の二流体モデルに比べて、二相流のより現実的な定式化が可能となる。加えて、構成方程式において経験的パラメータをより少なくできる。燃料棒表面を流れる液膜の消長を解析することから、ドライアウト限界を液膜ドライアウトによって解析的に予測できる等の特長も有する。

第2図 FIDAS コードの三流体モデル

一方、サブチャンネル間の混合モデルでは、三流体それぞれに対して、乱流混合、diversion cross flow (DCF)、ボイドドリフトの3つの現象を考慮している。ここで、乱流混合は乱流渦拡散、DCFは径方向の圧力勾配に起因する混合現象であり、ボイドドリフトはより流路面積の大きいサブチャンネルに気相が集中して偏在する二相流特有の現象である。従来のコードでは、これらの混合現象を主流の流速等で規定した経験相関式を用いて計算していた。

これに対しFIDASコードでは、乱流混合についてはPrandtlの混合距離理論に基づいて三流体おのおのに適切な混合長を与えることによって、DCFについてはサブチャンネル間の圧力勾配と横流れ抵抗のバランスから、ボイドドリフトについてはLaheyのモデルの実験定数を最適化して計算している。また、サブチャンネルの分割は、従来から用いられている流路中心(channel-centered)、あるいは燃料棒中心(rod-centered)サブチャンネルに加えて、この2つを合成した形のより詳細なサブチャンネル分割(combined-fine-

subchannel)も使用可能で、非加熱壁と加熱壁とを区別しながらサブチャンネル間の混合や液膜等の挙動を計算できるようになっている。

さらに、従来のコードがCHF相関式等の経験相関式を用いてドライアウトを予測していたのに対し、FIDASコードでは液膜ドライアウトにより、CHF相関式を用いることなく、ドライアウト限界出力を解析的に予測可能である。これは、液膜からの液滴の発生や蒸気中を浮遊する液滴の液膜への付着に起因する主流方向の加熱長に沿った液膜の消長を、流れの乱れの強さや液滴の濃度分布、それに液膜表面に生じる波動現象などを考慮しながら解析し、液膜の消滅をもってドライアウトと判別するものである。加えてFIDASコードでは、サブチャンネルごとの流動様式の発達が考慮されている。すなわち、入口部でのサブクール液単相流から、蒸気発生に伴う気泡流スラグ流の生成、環状流への遷移、液膜ドライアウトに伴うミスト流への移行、液滴の完全蒸発に伴う過熱蒸気単相流への移行である。

計算スキームは半陰解法であり、スタッガード・メッシュと組み合わせて用いられる。計算の境界条件は、入口部での質量流量とエンタルピー、燃料棒表面の熱流束やその軸方向・径方向分布、出口部の圧力である。したがって、壁面と界面の摩擦や伝熱を規定する相関式、液膜からの液滴発生や液膜への液滴付着を規定する相関式等が主要な構成方程式となる。

2. コードの検証

この種のコードの検証のポイントの1つは、モデル化や構成方程式による近似がどこまで現象を模擬する上で有効かを定量的に評価することにある。この観点から、動燃事業団に蓄積されている10,000点を越えるATR燃料体に関する実規模伝熱試験データはもとより、軽水炉燃料に関する世界各国の実験データとの比較を行なっている。これまでの結果では、サブチャンネルごとのボイド率や冷却材流量の分布、さらには燃料棒間ギャップ、出力分布、スベーク配列といった燃料・炉心設計上の重要な因子と、燃料体の伝熱限界の相関を、従来の解析コードより精度良く予測できることが確認されている⁽²⁾⁽³⁾。ここでは、以下に示す解析結果を例にとりFIDASコードの検証結果を示す。

(1) 液膜ドライアウトとこれに起因するCHF

円管内垂直上昇流下の液膜・液滴流量の加熱長に沿った変化やドライアウト点を解析して実験と比較した例を第3図に示す。解析結果は加熱長に沿った液膜・液滴流量およびドライアウト点と良く一致しているこ

