

高速増殖炉の原子炉容器内における熱流動特性 Thermal Hydraulics in Reactor Vessel of Fast Breeder Reactor

(財)電力中央研究所 正員 田中 伸和 N. Tanaka

1. はじめに

FBR（高速増殖炉）は、現在の原子力発電の主流である軽水炉で発電の際、同時に生産されるプルトニウムと、天然ウランとの混合物を燃料とし、熱エネルギーを発生するとともに燃料中に含まれているウラン238から消費分を上回るプルトニウムを作り出す仕組みになっている。この結果、FBRは軽水炉の60倍以上も天然ウランを有効に利用することができるといわれている。現在、電気事業でその実用化に取り組んでいる。とくに、日本原子力発電㈱を主体にして、21世紀初頭に運転開始を予定した実規模発電炉（実証炉）の技術検討及び概略設計が行われている。

本論文では、電力が行うFBR開発において、電中研が実施した水理学的（以下、熱流動と呼ぶ）検討について概説する。

2. FBR熱流動研究

FBRには、図-1に示すように、大別してループ型とタンク型の2型式がある。

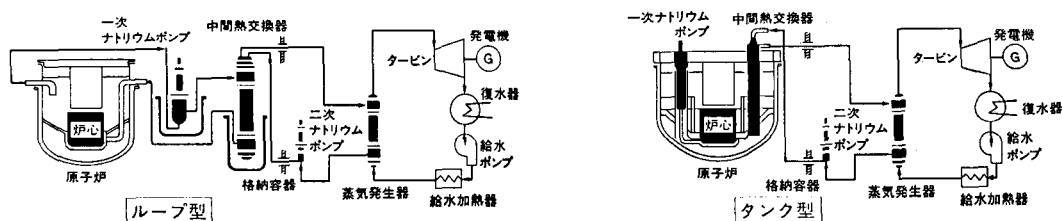


図-1 FBRの炉型と構成

両型式とも基本的な機器構成は同じであるが、ループ型炉は原子炉を冷却するナトリウム（1次ナトリウムと呼び、放射能を帯びている）の流れに関連する主要機器、すなわち原子炉、1次ナトリウムポンプ、中間熱交換器が各々気密な部屋に収納され、それらが配管によって、結ばれている。

一方、タンク型炉はそれらの主要機器のすべてをタンク状の大きな原子炉容器の中に配置し、原子炉容器内で2次ナトリウム系に熱を伝える方式で、1次ループ系を構成する配管がない。

両型式とも、中間熱交換器以降の2次ナトリウム系（非放射性）および水・蒸気（タービン）系の考え方は同じである。このうち、ループ型については、わが国でも実験炉（出力3万kW大）、原型炉（出力20万We）で設計・建設された実績がある。

一方、タンク型炉はわが国では実績が乏しいが、炉心・1次ナトリウムポンプ、中間熱交換器等を大きな容器の中に入れるため、配管系は単純化され、原子炉格納建屋は小型になるため、全体として安全かつ経済的な設計ができ得る可能性が高いといわれている。そのため、欧米での大型炉は、大部分がタンク型となっている。しかし、原子炉容器が大型となるので、その耐震性と耐熱性の協調を図った高度な構造設計技術が求められる。

(1) 原子炉容器内の熱流動特性

原子炉容器内の複雑な熱流動現象により原子炉構造各部に生じる熱応力を検討することが、FBRの成性評価のうえで重要である。このため、模型実験や解析コードの開発、検証を行い、熱流動面からの成

立性を評価した。

とくにタンク型実証炉では、原子炉容器が直径、高さとも約20mにも及び、その内部には3500～5500 tのナトリウムが存在し、4～6基の中間熱交換器（1 H X）と4基の1次主ポンプが内包されている。炉容器内の1次冷却材は、炉心、高温プール、1 H Xを経て、低温プールへ流出し、ポンプを介して再び炉心部へもどる循環ループを形成する。

そのため、タンク型炉では、高温ならびに低温プール部は、熱流動上重要な役割をはたすことになり、これらのプール内での熱流動現象を十分に把握することが必要である。このうち、容積がもっとも大きく炉心からの噴出流の影響を直接受ける高温プール部はもっとも厳しい熱過渡下にさらされるため、欧米の設計においても熱過渡緩和の面から高温プール部は、種々の設計が考えられている。

