U.D.C. 621.039.526.034.6:〔621.039.536.2:621.039.517.5〕.001.57

タンク型高速増殖炉原子炉主容器内の熱流動特性

Thermal Hydraulic Characteristics on Tank Type Reactors

山川正剛*　Masanori Yamakawa
川部隆平*　Ryûhei Kawabe
大塚雅哉*　Masaya Ôtsuka
中尾　昇**　Noboru Nakao

タンク型高速増殖炉の実用化を図る上で，プラント機器の軽量・小型化による建設費の低減と設計条件の緩和による構造信頼性の向上が課題となっている。そこで，熱流動の観点から設計条件の緩和を主目的に実験と解析の両面から原子炉容器内の熱流動特性を検討した。解析に先立って，原子炉容器内の複雑な流路形状が取り扱える3次元熱流動解析手法と，任意のプラントシステムが入力データによって構築できるプラント動特性解析手法を開発した。実験では，電気出力1,000MW級タンク型高速増殖炉の縮尺模型水流動実験装置を用いた。その結果，(1)原子炉トリップ時の熱衝撃を2段吸込型外筒付き中間熱交換器で緩和できる，(2)プラントの合理化が期待できる直接炉心冷却系で，炉心の崩壊熱を安全に除去できる見通しを得た。

1　緒　　言

高速増殖炉実証炉では，プラントシステムの合理化と機器の小型化による建設費の低減に重点を置いて設計研究を進めている[1),2)]。

タンク型高速増殖炉(以下，タンク型炉と略す。)は直径が約18mに及ぶ大型構造となるため，その小型・軽量化を図る上で設計条件の緩和が重要な課題となっている。これに対処するため，原子炉主容器内の熱流動特性を実験と解析の両面から評価し，特に温度変化の大きい原子炉トリップ時での熱衝撃緩和構造を検討した。またこれに先立ち，タンク型炉の固有の安全性を確保する上で重要な崩壊熱除去系の構成や規模を評価する上で必要となるプラント動特性評価手法を開発し，崩壊熱除去特性を検討した。

2章では，原子炉主容器内の熱流動特性を評価するために日立製作所で開発した3次元熱流動解析手法について，**3**章では，実験・解析による熱過渡特性の評価について，**4**章及び**5**章では，それぞれ任意のプラントシステムが入力値によって構築できる動特性解析手法と，それを用いて崩壊熱除去特性を検討した結果について紹介する。

2　3次元熱流動解析手法の開発

2.1　解析手法の概要

タンク型炉は先に述べたように直径が18mに及ぶ原子炉容器の内部にポンプ，熱交換器などの炉内機器により複雑な流路を形成しているため，原子炉容器内の熱流動特性を詳細に評価するには，3次元解析が不可欠である。これに対処するため，任意形状の流路内を流れる非圧縮性・粘性流体の非定常流れが取り扱える3次元熱流動解析手法を開発し[3),4)]，解析プログラムTHERVIS-IIIを作成した。このプログラムは密度の温度依存性を考慮に入れた連続の式，ナビエ・ストークスの式，エネルギーの式及びk-ε乱流モデルを基礎式とし，解法には有限差分法を用いている。

3次元解析での障害の一つに計算時間の増大が挙げられるが，THERVIS-IIIでは大型行列式で表わされる圧力に関するポアソン方程式をICCG法[5)](Incomplete Cholesky Conjugate Gradient)を用いて効率的に解く新しい試みを採用するとともに，時間積分の際の高速演算に適した有理ルンゲクッタ法を3次元に拡張して用いることにより計算時間を短縮した。また，通常の直交差分格子で複雑な流路形状を取り扱う場合には，計算体系を微細格子に分割してモデル化するため，計算時間の増大を招く問題がある。これを回避するため，流路中に配置した構造物を空隙率と有効流路断面積及び局所流動抵抗で表わす等価流動抵抗モデルを用いることにより，任意の3次元形状を比較的粗い格子分割で解析できるようにした。これらの特徴をまとめて**図1**に示す。

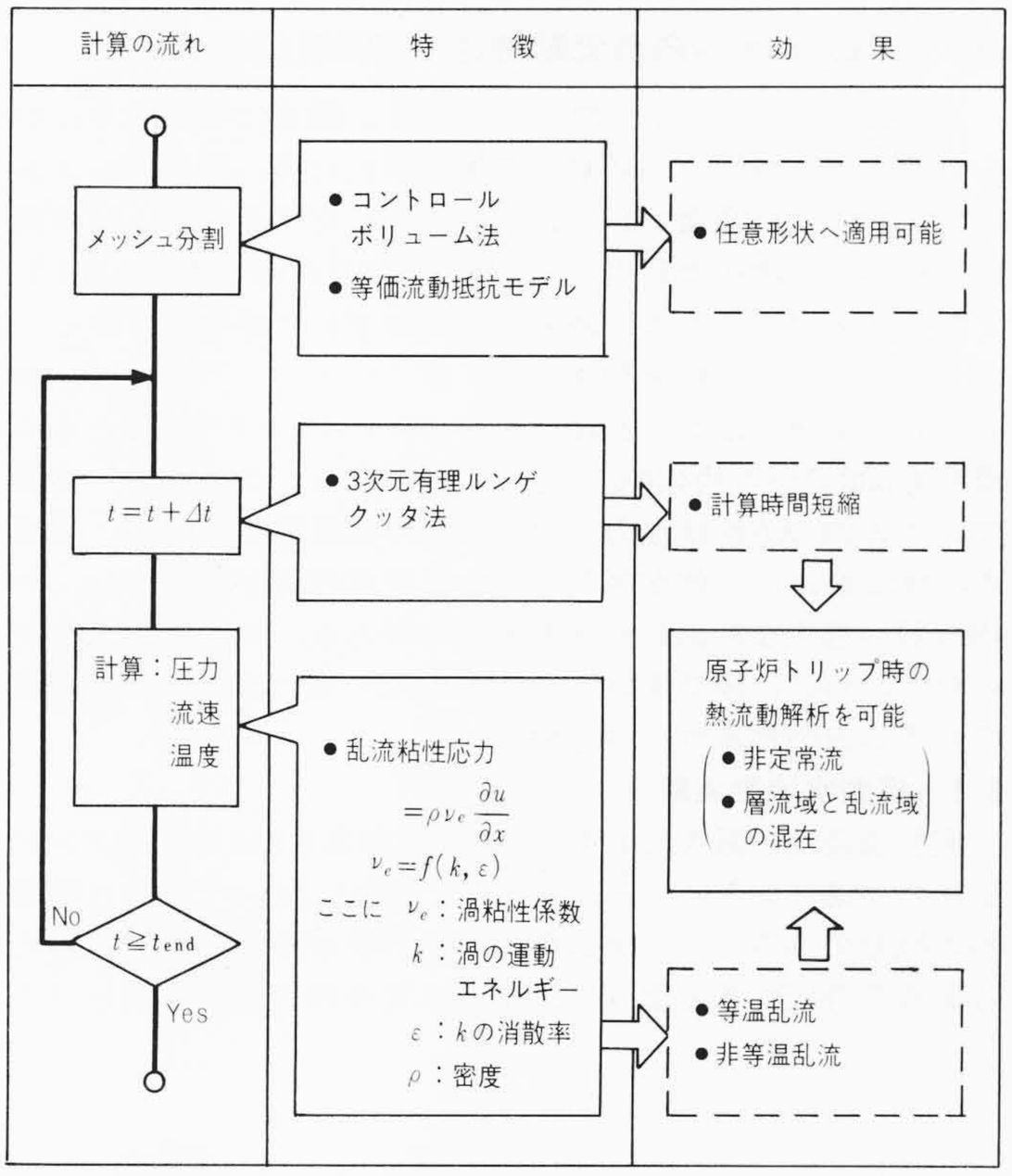


図1　3次元熱流動解析プログラムTHERVIS-IIIの特徴　コントロールボリューム法と等価流動抵抗モデルとを組み合わせることにより，任意形状への適用を可能としている。