とがわかる。また、第4図は一様加熱垂直円管内のCHFについて、実験データベースとの比較を示したものである。解析結果は全領域にわたって実験結果を良く再現しており、液膜ドライアウトモデルによってCHFが精度良く予測できることがわかる。

(2) サブチャンネル内の冷却材流量および
クオリティ分布

断面積の大きいサブチャンネルに気相が集中するボイドドリフト現象は、サブチャンネル解析によって燃料体のドライアウト限界を予測する際の重要な解析課題の1つである。ここでは、空気-水二相流条件下の2サブチャンネル混合実験データ⁽⁴⁾に基づいて、このボイドドリフト現象がどの程度再現できるかを示す。第5図は、断面形状が異なる4種類のサブチャンネル

第3図 液膜流量変化の解析結果

第4図 ドライアウト限界の解析結果

流路で得られたデータから、ボイドドリフト現象を総括したものである。実験結果は、スラグ流領域において流路断面積の大きいサブチャンネルの気相流量が大

きくなるボイドドリフト現象を明確に示している。FIDAS コードによる解析は、ボイドドリフトによる気相の流れの偏りを忠実に再現している。

第5図 ボイドドリフト現象の解析結果

(3) 燃料体のドライアウト限界出力

燃料体のドライアウト限界出力の予測精度について示す。第6, 7図は、ATR用36本クラスタに関する実験試験データを解析した結果である。この試験は、燃料体を圧力管の中心に保持したまま圧力管の内径を増大させて、外側のサブチャンネルの流路面積が増大したことによるサブチャンネル間の流れの不均衡の増大によって、ドライアウト限界出力がどの程度変化するかを測定したものである。

第6図に示すように、解析は圧力管径増大に伴うサブチャンネル形状の変化に起因するドライアウト限界出力の減少を良く再現している。また、第7図に示されるように、従来の解析コードに比較して明らかな精度の向上が認められる。さらに、図に示す実験データに関するドライアウト限界出力の予測誤差は、設計用の経験相関式による誤差のおおむね1/2である。この結果は、適切な液膜ドライアウトモデルとサブチャンネル間混合モデルを用いれば、サブチャンネル解析コードによって燃料体のドライアウト限界をある程度解

第6図 ドライアウト限界出力の解析結果

析的に予測可能であることを示すものといえる。

(4) ATR 以外の体系への適用性

FIDAS コードの ATR 以外の体系への適用性を、

第7図 COBRA と FIDAS との比較

ISPRA で行われた BWR 体系の 4×4 型 16 ロッドバンドル実験⁽⁵⁾と比較した結果を第8図に示す。FIDAS による解析は、ボイドドリフト現象に起因するコーナ・サブチャンネルにおけるクオリティの著しい低下に関して、実験結果を良く再現している。また、従来の熱平衡均質流モデルに基づく COBRA コードや二流体モデルに基づく THERMIT コードと比較して、明らかな精度向上が認められる。

3. まとめと今後の課題

以上に示したように、三流体モデルに基づくサブチャンネル解析コード FIDAS によって、サブチャンネル

第8図 ISPRA サブチャンネル実験の解析結果

ル間混合を初めとする燃料体内の二相流伝熱現象を、これまでのコードに比べてより忠実に再現できることが明らかになってきている。また、さらに広範囲にわたる検証は必要であるものの、燃料体の伝熱限界を解析的に予測できることも示されている。

FIDAS コードで採用されている解析モデルは、本質的に軽水炉燃料にも適用可能であることから、今後 ATR 以外の新型燃料の開発でも、本コードの利用が期待される。

