

原子炉熱水力解析プログラムの概要 －RELAP5とTRACEの実際－

浜野 明千宏* 吉岡 逸夫** 森田 秀利** 三橋 利玄*

Thermal Hydraulic Analysis Codes RELAP5 and TRACE

Achihiro Hamano*, Itsuo Yoshioka**, Hidetoshi Morita** and Toshiharu Mitsuhashi*

原子炉の熱水力解析プログラムの RELAP5 と TRACE は、それぞれアイダホ国立研究所とロスアラモス国立研究所が開発したソフトウェアである[1～3]。われわれは RELAP5 と TRACE を用いた解析や改良を手がけてきた。本項では、われわれの経験に基づき RELAP5 と TRACE の解説を行う。

Key word: 原子力発電、原子力安全解析

1. はじめに

RELAP5 コードシリーズは、原子力プラントの安全性研究を目的に開発された、1 次元モデルを基本とするシミュレーションプログラムである。開発は、International Code Assessment and Applications Program (ICAP)、Code Applications and Maintenance Program (CAMP)、International RELAP5 Users Group(IRUG)の会員である米国エネルギー省原子力規制委員会の支援のもと、アイダホ国立研究所(INL)があたった。1966 年の FLUSH コード、RELAPSE コード以来、長年の改良を経て、実績を積んでいる。

一方、TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) コードは、米国エネルギー省原子力規制委員会 (NRC : Nuclear Regulatory Commission)の支援により整備された「原子炉過渡事象解析コード」である。

*アドバンスソフト株式会社 第 2 事業部

Computational Science and Engineering Division II,
AdvanceSoft Corporation

**アドバンスソフト株式会社 技術第 4 部

4th Technical Division, AdvanceSoft Corporation

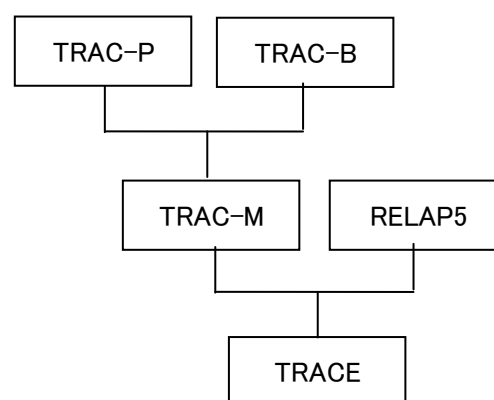


図 1 TRACE コードの開発経緯

TRACE コードの開発経緯の概略を図 1 に示す。

TRAC コードは、米国のロスアラモス国立研究所で開発された。PWR プラント評価用の TRAC-P コードと、BWR プラント評価用の TRAC-B コードを統合して、TRAC-M としている。これに、アイダホ国立研究所で開発された前述の RELAP5 と統合して TRACE と名付けられた。TRACE の最初の β 版 (バージョン 4.00) は平成 15 年 4 月にリリースされた。その後改良が加えられ、バージョン 5.0 では小破断 LOCA 事象への適用も含めた種々の事象の評価が可能となっている。

2. 原子炉の概要

RELAP5 や TRACE は、商業用原子炉の主流を占めている軽水炉（軽水型発電用原子炉）を解析対象として水-蒸気の二相流を扱っているが、不揮発性溶質、非凝縮性気体、液体、蒸気の混合を利用する核・非核システムの両方における様々な熱過渡のシミュレーションにも用いることができる。

軽水炉では、ウランの核分裂反応で発生した熱により冷却材である軽水（水）を加熱して高温高压の水蒸気に変え、これでタービンを駆動させて発電している。代表的な軽水炉には沸騰水型原子炉（BWR ; Boiling Water Reactor）と加圧水型原子炉（PWR ; Pressurized Water Reactor）があるが、どちらも、原子炉圧力容器、蒸気タービン、復水器、ポンプ、加圧器、バルブ、センサー類等の膨大な数の機器装置で構成され、配管はその主要設備となっている。例えば BWR の配管系には原子炉格納容器内の主蒸気系、再循環系、冷却水系、非常炉心冷却系などがあり、炉心で水を蒸発させて気水分離器と蒸気乾燥器を経て約 290℃、70 気圧の高温高压蒸気として主蒸気管でタービンに送り、発電している。BWR の模式図を図 2 に示す([5]を参考に作図)。配管部材は主にステンレス鋼、合金鋼、炭素鋼等が用いられている。原子力プラントの心臓部である原子炉圧力容器の構造を図 3 に示す([4]を参考に作図)。