また、原子炉トリップ時のように、炉心出口温度が急激に低下する場合、密度効果のためプール内部に明瞭な界面を有して高低温の流体が成層化する温度成層化現象が発生すること、ならびに炉心出口部では集合体出口温度差の違いにより、その上部に温度ゆらぎ（サーマル・ストライピングと呼ばれる）現象が生じることが報告されている。プール内にこのような現象が生じると、それに接する構造材に熱応力を発生させる原因となり、構造成立性上ゆゆしき事態となることが予想される。

以上の観点から、タンク型炉の熱流動上の課題として、以下の5つをとり上げた。

- ①高温プール内自由液面の変動とガス巻込み、②プール内の停流・偏流、③プール内の温度成層化、④炉心出口近傍でのサーマル・ストライピング、⑤自然循環時の熱流動挙動

(2) 基礎実験

単純形状下で炉心出口温度をはじめとする各種パラメータをパラメトリックに変化させ、それらが炉内熱流動現象に及ぼす影響について基礎的検討を加えた。得られた成果は次節の模型実験に反映させた。とくに、温度成層化とサーマル・ストライピングの2つの現象に着目し、それぞれに対して検討を行った。

① 温度成層化現象

本項では、原子力トリップ時の高温プール内温度成層化現象に対し、単純形状下で冷・温水を用いた熱流動実験を行い、現象解明と特性把握を行った。

なお、高温プール部は図-2に示すように直径80cmの円筒容器で単純化している。容器内には炉心出口部を模擬した流入部、ならびに炉心上部構造物（U I S）を模擬した半径10cmの円筒がある。

また、円筒容器には、1 H X吸込み部を模擬する2.5cmのスリット状ギャップが設けられており、流れは周方向に均一になる。そのため、高温プール内の流れを基本的に模擬しており、流体は炉心出口から噴出され、U I S底面にぶつかり、円筒容器のギャップより排出される。なお、熱過渡は炉心出口の温度と流量を変化させて行った。

(i) Re 数と Ri 数の効果

円筒容器内での温度成層化実験を実施し、温度成層化現象に及ぼす Re 数と Ri 数の効果を実験的に検討した。

まず、図-3には Ri 数をほぼ4に固定し、 Re 数を6,000～20,000まで変えた場合に発生する温度成層化現象の界面上昇速度の変化特性を示す。図中の縦軸は、炉心出口平均流速と炉心等価直径を用いて無次元化した界面上昇速度であり、 Re 数が約10,000以上では、無次元上昇速度はほぼ一定となり、 Re 数に依存しないことがわかる。また、図-4には、界面での温度勾配と Re 数との関係を示す。図より、上

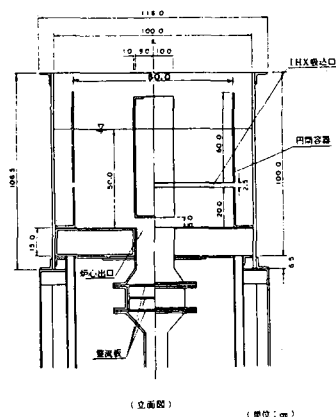


図-2 実験水槽の概略図

昇速度と同様、 Re 数が10,000以上で一定となり、 Re 数に依存しないことがわかる。

一方、図-5には、 Re 数を10,000以上にとり、 Ri 数との関係を示している。図より、無次元上昇速度は Ri 数の増加に伴い、減少することがわかる。また、図-6には無次元界面温度勾配と Ri 数との関係を示す。図より、 Ri 数が大きくなるほど、無次元温度勾配が厳しくなることがわかる。