Ⅱ. プラント過渡変化時の熱流動解析

ATR のプラントに加えられた過渡変化を、熱流動と制御系を含めて解析するコードとして、FATRAC⁽⁶⁾と ATRECS-Ⅱ⁽⁷⁾のコードを開発してきた。これらのコード開発に当っては、軽水炉で容器の中に燃料集合体が装荷されているのに対し、ATR では 1 本 1 本の圧力管内に 1 体の燃料集合体が装荷されている上、炉心が独立の 2 ループとなっておおのの蒸気ドラムに接続している、等の特徴を考慮したプラント過渡変化解析が行えるように開発を進めてきた。

また、プラントには、第9図に示すように、通常運転時に使用する炉浄化系、停止時に使用する余熱除去系と、1 次系隔離時に使用する隔離給水系とが設けられている。これらの系統は海水に熱を棄てるための補機冷却系に熱交換器を介して接続されている。これらの冷却系については、運転モードの切換えがあり熱的な過渡が大きいので、1 次系と同様に良い精度で過渡現象を解析できるようにコード開発を進めた。

計算コードの伝熱流動モデルは、1 次元スリップ・モデルもしくはドリフトフラックス・モデルを用い、配管の熱容量も考慮するため、配管の熱伝導方程式を同時に解く。核に関しては、6 群の 1 点動特性方程式で近似するという一般によく行われる手法を用いている。ATR に特徴的な所は、ATR の流動体系を実規模で模擬した試験装置を用いた個別効果試験を行なって相関式を作成し、コードに組み込んでいることである。また、このようにして出来たコードの精度を、「ふげん」を用いた試験結果で評価している。

1. 流動モデル

上述のコードで特徴的なモデルは、蒸気ドラム内の流動を解析するものである。蒸気ドラム内には、第10図に示すように、気水分離器が多数基設けられており、気水分離された冷却材が蒸気ドラム自由表面に落下する際に、蒸気を再循環流に巻き込むキャリアンダー現象が発生する。この現象のために、蒸気ドラム内

第9図 ATRのプラント構成

第10図 蒸気ドラム内のキャリアンダー

の水中には多数蒸気泡が存在し、差圧式の水位計で計測した水位と実際の水位との間には差が生じる。また、巻き込まれた蒸気が多いと、タービンから戻って来る給水によって凝縮され、炉心入口エンタルピーを上昇させる。

キャリアンダーは、冷却材流量が多くなったり、水位が低下すると多くなる特性を持ち、蒸気ドラム内のボイド量のみならず、炉心のボイド率にも影響を与える。したがって、実規模試験装置と「ふげん」を用いてキャリアンダー量を計測して相関式を作成し、コードに組み込んでいる。この結果、キャリアンダーによる炉心のボイド量の評価が適切に行われるようになり、プラントに再循環ポンプ速度切換え、タービントリッ

プ、負荷遮断のような外乱が加えられた場合の蒸気ドラムの水位挙動予測精度が大幅に向上している。

また、炉心で沸騰が生ずる形式の原子炉では、第11図に示すように、炉心の出力と流量の平面とで示されるある領域に、流量振動域が存在することが明らかになっており、設計時にこのような領域にプラント状態が入り込まないように考慮しなければならない。このため、周波数領域でナイキスト線図によって流量振動域に入っていないことを確認するほかに、プラント動特性解析コードでも、時間領域で運転する状態が不安定域に対してどの程度の裕度をもっているかの評価が行えるようにしている。図中の1点鎖線は、流量振動が発生する境界をコードで予測したものであり、実験

第11図 流量安定-不安定の境界

による境界と良く一致していることがわかる。

2. 伝熱モデル

プラントが過渡状態にある場合、燃料集合体がどの程度ドライアウトに対して熱的裕度を確保しているかを評価することが、これらコードの重要な役割りの一つである。ドライアウト現象そのものを動特性解析コードでプラント動特性と結びつけて解析するのは、非常に時間がかかるため、ドライアウトする集合体出力が、流量、サブクール度、圧力など冷却材の状態のほかに、スぺーサピッチ、燃料出力分布のような要因によってどのように変わるのかを試験し、相関式として整理したものを用いてドライアウトの判定を行うようにしている。