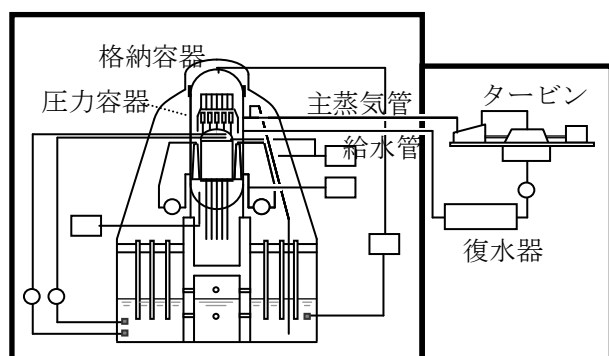


図 2 BWR の模式図

原子力設備では、機器の破損が重大な事故につながる恐れがあり、腐食、地震、減肉などに対処するための厳格な管理体制が求められている。原子炉の健全性にとって、燃料棒の冷却性能が重要であり、

原子炉の安全解析において、この軽水の熱的な流動の計算が重要である。

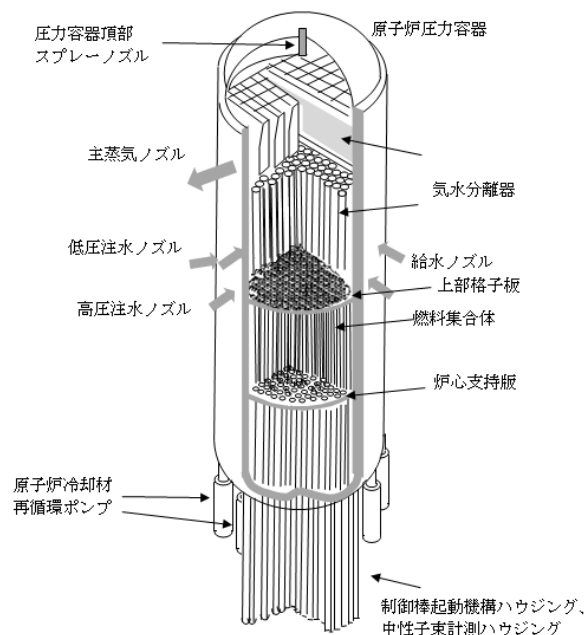


図 3 圧力容器の概要（ABWR）

事故の例としては、軽水炉の圧力境界である主冷却系配管などが破損し、弁が開いたままになって冷却材が流出し続け、通常の給水系で原子炉内の冷却材量を維持できなくなる冷却材喪失事故（LOCA : Loss of Coolant Accident）がある。このような場合、原子炉は自動的に緊急停止（スクラム）して制御棒が炉心に挿入され、炉心出力は急速に低下するが、核燃料に蓄積された核分裂生成物が運転時の数%以下の熱を出し続けるので、非常用炉心冷却系（ECCS : Emergency Core Cooling System）が設けられている。これはポンプや窒素ガスで加圧されたタンクなどで構成され、LOCA が発生して原子炉の圧力や水位が下がると、自動的に低温の水を注入し、炉心の過熱・破損を防ぐことを目的としている。

軽水炉の設計の安全性を確認するためには、このような事故や外乱や故障の想定下で、放射性物質の障壁の健全性の度合いをシミュレーションすることが重要である。例えばジルカロイ被覆燃料棒の被覆管の最高表面温度（PCT : Peak Cladding Temperature）が 1200℃以下に止まることが、燃料棒が大きく破損して放射性物質が大量に系外に

放出されない指針となっている。

想定事象の例を表 1、表 2 に示す。様々な機器が関連し、注入系、弁、ポンプや制御棒の作動により熱流動が変化していく事象となっている。

表 1 主な関連事象(LOCA)

- ・冷却材放出による減圧、炉内量減少
- ・炉心への注水（低圧炉心スプレイ LPCS、低圧炉心注入系 LPCI、高圧炉心スプレイ HPCS）
- ・自動減圧系 ADS、逃し安全弁 SRV→減圧
- ・再循環ポンプトリップ RPT→駆動停止
- ・原子炉スクラム（制御棒挿入）→熱出力の停止
- ・燃料棒の出力（核分裂反応）は、ボイド率・温度等により変動

表 2 主な事象推移（外部電源喪失）

外部電源喪失（想定起因事象）
 （→給水停止）
 （→負荷の喪失）
 →蒸気加減弁急速閉止（→圧力上昇）
 タービンバイパス弁急開
 インターナルポンプ全台トリップ（炉心への流量減少）
 原子炉スクラム（→燃料表面熱流束減少）
 （圧力に応じ）逃がし安全弁開、閉

3. RELAP5

3.1. 特徴

RELAP コードでは、このような軽水炉における冷却材損失や炉スクラムなしの過渡事象(ATWS)のような事故、給水喪失、外部電源喪失、発電所全交流電源喪失、タービントリップなどの運転操作上想定される過渡事象をシミュレートする。