* 日立製作所エネルギー研究所　** 日立製作所日立工場

2.2 乱流モデルの検討

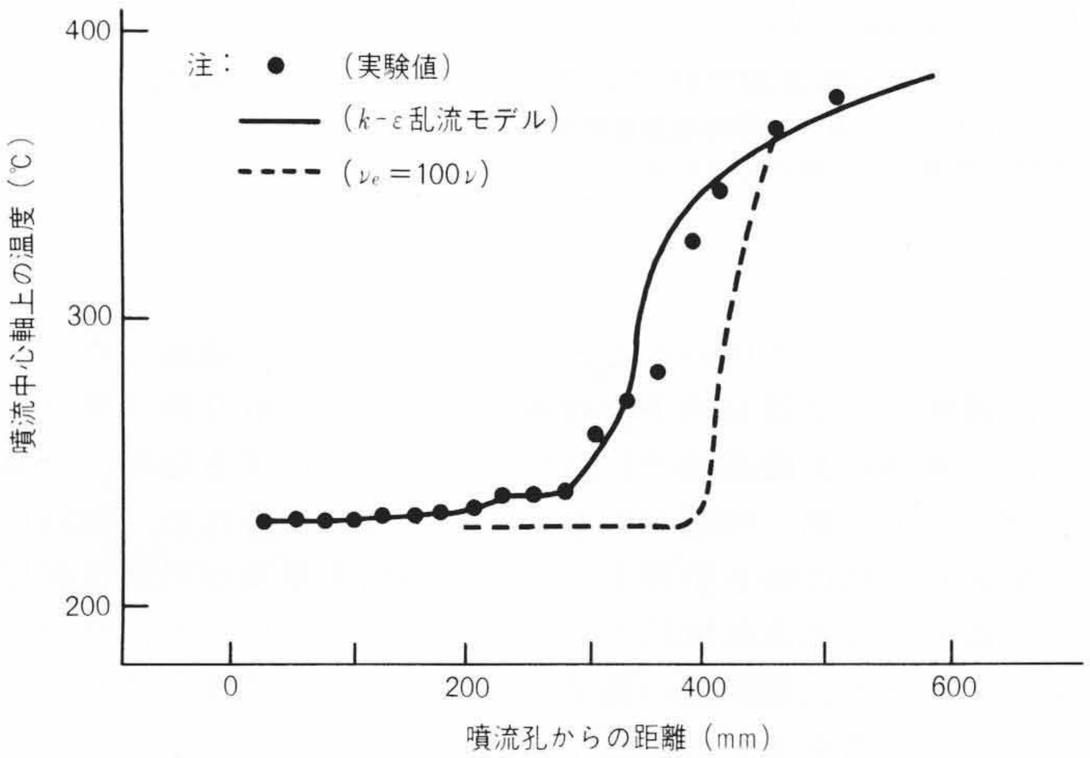
従来の混合距離仮説に基づく代数的乱流モデルは，等温噴流や伴流など自己保存型の流れの予測に対しては適しているが，温度分布を伴う流れや時間的に流速分布が変わる非保存型の流れには不向きである。一方，THERVIS-IIIに取り入れたk-ε乱流モデル[6]は，乱れエネルギーの空間的・時間的変化を予測できるため非保存型の流れにも適用できる。しかしこのモデルは，空気や水などプラントル数が1に近い流体に対して多くの適用例があるが，プラントル数が水に比べ$\frac{1}{1,000}$ほど小さい液体金属への適用例は見当たらない。そこで，原子炉トリップ時の代表的な流れである非定常温度成層流を，ナトリウムを用いた非定常円形噴流で模擬し，k-ε乱流モデルを検討した[7),8)]。**図2**に噴流軸上の温度分布の実測値と乱流モデルによる計算値を比較して示す。k-ε乱流モデルは渦粘性係数一定とした代数的モデルに比べ，中心軸上の温度分布を良好に予測できることを示している。この実験・解析によりTHERVIS-IIIに用いているk-ε乱流モデルがナトリウムのような低プラントル数流体にも適用できることを確認した。

3 高温プレナム内熱流動特性の実験及び解析

タンク型炉内のナトリウムの流れは，**図3**に示すように炉心で例えば380℃から530℃まで加熱された後，高温プレナム内に流入する。高温プレナム内で混合したナトリウムは中間熱交換器で二次系ナトリウムに熱を与えながら流下し，380℃となって低温プレナムに流入し，再びポンプを介して炉心へ流入する一巡の流れを形成する。原子炉トリップ時には，炉心出口の流速がおよそ2 m/sから0.15m/sに低下するとともに温度も530℃から約400℃に急激に低下する。このため，高温プレナム内の流れは浮力が卓越した非定常流れ，特に，高温の流体と低温の流体が層状化する温度成層流が形成され，炉内機器へ過大な熱衝撃が加わる問題がある。その解決策を見いだすために，模型実験[9)]とTHERVIS-IIIによる解析で高温プレナム内の熱流動特性を検討した。