データは、ATRの種々の実規模模擬集合体に対して数1,000点採っており、標準偏差約3%の高精度で相関式が作成されている。したがって、計算コードで計算された出力と流動状態を相関式に適用することによって、ドライアウトに対してどの程度余裕を持って

いるのかが計算できる。ドライアウトすると、燃料の表面の伝熱状態は核沸騰から膜沸騰へと移行して熱除去量が低下するため、被覆管の温度が高くなる。計算コードでは、内部で使用しているドライアウト後の熱伝達相関式として、従来のDougall-Rohsenowの膜沸騰熱伝達相関式に液滴による効果を加えて、現象が最適予測できるようにした新しいモデル⁽⁸⁾を組み込んでいる。この結果、過渡現象が加わった場合のドライアウトに対する熱的裕度が適切に計算されるばかりでなく、ドライアウト点および被覆管の温度上昇が、従来より20%程度精度良く予測できるようになっている。

3. コード検証

以上のように、個別試験で得た相関式をコードに組み込んで、プラント全体の挙動を評価する場合、必ずコードの予測精度および予測傾向を把握しておかなければならない。さもないと、設計における裕度が適切なのか否かの判定が行えない。そこで例えば、第12図に示すように、「ふげん」の起動時に実施した外部電源喪失模擬試験とそれに続く原子炉隔離給水系作動時の試験結果を解析している。このケースでは、外部からの電源を遮断して原子炉を停止させ、その後炉心のボイド減少等による蒸気ドラムの水位低下を回復させるために、隔離給水系を作動させている。この間2,400sに及ぶ長時間の現象であるが、解析結果は原子炉の主要パラメータを精度良く予測していることがわかる。

このように長時間に及ぶ伝熱流動を高速度で解析するため、流体構成方程式の差分化に当っては、陰解差分法を適用して大きな時間ステップでも安定に解析できるようにするとともに、炉心を含む二相域の計算では、旧時間ステップで求められた炉心流量分布を炉心入口流量で除して定義した「無次元の流量分布関数」と命名した新しいパラメータを用いて、炉心入口1点の

第12図 外部電源喪失およびRCIC作動試験

未知量を求めれば下流側は自動的に求まってしまう新手法を開発し、計算時間の短縮化を図っている。

この結果、第9図に示したような複雑な体系の計算でも、実際の時間の1/30のCPUで解析できるようになった。また、ATR以外のプラントへのコード適用例としては、チェルノブイル事故時のプラント挙動解析が挙げられる。この事故時には、ソ連が発表したプラント形状、炉特性等を計算コードにデータとして与えることによって、運転員が事故を引き起こすものになったタービントリップ試験の4min前からトレース計算を行い、ソ連発表の結果と極めて近いプラント挙動を得ている⁽⁹⁾。

IV. LOCA時の熱流動解析

1. LOCA時の熱流動挙動

ATRにおいて、例えば最大口径である下降管の破断によるLOCAが発生すると、冷却材の放出に伴って蒸気ドラムの圧力と水位が低下する。一方、再循環ポンプがトリップするので、圧力管内の流量が低下し、燃料の冷却性能が劣化して燃料温度は上昇する。蒸気ドラム水位低下等の信号によって原子炉がスクラムして熱出力が崩壊熱出力になることと、ウォータドラム内の冷却材の減圧沸騰によって炉心流量が回復して、燃料温度は下がり始める。

このようなブローダウン挙動の解析には、大破断に対して熱平衡に相関スリップを考慮したSENHORコードを、中小破断に対して準定常を仮定して高速化を図っているLOTRACコードを使用している。