RELAP コードシリーズの特徴として、以下の点があげられる。

- ① 任意の体系をノード・ジャンクションという形式で構築できる汎用コードであり、BWR、PWR、ガス炉などの解析例が報告されている。流体部

分は図 7 に示すボリュームとジャンクションで表現され、接続関係はユーザーが自由に定義できる。

- ② シリーズの FLUSH から RELAP4、RETRAN までは均質熱的平衡熱水力モデルであるが、RELAP5 は非均質熱的非平衡熱水力モデルの二流体解析コードである。すなわち、計算点の液相の流速と気相の流速を別の変数として方程式を立てることで、軽水炉のサプレッションプールへの蒸気の噴出など、適用性を高めている。
- ③ 二流体解析コードでありながら、比較的計算スピードが速い。RELAP5/3D では、疎行列の解法に関し、BPLU(Border Profiled Lower Upper)マトリックス解法を用いている。
- ④ 管や構造物を表す熱的ボリュームを任意の流体ボリュームに設定することができ、発熱、熱伝導、流体との伝熱が計算できる。

燃焼などを取り扱える汎用流体解析コード FLUENT とのカップリングも行われており、他のコードとの結合を強く意識したコード作りがなされている。別稿の IMPACT のコード群とも連携されている。

RELAP5 の主要モデル構成を図 4 に示す。以下に、主要なモデルについて説明する。

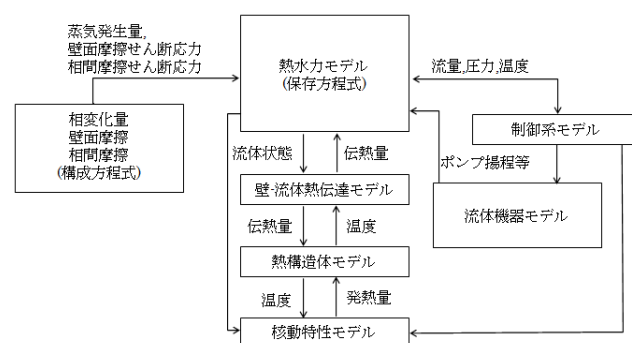


図 4 RELAP5 の主要モデル構成

3.2. 熱流動モデル

- ・基礎方程式

気相・液相の各質量保存式、気相・液相の各運動量保存式（運動方程式）、気相・液相の各エネルギー

一保存式を基礎式とする。流路の長手方向の1次元モデルなので、流速は流路方向の成分について方程式を立てる。圧力については、気相と液相で平衡を仮定する。

・構成方程式

基礎方程式の未知数は圧力、気相・液相の各内部エネルギー、ボイド率（気相の体積占有率）、気相・液相の各流速の他に多くの未知数があり、それを求めて連立方程式を閉じるために状態方程式と構成方程式が必要となる。構成方程式は、具体的には気相と液相の間の界面摩擦力、壁面摩擦力、蒸気生成量・凝縮量を与える相関式である。また、壁面と流体の間の伝熱量は熱伝達相関式で求める。

これらの相関式は、図5に示す気液二相流の状況（流動様式）によって切換えており、流動様式の判定は図6の条件設定で行っている。熱伝達相関式については、壁面温度、ボイド率、平衡クオリティ等に基づいて切り替えている。