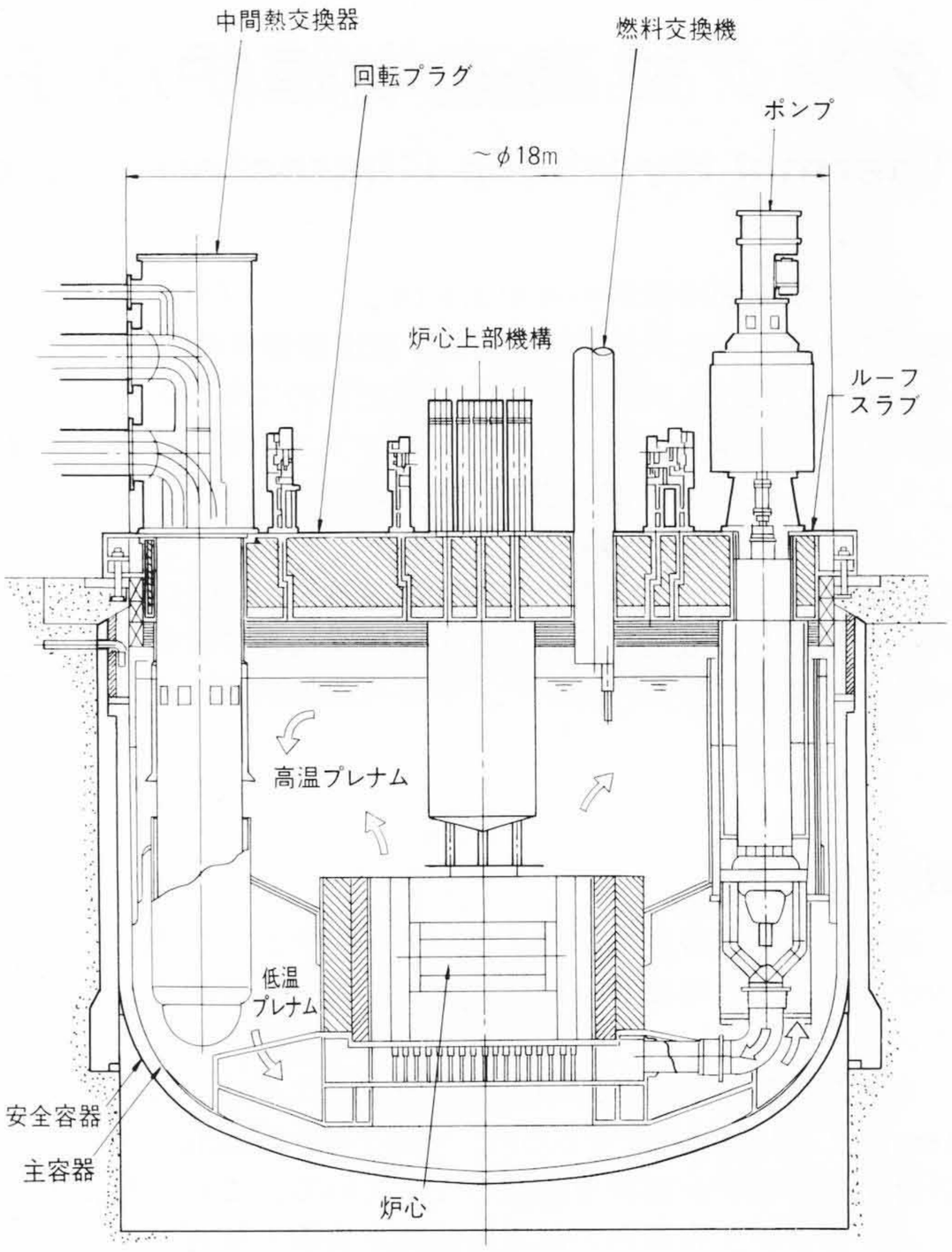
3.1 模型水流動実験

実験装置は，**図4**に示すように電気出力1,000MW級タンク型炉の高温プレナムを$\frac{1}{15}$に縮尺した直径1.2mのアクリル樹脂製の模型である。プレナム内の流路形状が熱流動特性に与える影響を評価できるように，中間熱交換器の基数と吸込口の



注：ν_e(渦粘性係数)，ν(ナトリウムの動粘性係数)

図2 k-ε乱流モデルの検証例 液体金属ナトリウム中の非定常温度成層流の予測にk-ε乱流モデルを適用した例を示す。



注：略語説明など ⇨(ナトリウムの流れ)

図3 タンク型炉主容器内のナトリウムの流れの概略 ナトリウムは原子炉主容器内で炉心→高温プレナム→IHX→低温プレナム→ポンプ→炉心という一巡の流れを形成する。

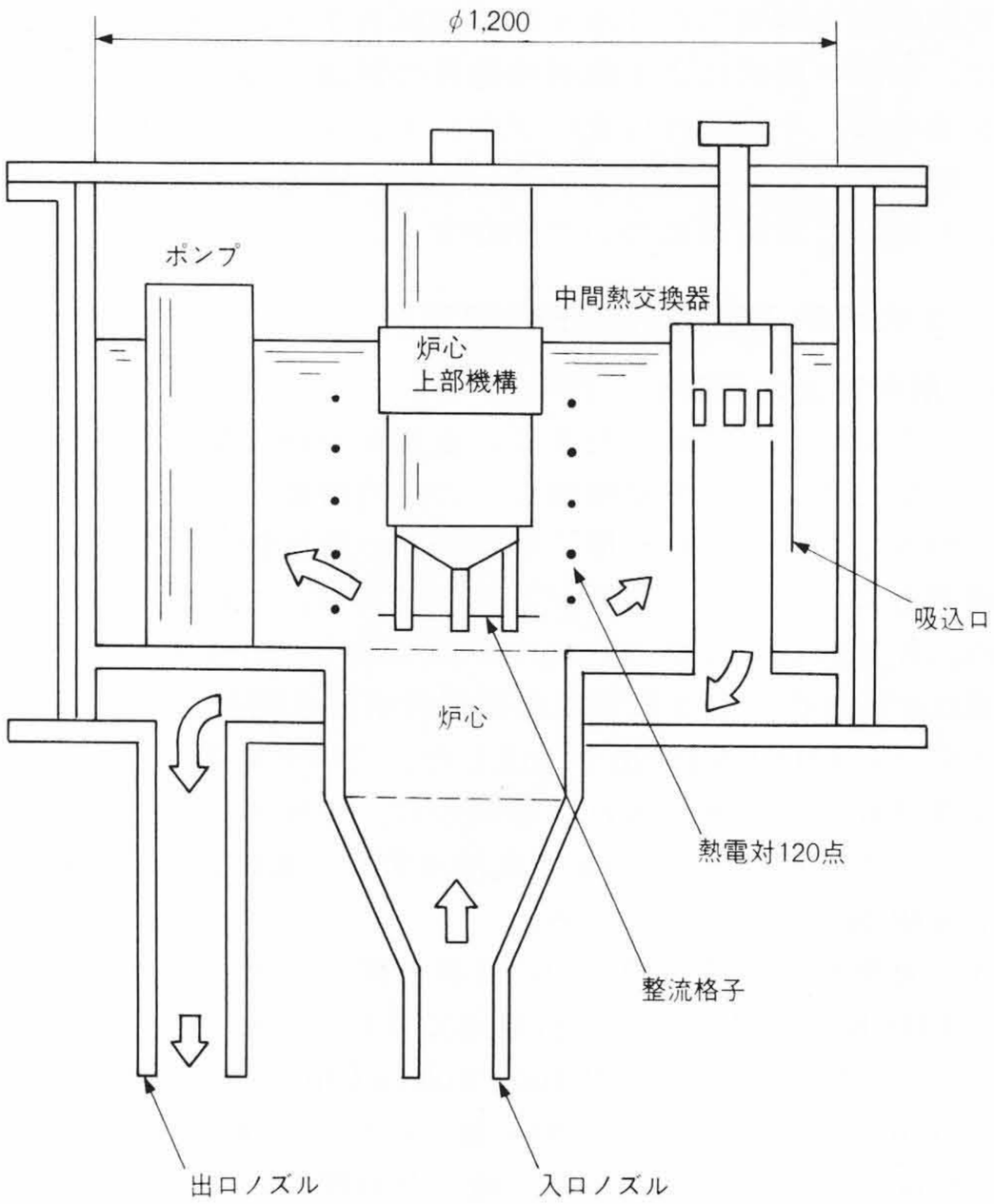


図4 電気出力1,000MW級タンク型炉$\frac{1}{15}$縮尺模型 高温プレナム内の流路形状が，熱流動特性に与える影響を調べるために，中間熱交換器の基数，中間熱交換器吸込口高さ，整流格子形状が可変の構造としてある。

高さ，炉心出口の整流格子，炉心上部機構の形状などが変えられる構造とした。また，八面体の容器内に円筒状の模型を設置し，その空隙に水を充てんしてレンズ効果を取り除き，内部の流れを可視化した。試験部の温度変化は，ネットワーク状に配置した120点の熱電対で測定した。この試験部は，原子炉トリップ時での炉心出口の温度と流量の変化を模擬できるように高温ループと低温ループに接続してある。

実験は，原子炉トリップ時での熱流動特性の支配因子であるリチャードソン数（Ri数＝浮力/慣性力）をパラメータとした。ここで，Ri数は次のように定義した。

$$Ri=\frac{\Delta T\cdot\beta\cdot g\cdot D}{U^2}$$

ここに　ΔT：原子炉トリップ時の最大温度変化（℃）
β：流体の体積膨張率（1/℃）
g：重力加速度（m/s^2）
D：炉心出口の等価直径（m）
U：炉心出口の流速（m/s）