蒸気ドラムの圧力と水位が低下してくると、低信号によってECCSが作動し、ウォータドラムに冷却水が注入される。冷却水は炉心に到達して再冠水し、燃料は長期的に冷却される。この再冠水過程の解析にはFLOODコードを使用している。燃料温度は、燃料ペレットからの発生熱量と流体による対流熱伝達および輻射伝熱とのバランスで決まる。燃料棒間の輻射を考慮して燃料棒ごとの温度変化を詳細に解析するのは、HEATUPコードである。

LOCA時の熱流動で重要な現象は、水位低下を伴う蒸気ドラム内熱流動、ECC水注入時のウォータドラム内熱流動、さらにECC水到達前と到達後の圧力管内の熱流動である。第1表に示すこれらの熱流動モデルは、分離効果試験によって開発・検証されている。分離効果試験では、実機条件を模擬または包絡する条件のもとで、対象とする炉心あるいは機器を分離した体系で、主として定常試験によって、モデル、相関式等

第1表 LOCA時の主要なATR熱流動モデル

-
1. 圧力管内の熱流動モデル
(1) 伝熱モデル
① 燃料ドライアウト相関式
② 膜沸騰熱伝達相関式
(2) 流動モデル
① 圧力損失相関式
② ボイド-クオリティ相関式
(3) 再冠水モデル
① 熱伝達相関式
② クェンチ温度相関式
2. 蒸気ドラムの流動モデル
(1) 気水分離器モデル
(2) キャリアンダー率相関式
(3) 気泡上昇速度相関式
3. ウォータドラムの流動モデル
(1) 逆止弁モデル
(2) ECC水・蒸気混合モデル
-

を作成または検証する。

以下に、代表的な熱流動モデルについて説明する。

(1) 圧力管内熱流動

(1) 低流量時の燃料ドライアウト特性⁽¹⁰⁾

LOCA時には、破断位置や破断面積によって冷却材が正流から逆流まで幅広く変化する。したがって、低流量時に、燃料が冷却できる限界を解析できるようにしておくことは重要である。第13図は、圧力管の入口流量が停滞する領域を含んで、正流から逆流の範囲における燃料集合体の冷却限界を示したものである。入口流量が停滞しても燃料が冷却できるのは、蒸気ドラムからの冷却材が出口管を通して圧力管内に落下してくるためである。除熱特性は、圧力管内へ落下してくる水と発生する蒸気の上昇流によって生じるフラッディングによって決まる。最も冷却性が悪くなるのは流量が停滞する条件でなく、蒸気泡の上昇速度に相当する逆流が生じるような条件である。

気液間のスリップ相速度および出口部でのフラッディング条件を考慮する解析モデルは、図中に示すようにこの現象を適切に解析できる。

(2) 水位低下時の燃料ドライアウト特性⁽¹¹⁾

LOCA時には、冷却材の水位が低下するので、やがて燃料は露出し、ドライアウトする。燃料は、発熱による沸騰によって上昇している液位が燃料集合体上端にある限りドライアウトしない。一方、炉心部と下降管は流路が連通管となっているので、下降管の水位が燃料集合体の発熱部上端位置よりも低くなっても、燃料は冷却できる。ドライアウトの発生する下降管の水位を、燃料の発熱量と圧力の関係で第14図に示す。

第13図 低流量時のドライアウト特性

このドライアウト水位を熱出力と圧力の関数で相関式化して、解析に考慮できるようになっている。

(3) 再冠水時の熱伝達特性

ECC水が炉心に到達した後の燃料冷却性を評価するモデルには、実規模燃料集合体を用いた再冠水熱伝達試験によって得られた熱伝達相関式がある。

ATR の場合には、ウォータドラム入口部に逆止弁が設置され、ウォータドラムに注入されたECC水がすべて炉心に流入するように設計されているので、炉心のECC水の流速が軽水炉に比べて約10倍程度速い。