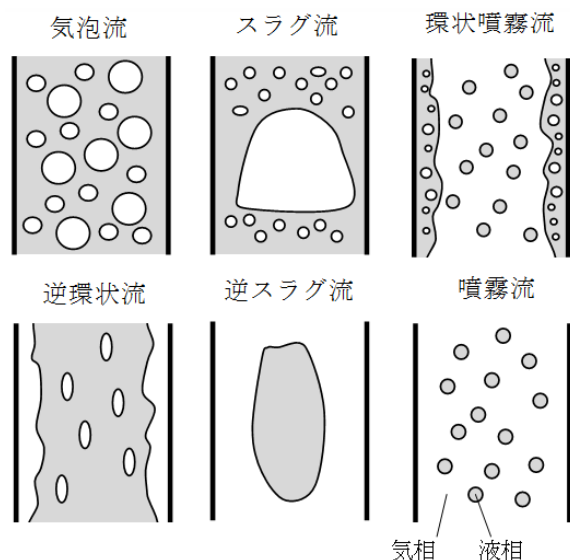


図5 気液二相流の流動様式例

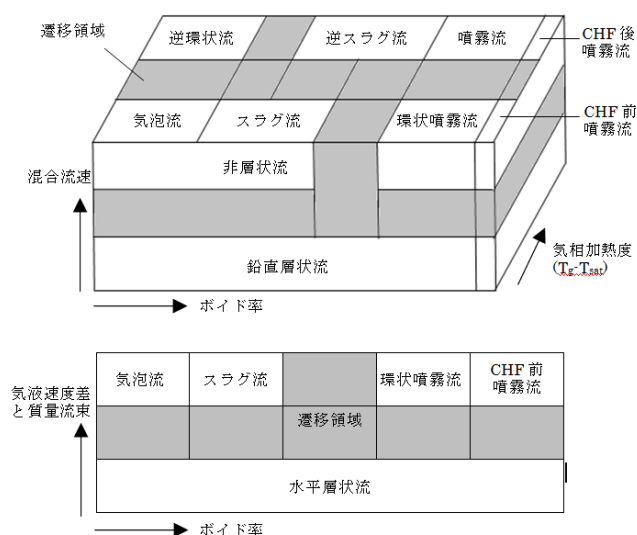


図6 流動様式線図

・離散化

基礎方程式の離散化は、図7に示すボリューム・ジャンクション法に基づいている。質量とエネルギーについてはボリュームごとに変数を設定してボリュームの境界を通じての流入出を含めて保存則を適用する。気相・液相の流速については、ボリュームの境界（ジャンクション）ごとに変数を設定する。運動量保存式は、各ジャンクションに接続するボリュームの中心間をジャンクションの支配領域として離散化している。

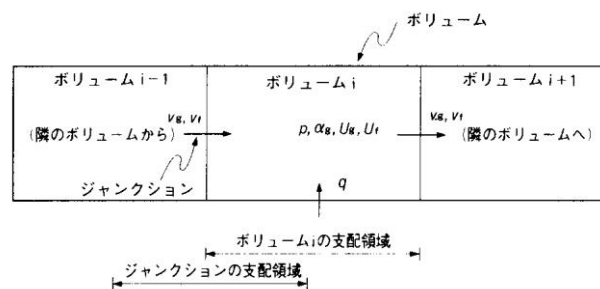


図7 ボリュームとジャンクション

ボリュームとジャンクションの組み合わせにより、BWRの压力容器・再循環系を中心としたループ部分は図8のようにモデル化できる。4角等で表した部分はさらに長手方向にボリュームとジャンクションに分割する。

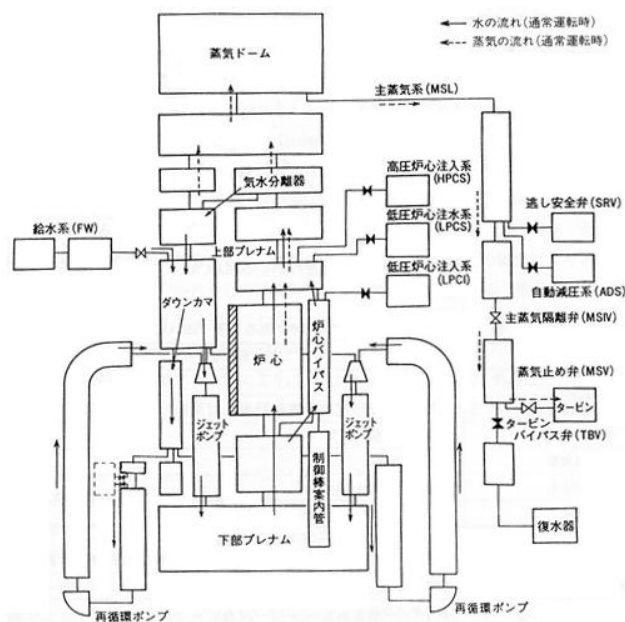


図8 BWRのノード分割例

・数値解法

水-水蒸気系気液二相流では、低圧では液相と気相の密度が 1000 倍異なるため、短時間の急激な変動が生じる。それに対する数値計算の安定化が工夫されている。

基礎方程式のある項の一部または全部を陰に扱い、他は前のタイムステップの値を用いる方法を半陰解法と呼ぶ。RELAP5 では陰に扱う項を新しいステップの従属変数に線形になるように近似する半陰解法を用いている。これにより線形方程式を解けばいいことになるが、反面、線形化近似により状態量の間で不整合が起こりうる。この不整合の程度をタイムステップ幅の制限条件に取り入れて、誤差の拡大を防いでいる[6]。

タイムステップの間に二相から一相に変化する場合、二相のままの計算の後、消失する相のエネルギー、温度、密度に飽和状態の値を設定する。

タイムステップの間に一相から二相に変化する場合、飽和状態での相の生成を計算する。この場合、飽和状態でない隣接ボリュームからの対流で相変化が起きると誤差が生じるが、タイムステップ幅の自動調整により、そのような誤差を制限値内に抑えている。