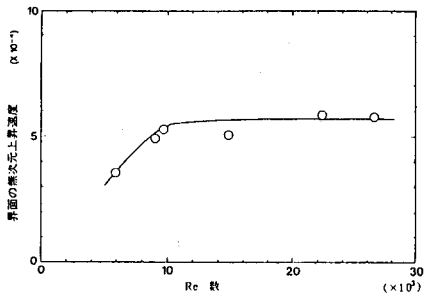


図-3 温度成層界面の無次元上昇速度と Re 数の関係

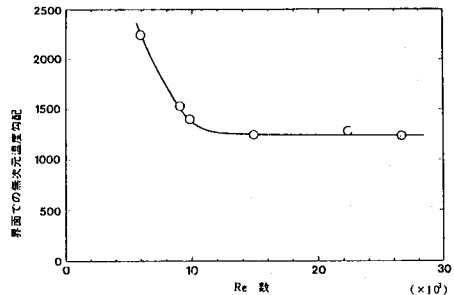


図-4 成層界面での無次元温度勾配と Re 数との関係

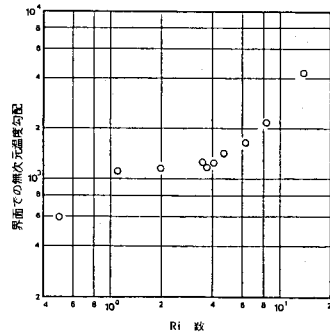
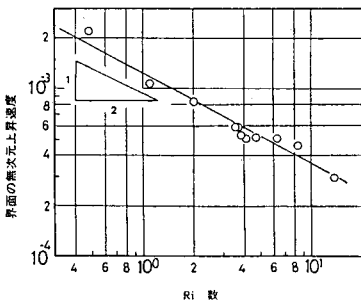


図-5 温度成層界面の無次元上昇速度と Ri 数の関係 図-6 成層界面での無次元温度勾配と Ri 数との関係

とくに、今回、 Ri 数が1～5の領域では、円筒全体に及ぶ界面の大きな揺動が発生した。揺動は円筒の周方向には変化がなく、きわめて周期的な変動を示し、その周期と Ri 数の関係は図-7のようになった。なお、この揺動も Re 数が10,000以上の領域では Re 数に依存しなかった。

以上のように、単純形状下ではあるが、温度成層化現象は、 Re 数が10,000以上であれば、 Re 数に依存しないこと、ならびに Ri 数の値によって界面の特性が大きく変化することが明らかになった。

(ii) U I S 噴出幅の影響

U I S 噴出位置が下方にある場合に対し、U I S 底面と炉心出口部との間隔を変化させ、熱流動実験を行った。

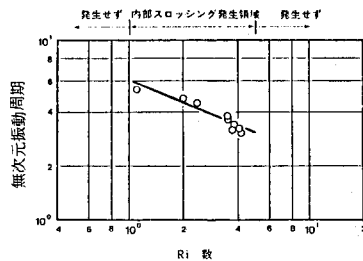


図-7 成層界面の振動周期と Ri 数の関係
○印：実験結果
—：最適曲線

図-8には、その間隔が4.25cmの場合と5.0cmの場合における定常時のフローパターンを示す。図よりUIS底面の位置は定常流況に大きく影響を及ぼすことがわかる。

② サーマル・ストライピング現象

本項では、炉心出口部近傍に生じるサーマル・ストライピング現象に対し、単純形状下での基礎実験を行い、現象の解明と基本的メカニズムの把握を図った結果について述べる。

まず、等温状態の単一円管噴流（円管内径2cm）の上部にUISを模擬した円筒（直径5cm）を設置し、炉心出口部とUIS底面との間隔、ならびに底面の形状が、その周辺での流速変動特性に及ぼす影響を検討した。さらに、内径30mmの外管をもつ2重円管噴流（ノズル部断面を

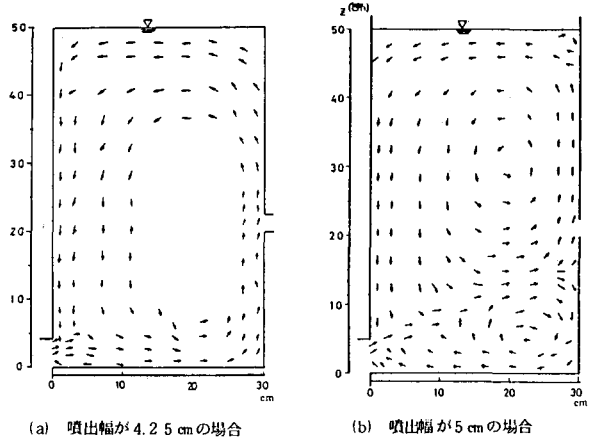


図-8 UIS噴出口幅を変えた場合の定常フローパターンの比較ならびに温度差を与え、その上部で度変動の計測より、サーマル・ストライピング特性を検討した。

なお、計測の関係から、単一円管噴流は高低温の空気で実験を行った。

図-10に2重管噴流上部での温度変動量の分布を示す。図より、温度変動は内・外円管の境界上部でピークを示す。そのピークは流下に伴い増大し、流下距離が60mmの所で最大となり、その後、徐々に減少することがわかる。