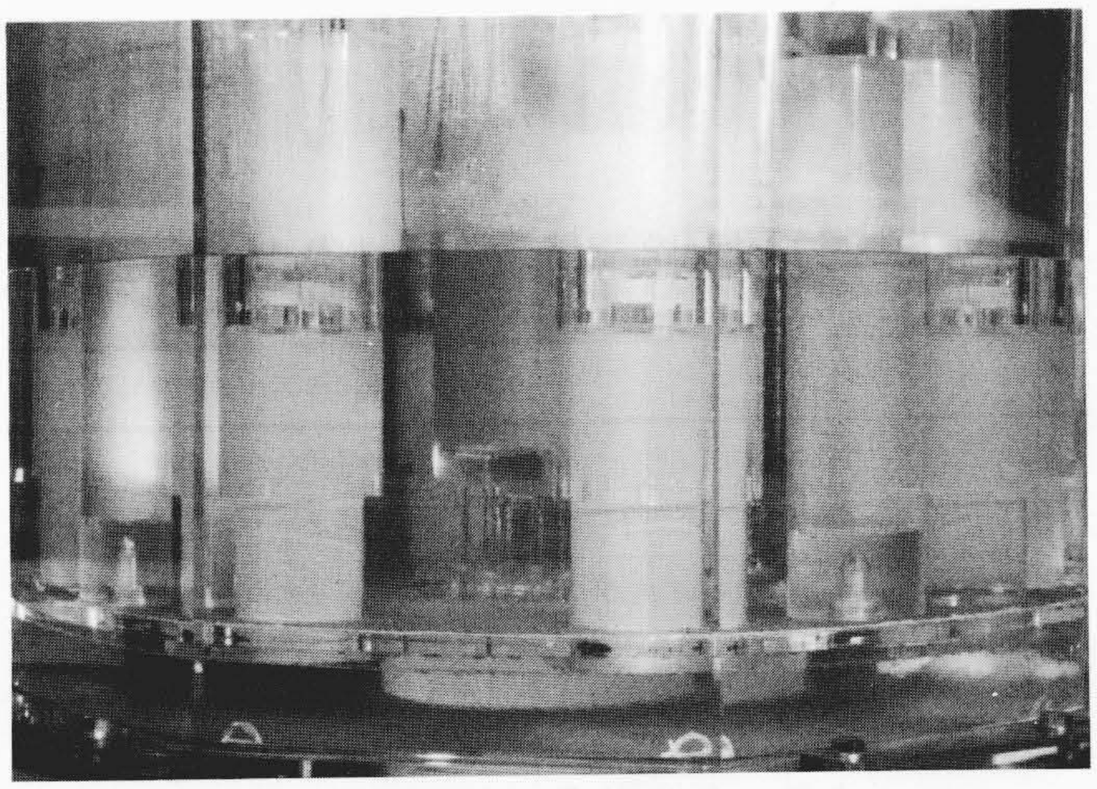


図5　高温プレナム内温度成層流の可視化写真　冷水中に染料を注入して高温水と色別し，温度成層流を可視化した例を示す。成層界面より上方が80℃の温水，また，下方が20℃の冷水である。

実験で実施したRi数は5から150の範囲にあり，この値は，実機で予想されるRi数を含んでいる。

3.2　実験結果と検討

図5に高温プレナム内の流況を可視化して写真撮影した一例を示す。この実験ケースでは，原子炉トリップ時の定常状態を模擬した80℃の高温プレナム中に，トリップ時の流量と温度を模擬した冷水20℃を流入させた。浮力の効果により，プレナム上部に高温領域が，また下部に低温領域が形成され，その境に成層界面が明確に現われている。この実験をTHERVIS-IIIで3次元解析した結果を**図6**に示す。原子炉トリップ前の等温流では，炉心出口近傍の速度ベクトルは慣性力により上向きとなっている。トリップ後は，温度変化に伴う浮力により，炉心出口近傍の流れは横向きの速度ベクトルに変わり，実験と同様に温度成層流が形成され，成層界面が時間とともに上昇してゆく様子が見られる。

原子炉トリップ時でのプレナム内の代表的な位置の温度変化の実測例を**図7**に示す。炉心出口近傍は比較的短時間で低温領域となるが，自由液面近傍では温度成層流の特徴である高温領域が持続している。中間熱交換器吸込口で温度が急激に低下する現象が見られるが，これは，大きな温度こう配をもつ成層界面の通過に伴って生じる特性である。この成層界面の上昇速度は，成層界面が中間熱交換器吸込口よりも下方にある場合には，炉心出口の流速に比例し，また，それより上方にある場合にはRi数に逆比例するという結果が得られた[7]。

3.3　熱衝撃低減構造の検討

成層界面の通過に伴って生じる炉内機器への熱衝撃を緩和できる構造を実験的に検討し，(1) 中間熱交換器吸込口を自由液面に近い位置に設置するほど熱衝撃に緩和できるが，自由液面で渦が発生しやすくカバーガスの巻込のおそれが生じる，