3.3. 伝熱モデル

流体の温度に関わるものとして、次の現象がある。

- ・核分裂反応（熱源）
- ・構造物の熱伝導
- ・構造物表面熱伝達

軽水炉においては、核分裂反応は、中性子の減速材でもある冷却材の温度やボイド率によるフィードバックがかかる。例えば BWR（沸騰水型原子炉）では、燃料棒周囲の冷却材のボイド率（気相の体積割合）が増加すると核分裂反応が抑制される傾向があり、温度の変動によっても反応の度合いが変化するので、時々刻々の冷却材の計算結果を反映して、こうした反応度の変化を考慮している。

構造物の熱伝導は図9に示す1次元熱伝導モデルで計算する。図で色を変えたのは、構造物の材質が異なる例を示し、計算では熱物性値を変えている。

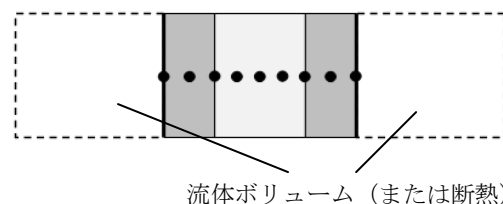


図9 熱構造体の計算メッシュ

構造物が多数あつて流路としては複雑な形状である原子炉の体系を RELAP5 では前掲図8のようにモデル化して扱う。複数ある流路を少数にまとめ、主流方向にボリュームとして集める。炉心部は多数の燃料棒の間を冷却材が流れるが、これも同様にモデル化する。ただし、局所的に熱的に厳しい箇所に着目するため、一部を並行流路としてボリュームとし、熱的挙動に着目する。