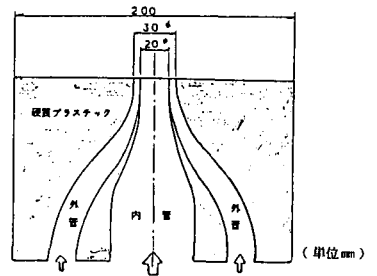


図-9 2重管噴流ノズル部断面図

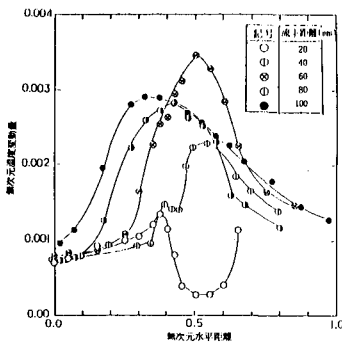


図-10 温度変動量の流下方向変化

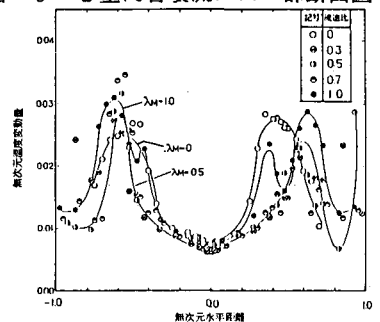


図-11 流速差に伴う温度変動量分布の変化
(流下距離40mm)

また、内外管の温度差を固定し、内外管の流速差を変えた場合の噴流上部での温度変動の比較を図-11に示す。図より、流速差を変えれば、変動のピーク値およびその位置が変化することがわかる。なお、温度変動の計測には、コールド・ワイヤーを用いた。また、温度と同時に2成分レーザー・ドップラー流速計により、流速変動の計測を行った。

(3) 模型実験

タンク型炉の高温ならびに低温プール部の1/10縮尺模型を作成し、それぞれの模型に対し、冷温水による熱流動実験を行い、実機形状下でのプール内定常流動特性、ならびに各種熱過渡事象時の熱流動特性について検討を加えた。

(i) その結果、原子炉手動トリップ時に、炉内構造物に与える熱過渡の一般的な特性は図-12のようなになる。すなわち、まず急激な炉心出口温度低下に伴い、パルス状の温度低下(コールドショック)が生じる。その後、温度成層化が発生し、成層界面の通過に伴い、再び急峻な温度低下を示す。両者の温度低下とも、構造成立性に関し、熱応力上重要な熱過渡条件となるものと思われる。

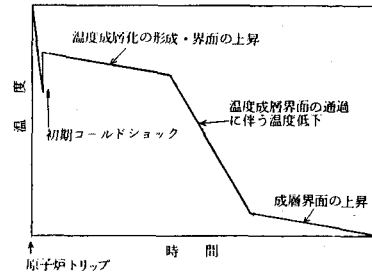


図-12 原子炉トリップ後の高温プール内温度変化特性

(ii) 流入温度が変化すれば、高温プールでも低温プールでも明瞭な温度成層化が発生する。温度成層化現象の基本特性は、基礎実験とはほぼ同じ性状を示す。そのため、温度成層化により炉内構造物に厳しい熱過渡が作用する。

(iii) とくに、原子炉手動トリップは想定回数がきわめて多く、その時の温度成層化がもっとも厳しくなることが予想される。そのため、温度成層化による熱過渡条件を緩和させるため、制御可能と思われる主1次ポンプの停止条件を取り上げ、熱過渡上好ましいフロー・コストダウン条件を設定した。

(4) 熱流動評価手法

① 解析誤差の評価

解析の結果を実験と比較すると解析誤差により流速分布等がかなり鈍る場合がある。解析誤差は、モデル(方程式)自身の持つ誤差とそれを差分化した際の差分誤差の2つに大別されるであろう。前者は解析で使用する数学モデルの不適合によるものであり、後者は離散化解法が原因となって発生するものである。ここでは、後者の差分誤差について詳しい検討を行った結果について述べる。

(i) 解析誤差の発生

差分近似誤差の評価に当っては、まず差分化された運動方程式をテーラー展開して誤差発生メカニズムを探り、次に差分に係わるパラメーターを変化させて解析を行い、実験との比較のもとでその影響を調べた。ここでは、このうちの移流項の差分パラメーター(α)とメッシュ分割法(不等分割)について評価を行った結果について述べる。