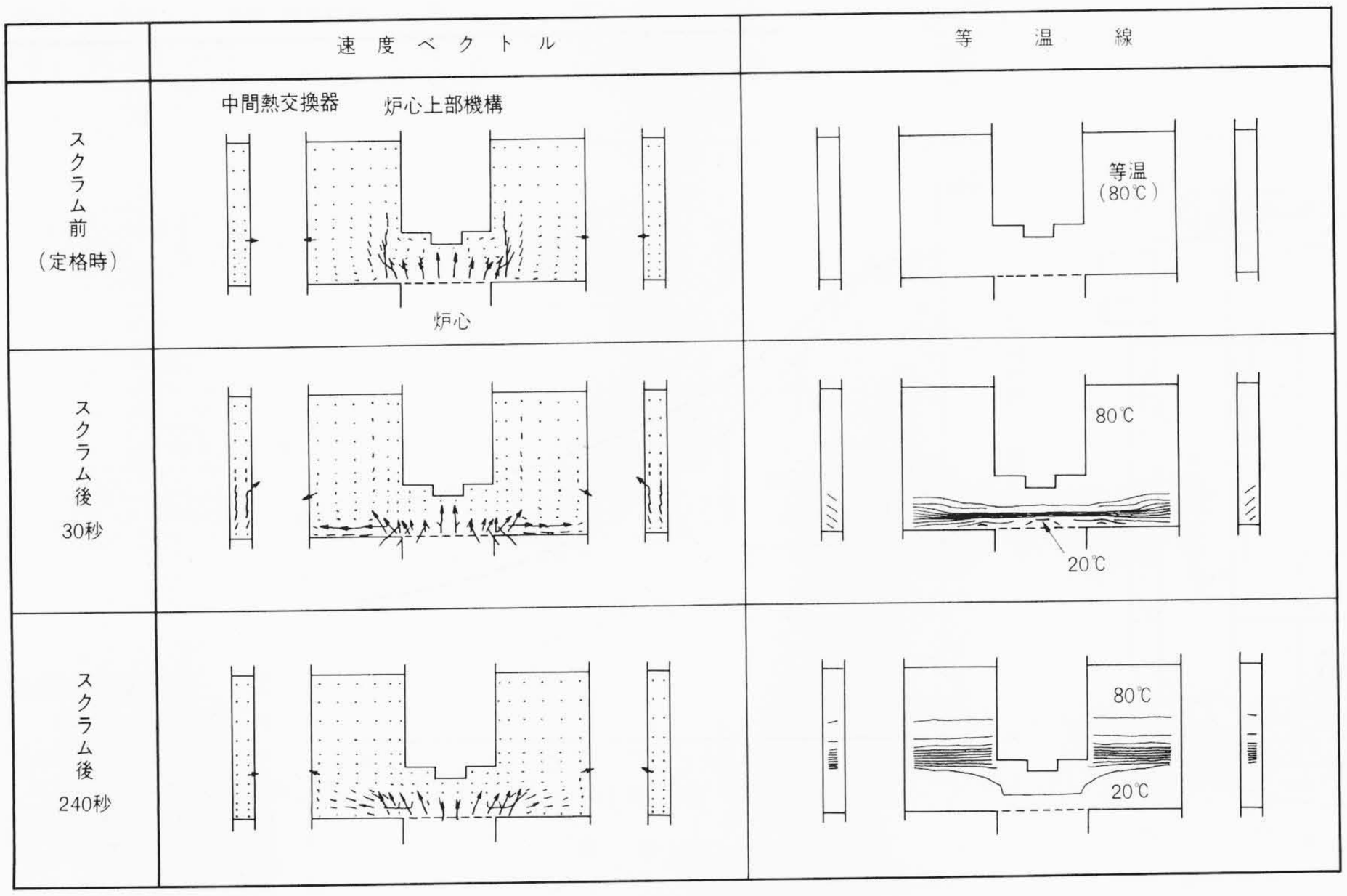


図6　高温プレナム内流速・温度の3次元解析例　原子炉トリップ時に生じる温度成層流をTHERVIS-IIIで予測した例を示す。

(2) 炉心出口の整流格子を取り除くと，成層界面での温水と冷水との混合が促進され，熱衝撃が緩和できるが，自由液面で渦の発生しやすいなどの結果を得た。この熱衝撃と自由液面での渦の発生の問題に対する解決策の一つを**図8**に示す。すなわち，中間熱交換器周りに上部と下部に吸込口をもつ2段吸込型外筒を設け，自由液面近傍の流速を遅くして，渦の発生を抑制するとともに低温流体を下方から流出させることにより，成層界面での温度落差を小さくすることをねらった構造である。同図には，この熱衝撃緩和構造を実規模体系に適用した場合の，原子炉トリップ時での中間熱交換器上部管板部での温度変化を，THERVIS-IIIで解析した結果が示してある。これらの実験及び解析から2段吸込型外筒が熱衝撃の緩和に効果があるとの結果を得た。

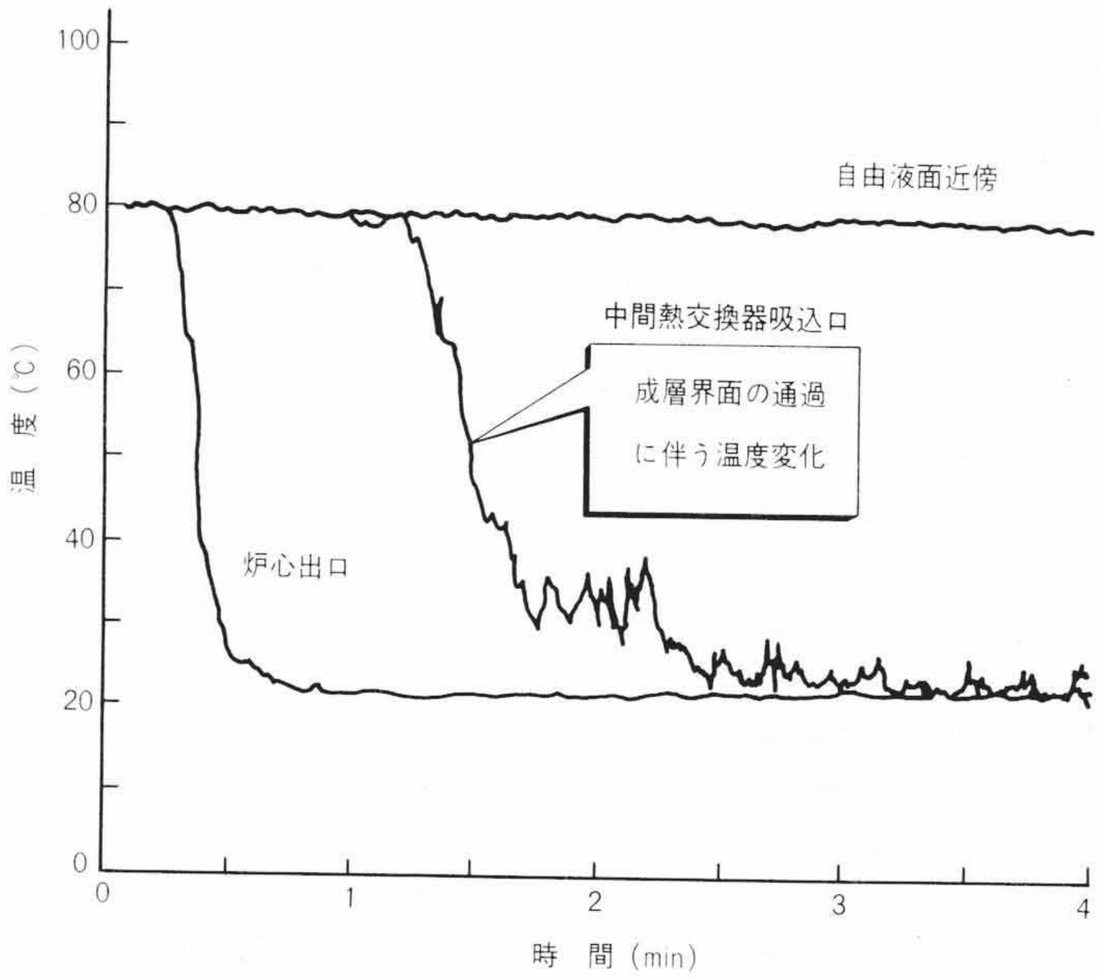


図7 原子炉トリップ時での高温プレナム内の温度変化 原子炉トリップ時には成層界面が形成され，その通過時に炉内機器に大きな熱衝撃が加わる。

4 プラント動特性解析手法

高速増殖炉プラントの設計研究では，冷却系系統数，冷却方式，機器配置，制御系の最適化を図るため，各種のプラント機器構成について熱流動過渡特性を解析し，優劣を比較・検討する。したがって，これに使用する解析プログラムは，対象とするプラントの構造が固定されたものではなく，入力データによって任意に変更できるものが望ましい。この要求を満たすため，汎用動特性解析プログラムFOSTERを開発した[10]。

FOSTERは汎用性を持たせるため，モジュール構成となっているが，このモジュールを機器レベルでなく熱過渡解析に必要な計算機能レベルにまで分解した点にこのプログラムの特徴がある。すなわち，高速増殖炉プラントモデルは，炉心及びナトリウム，水・蒸気，空気などの熱輸送媒体，伝熱管・構造材などの熱伝導媒体，制御系の組み合わせで表現できることに着目し，それぞれに対して**表1**に示すような計算モジュールを用意した。

表1 FOSTERを構成するモジュール 構成要素ごとに，それぞれ適したモデル化と計算法を用いている。

モジュール		特徴(対象・モデル・数値計算法)
炉心	出力計算	一点近似，遅発中性子6群
	反応度計算	ドップラー，被覆管・冷却材温度
	燃料ピン温度計算	半径方向1次元熱伝導計算
ナトリウム系	流動計算	任意の流路ネットワーク，陰解法
	熱輸送計算	特性曲線法
水・蒸気系	流動・圧力計算	任意の流路ネットワーク，陰解法
	エンタルピー輸送計算	特性曲線法
空気系		強制通風又は自然循環
伝熱壁		円環又は平板，1次元熱伝導計算
制御系		制御要素(積分，むだ時間など)16種