再冠水熱伝達試験では、再冠水速度、冷却水温度、燃料温度、燃料体出力等をパラメータに、並列流路条件で冷却特性を調べて相関式を作成している。第15図に、再冠水時に燃料温度が下降し始めてクエンチするまでの期間、すなわちターンアラウンド後における熱伝達率の再冠水速度に対する燃料集合体の軸方向分布を示す。平均熱伝達率は再冠水速度の $\frac{1}{2}$ 乗に比例する⁽¹²⁾。

(2) 蒸気ドラム内流動

下降管への蒸気巻込みは、気水分離器からの落下水によって水面下に発生する気泡の巻込みによるキャリアンダーと、水位低下時の渦による巻込みがある。キャリアンダー率の算定には、前述の相関式を用い、渦巻込み量は渦形状をモデル化して計算する。

一方、主蒸気管への液滴巻上げ量の算定には、実規模試験によって得られた気水分離効率およびスクリー

第14図 発熱量とドライアウト発生水位との関係

ンドライア効率を用いている。蒸気ドラムの水面下のボイド率分布は気泡の上昇速度を考慮して計算する。

(3) ウォータドラム内の熱流動

(1) ECC水注入時の熱流動

ECC水がウォータドラムに注入されると、ECC水が蒸気を凝縮する。したがって、ECC水がウォータドラムに注水されて滴水になるまでの期間のウォータドラム内流体は、水蒸気とサブクール水が混在する熱的非平衡状態にある。ATRでは、凝縮率が蒸気と水の接触面積に比例するようなモデルを用いて、サブクール水、飽和水および蒸気の存在量の時間変化を計算して、この熱的非平衡状態をモデル化している。ECC水の注入によって、ウォータドラム内液位が上昇して入口管取付ノズル位置よりも高くなると、ECC水は入口管に流出し始め、やがて炉心に到達する。

(2) 逆止弁閉鎖時の水力特性

最大口径配管である下降管の破断時には、ウォータドラム入口部に設置されている逆止弁が閉鎖して、冷却材が炉心から逆流することを防止すると共に、ウォータドラムに注入されたECC水が炉心をバイパスして破断口から流出するのを防ぐ。破断直後の逆止弁閉鎖特性の解析においては、逆止弁の運動方程式と二相流体の流動基本式を連立して解き、逆止弁閉鎖挙動とそれに伴う二相流下の水撃圧力上昇を計算する。この解

第 15 図 ターンアラウンド後の再冠水熱伝達率

析は、破断直後数100 msの短い期間の逆止弁挙動を解析するので、圧力波伝播が考慮できるように、特性曲線法に基づいた解法を採用している。

2. 解析コードの検証⁽¹³⁾

解析コードの検証はシステム試験で行う。システム試験は、解析で対象とするシステム体系を模擬した試

験装置で非定常試験を行い、計算コードの特性とあいつめたモデルの妥当性および複数のモデルを組み合わせた特性の妥当性を示すことを目的としている。

システム試験として実施した、下降管150 mm破断試験のSENHORコードによる解析例を示す。試験は、第16図に示すATR安全性試験装置を用いて行なった。

第 16 図 ATR 安全性試験装置

SENHOR コードの配管系の流動計算は、蒸気ドラムおよびウォータドラムを境界条件として1次元における質量保存式、運動量保存式、エネルギー保存式に関する基本式をスリップ比モデルに基づいて特性曲線法により解くことにより行う。蒸気ドラムは、パフル部、気相部、液相部の3領域に分割し、液相部については給水の流入によるサブクール領域と飽和領域に分けてモデル化して、蒸気ドラムの圧力、保有水量等を計算

している。ウォータドラムは、基本的には熱平衡状態にあるとしてモデル化しているが、ECC水(APCIとLPCI)の注入時における熱的非平衡状態を模擬するため、注入される冷却水と蒸気の混合モデルを使用し、サブクール水領域を設定している。