図-13に α を3種類に変えた場合の定常流況を実験値と比較する。

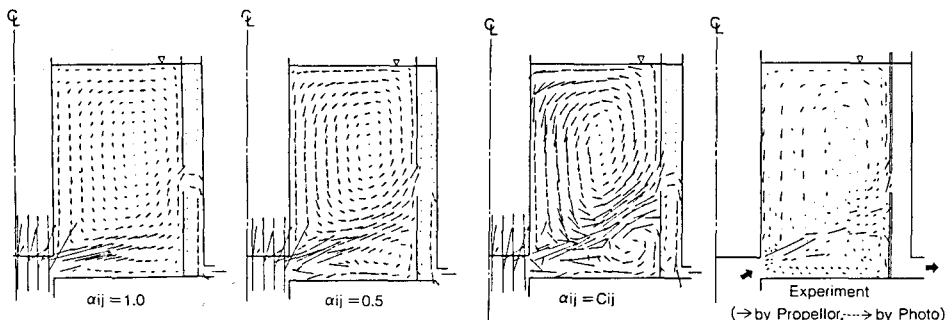


図-13 差分パラメータ(α)を変えた場合の流況の比較

3つの流況の中では $\alpha=1.0$ のケースが最も流れがなまっておき、 $\alpha_{ij}=C_{ij}$ ($=\frac{V_{ij} \cdot \Delta t}{\Delta X_{ij}}$) の場合が最もさらさら流れ誤差が最も小さいように見える。実験結果に最も近い流況を示すのは $\alpha=0.5$ の場合であった。なお、テーラー展開を用いた評価によると、運動方程式は $\alpha_{ij}=C_{ij}$ の時に空間・時間差分が2次オーダーの精度となるが、 $\alpha=1.0, 0.5$ の時は1次の精度になる。

(ii) 解析誤差の定量化

差分誤差を評価するために新しい手法を開発し、解析結果に含まれる誤差の空間分布等を調べた。本手法では差分式を着目点、着目時間のまわりで2次の項までテーラー展開し、この結果得られる偏微分方程式をもとの式と比較することにより差分誤差を評価する。

本手法により求めた定常時の水平方向流速誤差を無次元化して等値線の形で整理した結果を図-14に示す。解析体系は基礎実験の体系である。差分誤差は空間的に分布しており、UIS下端からの噴流域、出口部等で大きくなっている。このように、流速誤差は空間分布を持つと同時に方向性を持っている。そのため、水平ならびに鉛直方向流速誤差をもとにベクトル表示し、図-15に示す。噴流域で誤差ベクトルは流れ方向と逆の方向を向いており、噴流速度が誤差により小さく抑えられてしまうことがわかる。

② 乱流解析法の評価

モデル(方程式)誤差の低減を図るために新たに乱流解析コードを導入し解析模擬性の改善を評価した。用いた乱流解析コードは乱流モデルを従来の運動方程式に追加したものであり、乱流量との変数としては乱流運動エネルギー(k)と乱流動粘性係数(σ)が用いられている。

基礎実験で述べたレーザー・トッパー流速計を用いて詳細な乱流計測を行い、これと解析結果とを比較することにより乱流モデルの有効性を評価した。さらに、実機プレナム模擬実験に対しても解析を行い、実機体系への適用性を調べた。

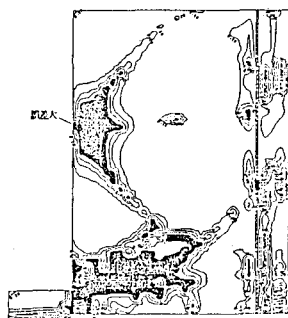


図-14 速度誤差マップ

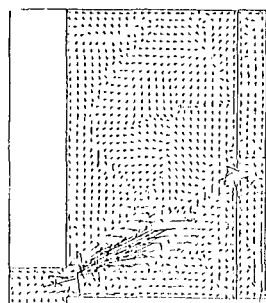


図-15 誤差ベクトル

3. おわりに

以上述べたように、電中研では、主に水理実験と数値解析によってFBRという新しいタイプの原子力発電での温度や流れの変化について基礎的な検討を加えて来た。検討結果の中には、これまで土木工学の分野で取り扱われてきた密度流や乱流などの現象解明が含まれている。現在、電中研では、FBRの実用化を目指し、大型の水理模型実験や解析コードの整備を行っている。それらを深く理解するため、土木工学での成果を反映されんことを望む。