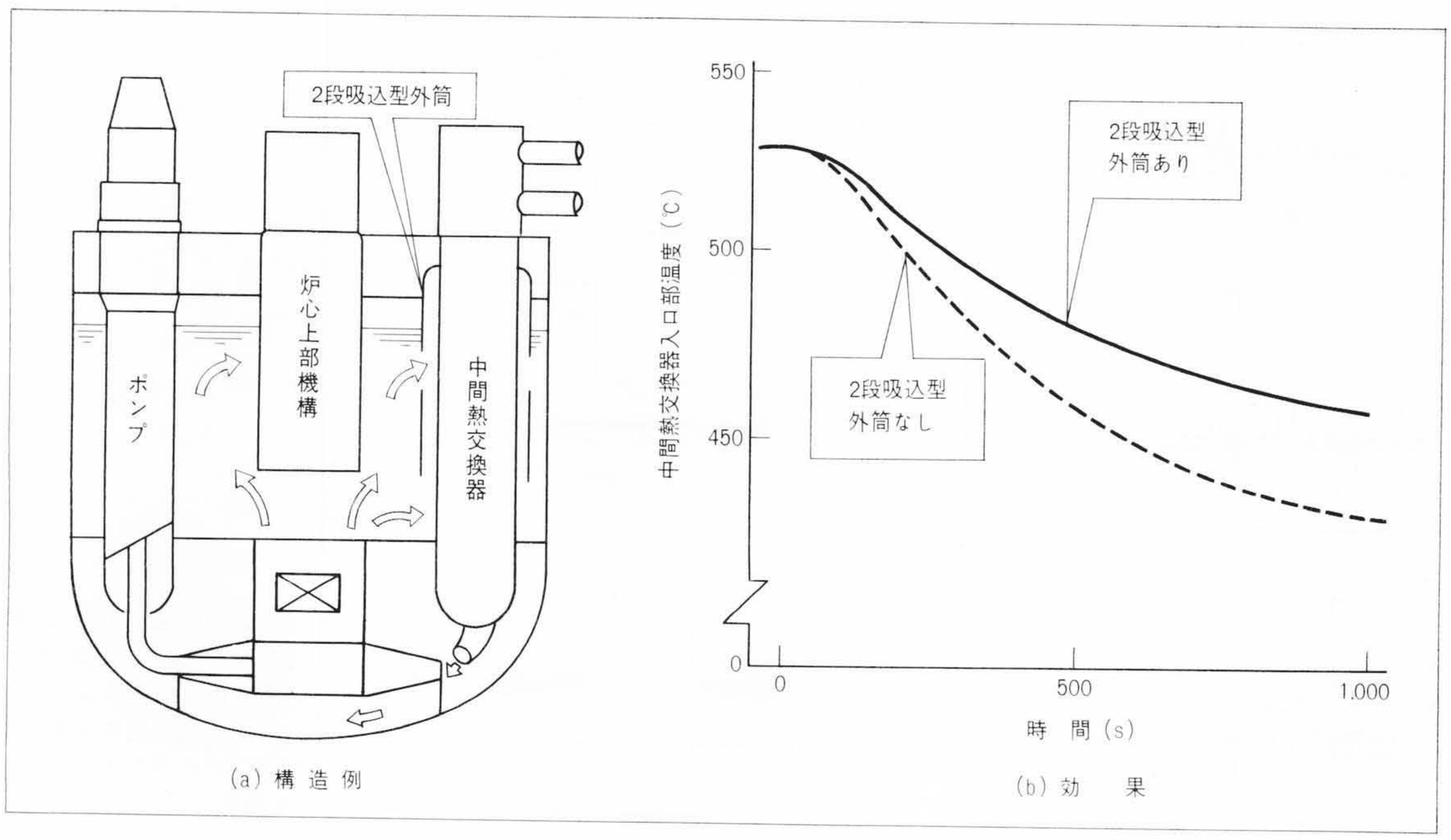


図8. 熱衝撃緩和構造の一例とその効果
中間熱交換器に2段吸込型外筒を設けることにより，原子炉トリップ時に炉内機器に加わる熱衝撃を緩和できる。

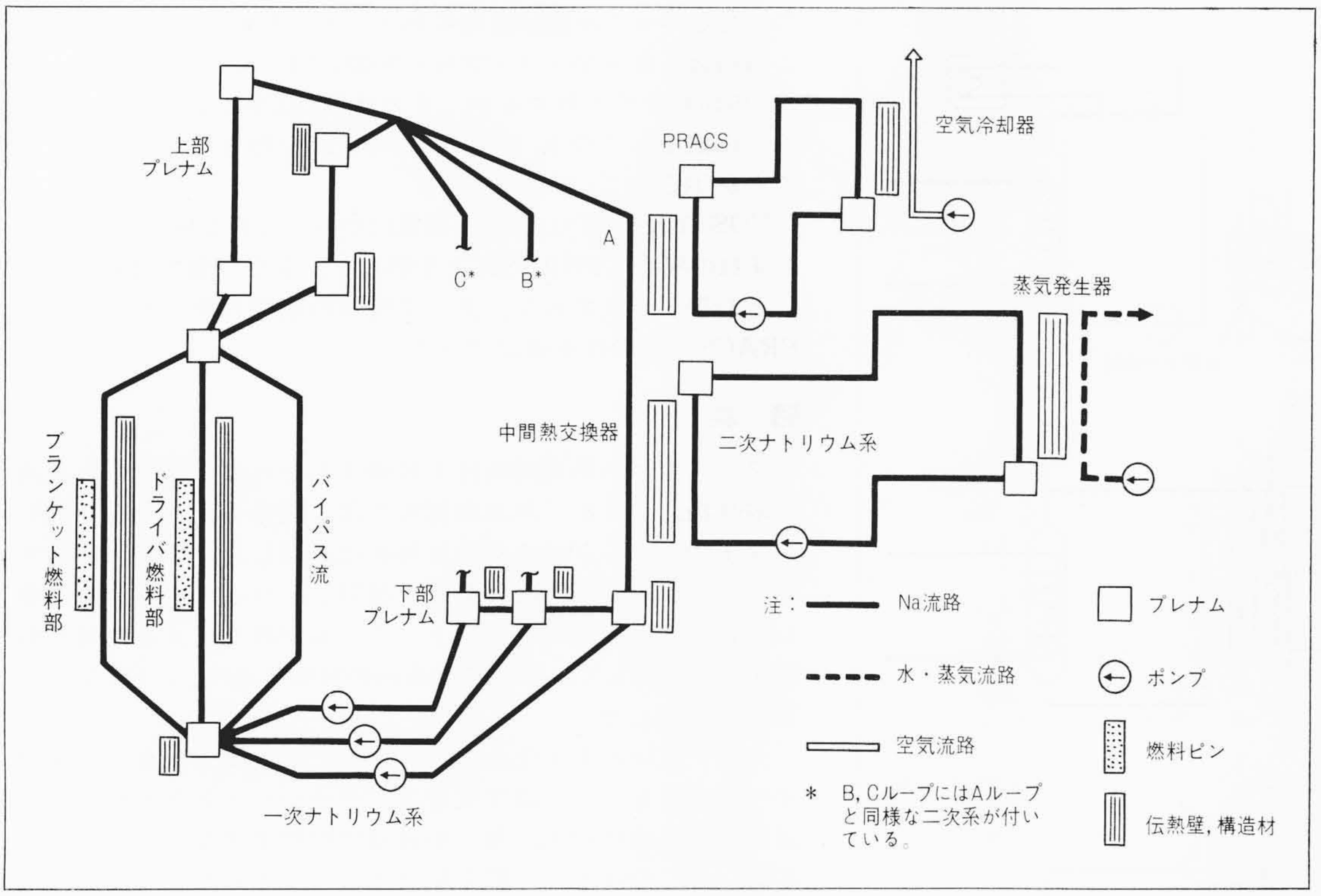


図9　タンク型炉冷却系のモデル化　FOSTERプログラムでは，このように冷却系を構成要素に分けて取り扱う。

炉心出力は，一点炉・Prompt Jump近似・遅発中性子6群動特性方程式により計算し，反応度としては，スクラム・外乱のほか，ドップラー効果，被覆管・冷却材温度変化によるものを考えている。複数の燃料ピンを扱うことができ，各ピンの発熱量が炉心出力に比例するとして比例定数を入力で与える。