試験装置は、ATRの再循環系を模擬したループとECCSのモックアップおよびその他の付属設備からなっている。ループは炉心に相当する24本の圧力管群、蒸

気ドラム、ウォータードラム、逆止弁、循環ポンプおよびこれらを結ぶ配管で構成されている。各圧力管は実寸で出来ており、そのうち6本には電気間接加熱方式の実物大模擬燃料集合体が挿入され、残りの20本には、流路面積が等しくなるようにプラグが挿入されている。

各燃料集合体の出力は、6体のうち5体が200kWで崩壊熱出力を模擬できる。残りの1体は、定格運転時の高出力からスクラム後の崩壊熱に至るまでの熱出力変化を模擬できる。また、再循環ポンプは、モータの電源周波数を制御することによって、トリップ後のコストダウン特性を模擬できるようになっている。

破断は動燃事業団で開発したアーク破断方式によって模擬しており、本方式による破断時間は1ms以内で極めて短く、安全評価で要求される瞬時破断を模擬できるとともに、破断時刻を精度良く設定することができる。試験装置には、ECCSであるAPCI, LPCI, HPCIが設置されており、いずれも実機と同じように

蒸気ドラム圧力、水位の低下信号によって起動するようになっている。

下降管150mm口径破断試験では、並列流路の効果をみるために、3MWth 1チャンネルと200kWth 2チャンネルの合計3本の圧力管と燃料集合体を用いた。150mm口径破断はATRの大破断相当である。再循環ポンプは、外部電源喪失を想定して破断と同時にコストダウンさせた。

LOCA時の熱流動挙動において、蒸気ドラム圧力と水位はECCSの作動信号となるので、この圧力と水位を精度良く予測することが重要である。さらに、圧力管内熱流動挙動を適切に解析し、安全評価の判断基準である燃料被覆管温度を精度良く予測することも重要である。第17図に、蒸気ドラム内の圧力と水位、さらに燃料被覆管温度の変化について、実験値と解析値との比較を示す。いずれも解析コードが試験結果を精度良く予測していることがわかる。

第 17 図 下降管破断時熱水力挙動(150mmφ破断)

V. おわりに

ATRの熱流動解析技術の開発は、関係各界のご協力を得ながら、軽水炉の知見をベースに、ATR特有な領域について、動燃事業団大洗工学センターのHTL, CTL, 安全性試験装置を活用して進め、「ふげん」の設計・建設に反映してきた。

これらの解析技術は、「ふげん」の経験と実績をもとにさらに高度化を図ってきている。その成果は逐次、実証炉設計解析に適用されて解析精度の向上と設備の合理化とに反映されている。

— 参考文献 —

- (1) SUGAWARA, S., et al.: *Proc. NURETH-4*, Vol. 1, 560 (1989).
- (2) SUGAWARA, S.: *Proc. NUPTHO-3*, Vol. 1, A1-10 (1988).
- (3) SAKAI, T., et al.: *Proc. 10th CNS Conf.*, (1989).
- (4) SATO, Y., et al.: *Proc. NUPTHO-2*, (1986).
- (5) HERKENRATH, H., et al.: *EUR 7575 EN*, (1981).
- (6) 望月弘保: 原子力学会「昭和62秋の大会」予稿集, B56.
- (7) MOCHIZUKI, H., HAYAMIZU, Y.: *Ref. (2)*, Vol. 1, A3.
- (8) SUGAWARA, S.: *Ref. (4)*.
- (9) 若林利男, 他: 原子力誌, 28[12], 1153 (1986).
- (10) HAYAMIZU, Y., et al.: *Proc. CSNI Workshop on Reactor Safety Computer Program Experience*, (1980).
- (11) 望月弘保, 他: 原子力学会「昭和63年会」要旨集, E40.
- (12) MOCHIZUKI, H., HAYAMIZU, Y.: *Proc. 9th CNS Conf.*, (1988).
- (13) HAYAMIZU, Y., et al.: *Proc. 8th CNS Conf.*, (1987).