炉心露出、再冠水時の伝熱計算の精度を上げるための、温度計算の2次元メッシュ化・細分（ファインメッシュ）の機能が組み込まれている。概要を図10に示す。

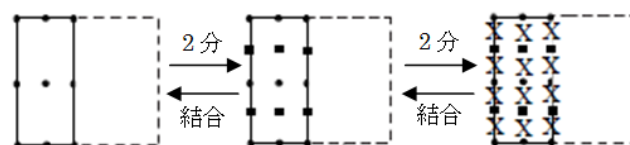


図10 メッシュ細分リゾーニングの例

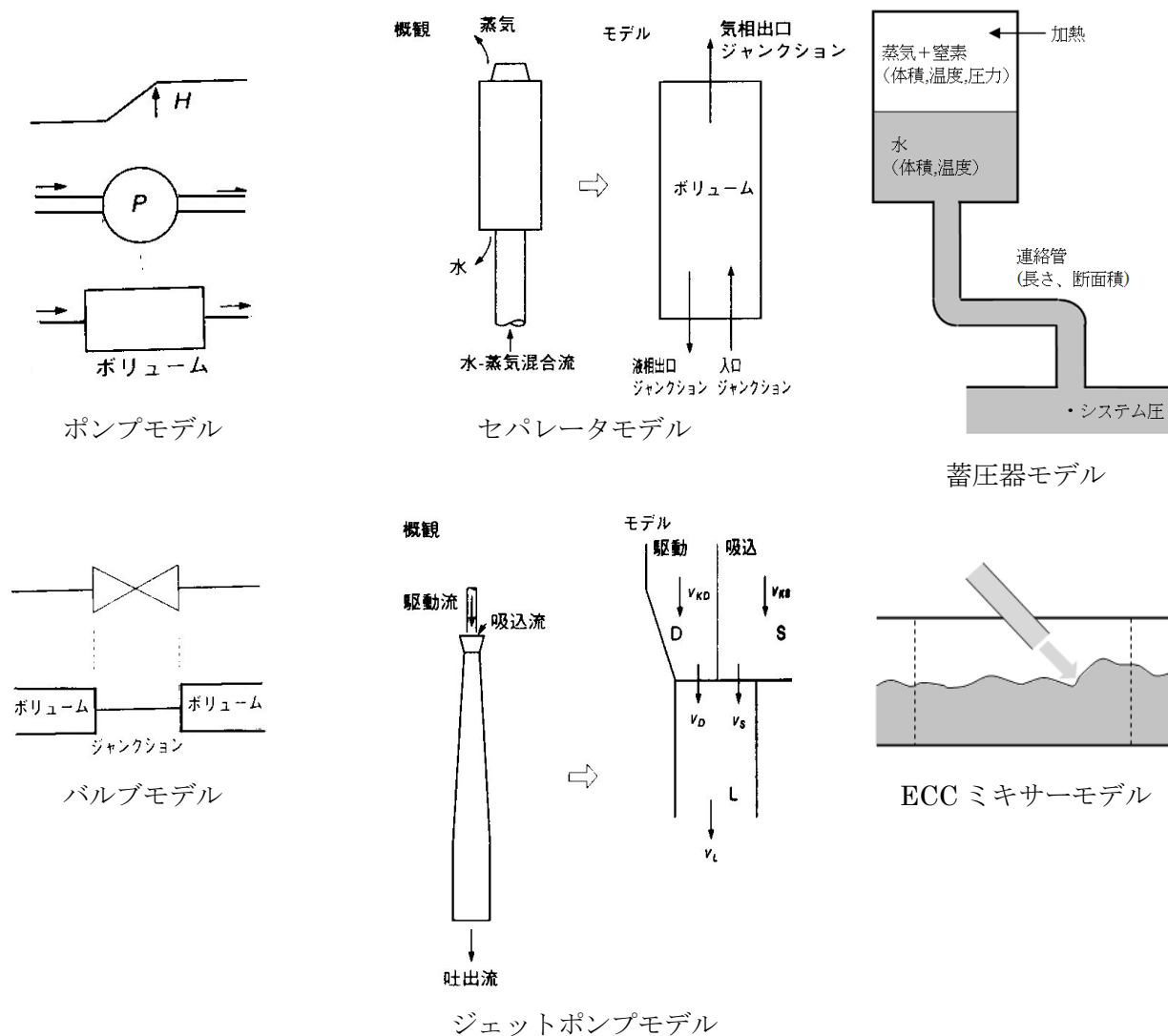


図 11 RELAP5 の流体機器モデルの例

・ギャップコンダクタンス

燃料棒の温度計算は、燃料棒破損を予測するうえで重要である。燃料棒は円筒の被覆管に円筒形の燃料を詰めた構造になっており、従来は径方向の1次元熱伝導モデルによってそれぞれの温度を計算してきた。その温度分布は燃料の発熱量はもとより、熱伝導度と比熱に大きく左右される。被覆管と燃料の熱物性は実測データがあるが、被覆管と燃料の間のギャップ（充填ガス）の熱伝導の見積もりが、初期蓄熱量にも大きく影響することもある。RELAP5/MOD3では、燃料の偏心によりギャップ幅が周方向で異なる場合も考慮したギャップコンダクタンスモデルが組み込まれている。

3.4. 流体機器モデル

RELAP5には、原子炉プラントの流体機器の熱水力的効果を反映するため、図11に示すモデルが組み込まれている。これらは、流体ボリュームまたはジャンクションに機器固有の条件（ポンプの昇圧やバルブの流路面積等）を加えるもので、ユーザーが入力データで任意のボリュームまたはジャンクションに設定できる。なお、ECC（緊急炉心冷却）ミキサーモデルは、RELAP5/MOD3に組み込まれたものである。

4. TRACE[3]

4.1. 特徴

特徴としては、「最適評価コード」を目的とした二相流動パターンに依存する構成方程式群、压力容器内の3次元モデルがあげられる。

複数ある流路を少数にまとめ、主流方向にボリュームとして集めることは RELAP5 の項で述べた通りであるが、流動の3次元効果が無視できない場合には、TRACE ではその領域だけ3次元的な流体解析を適用できるようになっている。すなわち、VESSEL コンポーネントとして、压力容器内の領域を $r-\theta-z$ の円筒座標系でノード分割し、一般の配管ボリュームと自由に接続できるようになっている。例を図12に示す([3]の掲載図に基づき作成)。