ナトリウム系及び水・蒸気系の流路は，分岐・合流を自由に組み替えることができるようになっており，弁・ポンプなどの機器も取り扱える。流路中に燃料ピン，伝熱壁を任意の位置に指定でき，これにより燃料集合体，熱交換器などを表わす。

制御系モジュールは比例・積分・不感帯・ヒステリシススイッチなど16種の基本要素を用意してあり，これを組み合わせて出力制御系，プラント保護系などを模擬する。

プログラムの検証のためFOSTERを動力炉・核燃料開発事業団の高速実験炉「常陽」で実施された自然循環冷却試験[11]などの解析に適用し，温度・流量とも最大変化幅の5％以内で一致することを確認した。また米国・ゼネラル エレクトリック社の動特性解析プログラムとのクロスチェックも行なっている。

タンク型炉の冷却系を熱過渡解析用にモデル化した例を**図9**に示す。この例では4ループのうち2ループは同一の挙動を示すと仮定し，これをCループで代表させてある。

炉心はドライバ燃料部，ブランケット燃料部の2領域に分けて扱い，このほかにバイパス流を考える。タンク型炉の熱過渡解析で最も問題となるのは主容器高温プレナムでの温度成層化現象であるが，このモデル化例では高温プレナムを四つの異なる高さにあるプレナムで近似した。前述のTHERVIS-IIIプログラムによる解析結果と比較して，このプレナムモデルにより，原子炉トリップ時などに上部プレナム出口で同じ温度変化が得られることを確認してある。

一次ナトリウムは高温プレナムからそれぞれ各ループに分岐し，PRACS (Primary Reactor Auxilialy Cooling System)，中間熱交換器を経て低温プレナムに達し，ポンプにより再び炉心に送り込まれる。中間熱交換器では伝熱管外側に二次ナトリウム系が接しており，蒸気発生器に至るループを形成している。この例では，蒸気発生器は一体貫流型を採用している。給水系，タービン系は省略してあり，計算の境界条件として給水流量，蒸気発生器出口圧力の変化を入力で与える。PRACS系についても同様に，空気流に熱を伝えるナトリウムループが作られている。容器壁，ラッパー管など大きな熱容量をもっているものの蓄熱効果を模擬するため，随所に構造材をモデル化してある。

5　崩壊熱除去システムの評価

5.1　崩壊熱除去システム

崩壊熱除去システムとしては，**図10**に示すようにIRACS (Intermediate Reactor Auxilialy Cooling System)，PRACS，DRACS (Direct Reactor Auxilialy Cooling System)などがある。IRACSは二次主冷却系の一部を兼用する型式であるため，通常運転モードからの切換えが容易で，原子炉構造などへの影響が少ないという利点をもつ反面，二次主冷却系を工学的安全施設として品質の高い設計を行なう必要がある。一方，二次主冷却系とは独立した除熱系をもつPRACS及びDRACSは，二次主冷却系以降を通常施設として設計できる反面，PRACSでは中間熱交換器構造設計への影響を十分配慮する必要がある。DRACSではDHX (Direct Heat Exchanger)の除熱能力評価及び原子炉構造の設計への影響を十分配慮する必要がある。このように各型式とも一長一短があり，信頼性，運転性，経済性などの項目のうち，何を優先させるかにより選定型式が異なってくるのが現状である。

5.2　PRACS除熱特性評価

前述の崩壊熱除去システムのうち，合理化のポテンシャルが高く，かつ崩壊熱除去など起動時の熱流動特性が優れているPRACSの除熱特性をFOSTERを用いて解析した。**図11**に解析結果の一例として，原子炉トリップ後4ループあるPRACS

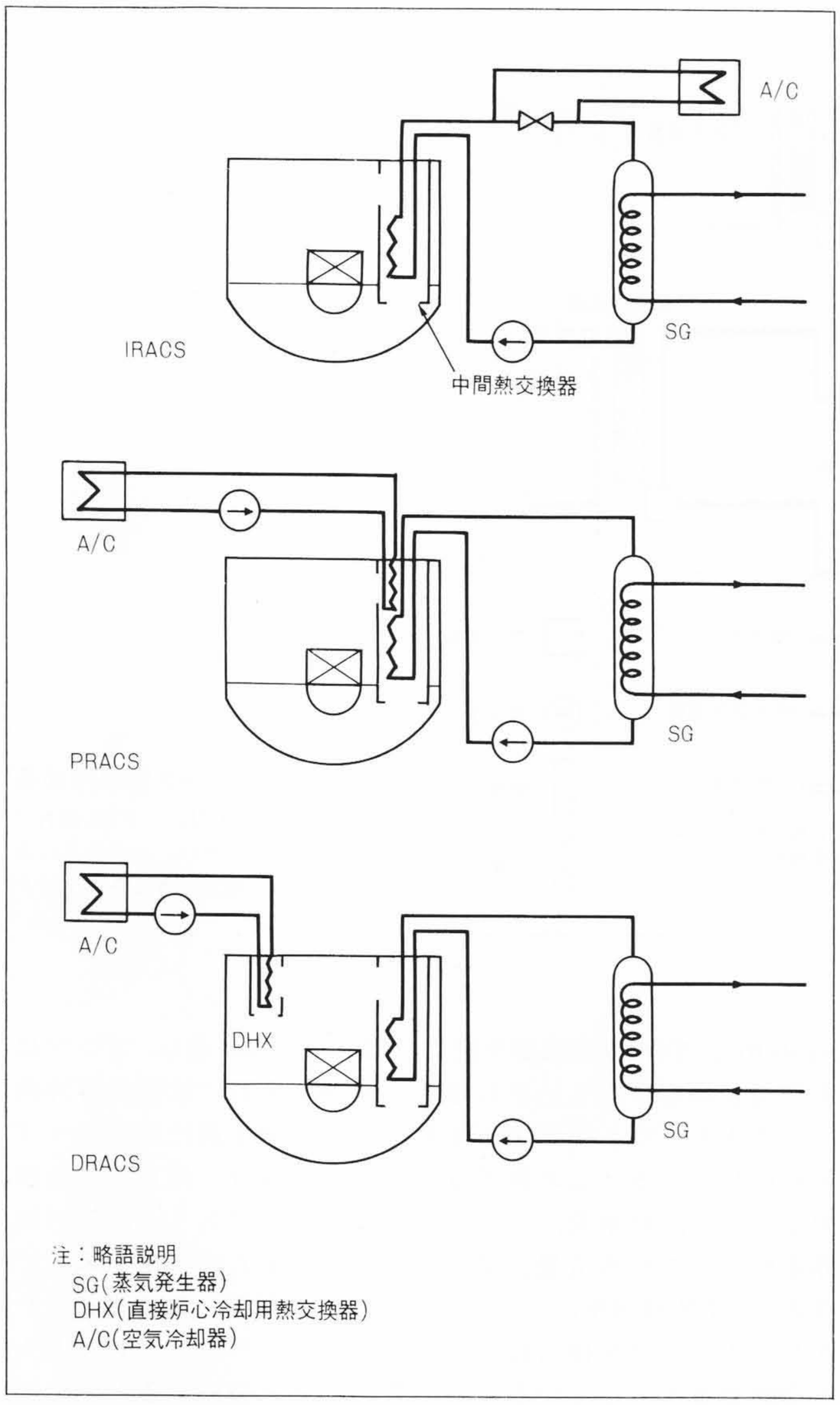


図10 崩壊熱除去システムの構成 IRACS，PRACS及びDRACSのシステム説明図を示す。

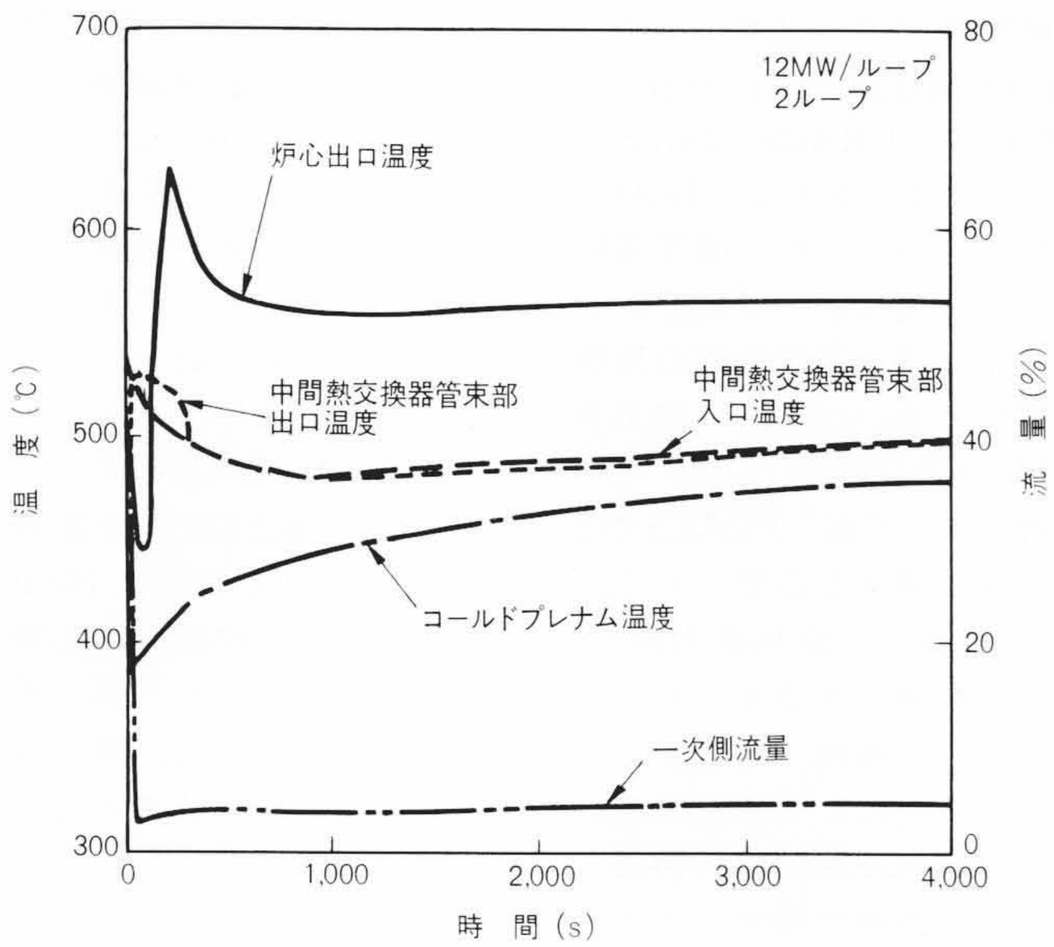


図11 FOSTERによるPRACS除熱特性の解析例 原子炉トリップ後の崩壊熱をPRACSで安全に除去できる。この計算では，PRACS 2ループ強制循環除熱としている。

のうち2ループが強制循環除熱モードで起動した場合を示す。この場合，原子炉トリップ後約200秒で炉心出口温度はいったん約640℃まで上昇するが，その後PRACSによる除熱により徐々に低下してゆき，安全に炉心冷却を行なうことができることが示されている。

FOSTERを用い，種々の事象について同様な解析を行ない，いずれの場合もPRACSにより炉心を安全な状態で冷却できることが確認されており，タンク型炉の崩壊熱除去系としてのPRACSの有効性を確認できた。

6 結 言

タンク型炉の熱流動特性を評価するために，非定常の乱流が取り扱える3次元熱流動解析手法を開発し，熱衝撃の厳しい原子炉トリップ時の熱過渡解析に適用した。更に，模型実験と解析から熱衝撃緩和構造を検討し，ひとつの解決策を示した。また，任意のプラントシステムが取り扱える動特性解析手法を開発して，崩壊熱除去系の解析に適用し，PRACSの有効性を示した。

タンク型炉の実用化を進める上で，熱流動の観点から検討すべき項目として，温度成層流，サーマルストライピング，密閉容器内自然対流，原子炉容器内自然循環などが挙げられるが，ここではその一部を紹介するにとどめた。

参考文献

1) T.Kojima : Cost Reduction Strategies for the DFBR in JAPAN, Proceedings of the IAE International Symposium on LMFBR Development, 170(1984), Tokyo, Japan
2) S.Terasawa, et al. : HITACHI's Dowry in Cost Reduction Approach for Large Tank-Type LMFBR, Proceedings of the IAE International Symposium on LMFBR Development, 194(1984), Tokyo, Japan
3) M.Yamakawa, et al. : Thermal Hydraulic Analysis in LMFBR Plenum, Proceeding of CNS/ANS International Conference on Numerical Methods in Nuclear Engineering, **2**, 949(1983), Montreal, Canada
4) 大塚，外：粘性流体の汎用3次元熱流動解析プログラムTHERVIS-III，日本原子力学会予稿集，**1**，17(1983-9)
5) J.A.Meijerink, et al. : An Interative Solution Method for Linear Systems of which the Coefficient Matrix is a Symmetric Matrix, Math. Comp. **31**, 148(1966)
6) K.Hanjalic, et al. : A Reynolds-Stress Model of Turbulence and its Application to a Symmetric Shear Flows, J.Fluid Mech. **52**, 609(1972)
7) 大塚，外：ナトリウム温度成層化実験，第21回日本伝熱シンポジウム講演論文集，37(1984-5)
8) 大塚，外：FBR炉容器内熱流動特性，(III)Naを用いた温度成層化実験解析，日本原子力学会予稿集，**1**，71(1984-3)
9) 後藤，外：FBR炉容器内熱流動特性，(IV)タンク炉高温プレナム全体縮尺模型実験，日本原子力学会予稿集，**1**，296(1985-3)
10) T.Hashimoto, et al. : Development of a Dynamic Analysis Program for LMFBR Plants, Trans. ANS, **45**, 414(1983-10)
11) 鈴木，外：高速実験炉「常陽」における自然循環試験，日本原子力学会誌，**25**，[9]，729(1983-9)