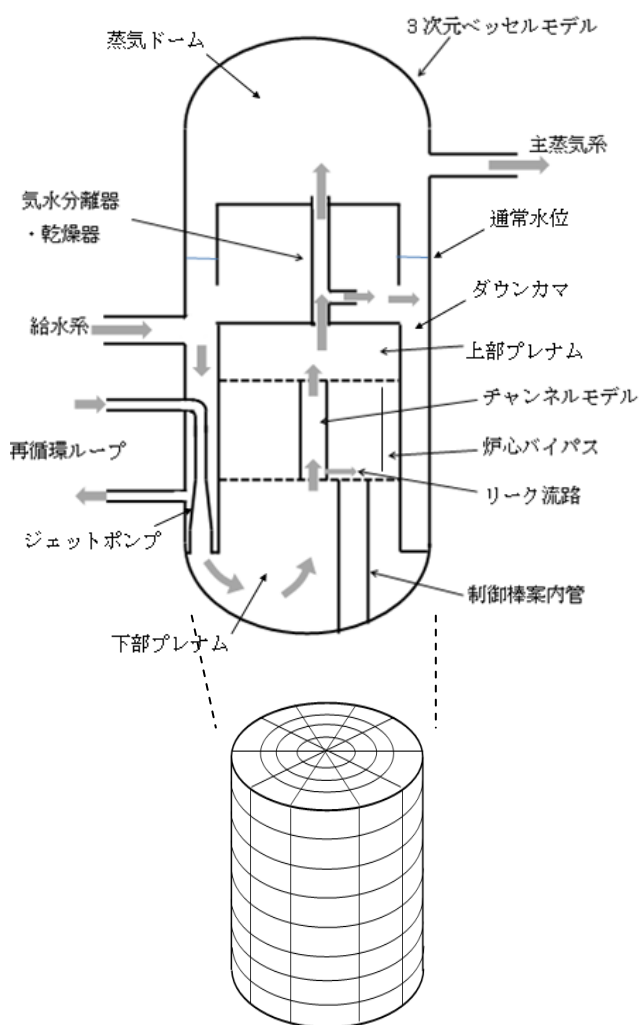


図12 原子炉压力容器のモデル

4.2. 熱流動モデル

・基礎方程式

熱流動モデルは、RELAP5と同様に気相と液相の各々に対して質量・運動量・エネルギーの保存式を立てることにより気液二相流を扱う二流体モデルが適用されており、熱水力的な非平衡性を取り扱っている。

TRACEではRELAP5のような1次元流動に加えて、3次元流動の解析が可能である。前者は主に配管系等の流路断面積内で流体の状態量が一様と見なし得る部位を対象としているのに対し、後者は原子炉容器からの配管への流出や、配管から原子炉容器への流入、及びダウンカマや炉心バイパス等の構造に起因する流動の多次元的効果を模擬するために利用される。

基礎方程式を閉じるため、以下の現象を記述するための構成方程式が必要となる。

- ①壁面摩擦損失
- ②壁面熱伝達
- ③気液相間運動量輸送
- ④気液相間熱輸送

RELAP5と同様に、構成方程式は流動様式によって切替え、遷移領域では補間を行っている。

TRACEでは気液相間伝熱と相間運動量輸送に関して図13に示すような流動様式線図を定義付けている([3]の掲載図に基づき作成)。

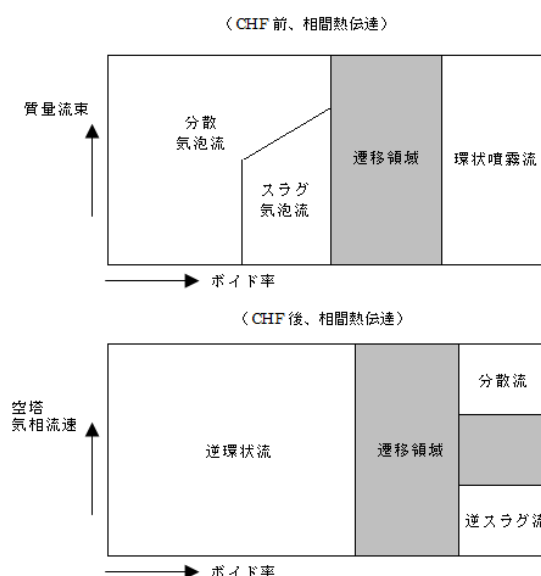


図13 TRACEの流動様式線図

CHF 前の相間運動量輸送は、線図ではなく気泡流／スラグ流と環状流／噴霧流を個別に考慮し、結合している。流動状態の判定に基づいて構成方程式を選択することで、熱流動現象の再現性の向上が計られている。

・数値解法

RELAP5 と同じく、TRACE では二流体モデルにおける基礎方程式を解く方法として半陰解法を採用している。

さらに、この半陰解法を改良して、Courant 条件を越える大きい時間ステップ幅での計算が可能となる解法（多段階法）が組み込まれている。この解法は SETS 法（Stability Enhancing Two Step method）と呼ばれていて、図 14 に示す処理フローによるものである。

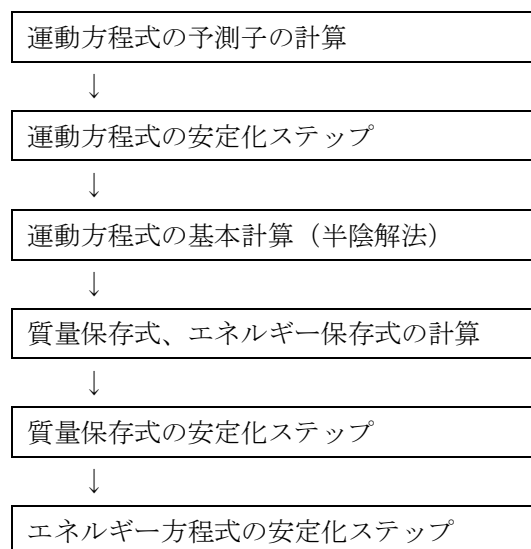


図 14 SETS 法の処理フロー

このうち、「予測子の計算」では、運動量保存則における対流項の差分化について流出項を陰的に扱うように従来の半陰解法に対して変更することで数値的安定条件を無条件安定に拡張し、半陰解法の基本計算をする。この変更では保存性を満足しなくなるために設けているのが「安定化ステップ」で、気液両相の全質量保存則を陰的に差分化した方程式に「予測子の計算」の結果（流速、密度）を代入することでボイド率のみの方程式を解く。これによ

り質量保存則が満たされるようにボイド率を修正した値が得られる。

流体機器に関しては、前掲のベッセルモデル以外に、RELAP5 と同様の流体機器モデルが組み込まれている。

4.3. 熱伝導モデル

・基礎方程式

燃料棒や炉内構造物における熱伝導現象は、熱伝導方程式を解くことによって求められる。

・数値解法

TRACE には以下の 4 種類の解法が実装されている。

①集中定数モデル

対象となる熱構造物が薄肉で、径方向温度分布が平坦かつ軸方向熱伝導が無視できる場合に有用である。質量、伝熱面積のみ考慮する。

②径方向 1 次元陰解法

軸方向に対して特に急峻な温度分布が存在しないとみなせる場合に、軸方向熱伝導を無視して径方向のみの熱伝導方程式を陰解法により解くものである。図 15 に示すように熱構造物をメッシュ分割し、差分式により計算する。

③2 次元半陰解法

図 15 に示すように熱構造物をメッシュ分割し、径方向を陰解法、軸方向を陽解法の差分式により計算する。径方向に急峻な出力分布が存在して細かいメッシュ分割を必要とする一方、軸方向の時間的变化は熱構造物に接する冷却材の変化より緩慢であるような、燃料棒の計算に適している。

④2 次元完全陰解法

径方向と軸方向の両方に陰解法を適用するもので、軸方向温度分布が急峻で細かいメッシュ分割を必要とする場合に用いる。

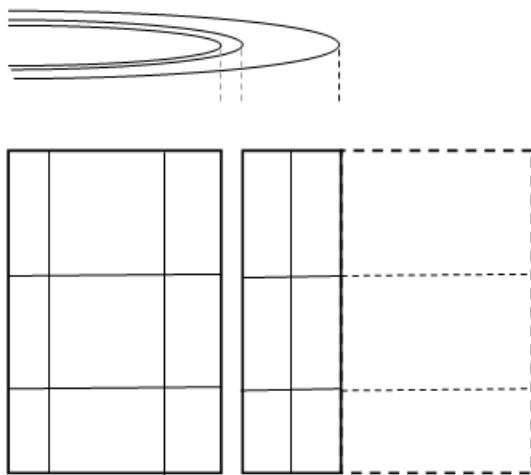


図 15 熱伝導モデル／2次元解法のメッシュ分割

5. 実際の解析作業における課題

本稿の著者らは、RELAP5、TRACE を用いた原子力プラントの熱水力解析を多数実施してきた。

一般的に流路がループ状になっている体系の二相流の流体解析では、不安定で定常状態を達成しづらい。原子力プラントの熱水力解析では、さらに冷却材・構造材の状態によって熱出力が変化することもあり、RELAP5 の初期バージョンでは過渡計算を開始する各部初期条件を求めるための定常計算に工数を要した。定常計算のためのノード分割をして各部流量を調整し、疑似的に出力を低レベルから徐々に増加させて目的値に達するなどの工夫を要したが、この点についてはコードが改良され、定常状態をとりやすくなっている。

RELAP5、およびそれを組み込んだ TRACE は、開発の歴史が長いがゆえに、過去のコーディングの遺産的要素が残っている部分がある。開発当初は、コンピュータの能力が今よりも格段に低く、わずかなメモリー容量を以下に活用するかの工夫が、コーディング上にもなされていた。具体的にはボリューム、ジャンクションといったモデル要素ごとの属性・物理量を納める配列を、実数型・整数型もまとめて大配列に組み込み、計算モデルといったフラグ変数はより少ない配列にビット単位で組み込んでいた。RELAP5/MOD3 でもそのような大配列方式が残っており、正しく作動させるためにはコンパイラが限定されている。計算モデルの本質からそれる

課題ではあるものの、64bit 環境への移行など、今後の対応が必要である。

6. おわりに

米国で開発された RELAP5 と TRACE を例にとり、著者らの経験も交えて、原子炉を対象とした熱水力解析の概要を解説した。

参考文献

- [1] "RELAP5/MOD3 Code Manual Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods", NUREG/CR-5535 SCIENTECH, Inc. (March 1998)
- [2] "RELAP5/MOD2 Code Manual Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods", EG&G (March 1984)
- [3] "TRACE V5.0 THEORY MANUAL ; Field Equations, Solution Methods, and Physical Models", 米 NRC
- [4] 火力原子力発電技術協会（編・刊）「原子力発電所－全体計画と設備－（改訂版）」平成 14 年 6 月
- [5] 「応用機械工学」編集部編，“原子力と設計技術”，大河出版，(1980)
- [6] 小池秀耀，三橋利玄，浜野明千宏，“管路内の流れのシミュレーションプログラム”，丸善 (1995)