

J A E R I - M
94-037

LOFT L2-5試験データによるPWR大破断LOCA
事象に対するREFLA/TRACコードの予測性能評価

1994年3月

秋本 肇・大貫 晃・村尾 良夫

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-41 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura,
Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1994
編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

LOFT L 2 - 5 試験データによるPWR大破断LOCA事象に対する
REFLA/TRACコードの予測性能評価

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

秋本 肇・大貫 晃・村尾 良夫

(1994年2月2日受理)

REFLA/TRACコードは、軽水炉内の熱水力挙動解析のために原研で開発を進めている最適予測コードである。REFLA/TRACコードは米国で開発された原子炉過渡解析3次元コードTRAC-PF1/MOD1を骨組みとしており、軽水炉の安全評価解析コードの検定、事故解析、事故シミュレーション、新型軽水炉の設計に用いることを目的としている。これまで、再冠水モデル、凝縮モデル、界面摩擦モデル、壁面摩擦モデル等を改良し、その妥当性を種々の分離効果試験データを用いて検証してきた。本報告書は、PWR大破断LOCA時のシステム挙動に対する予測性能を総合的に評価することを目的にLOFT L 2 - 5 試験データを用いて行ったREFLA/TRACコードの予測性能評価結果をまとめたものである。

REFLA/TRACコードにより、破断流量、非常用炉心冷却水のバイパス及び被覆管温度履歴を良好に予測できた。また、計算時間はTRAC-PF1/MOD1コードの約1/3であった。REFLA/TRACコードによりPWR大破断LOCA時のシステム内熱水力挙動を安定かつ高速に実用上十分な精度で予測できることを確認できた。

Assessment of Predictive Capability of REFLA/TRAC Code for
Large Break LOCA Transient in PWR using LOFT L2-5 Test Data

Hajime AKIMOTO, Akira OHNUKI and Yoshio MURAO

Department of Reactor Engineering
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received February 2, 1994)

The REFLA/TRAC code is a best estimate code developed at Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) to provide advanced predictions of thermal hydraulic transient in light water reactors (LWRs). The REFLA/TRAC code uses the TRAC-PF1/MOD1 code as the framework of the code. The REFLA/TRAC code is expected to be used for the calibration of licensing codes, accident analysis, accident simulation of LWRs, and design of advanced LWRs. Several models have been implemented to the TRAC-PF1/MOD1 code at JAERI including reflood model, condensation model, interfacial and wall friction models, etc. These models have been verified using data from various separate effect tests. This report describes an assessment result of the REFLA/TRAC code, which was performed to assess the predictive capability for integral system behavior under large break loss of coolant accident (LBLOCA) using data from the LOFT L2-5 test.

The assessment calculation confirmed that the REFLA/TRAC code can predict break mass flow rate, emergency core cooling water bypass and clad temperature excellently in the LOFT L2-5 test. The CPU time of the REFLA/TRAC code was about 1/3 of the TRAC-PF1/MOD1 code. The REFLA/TRAC code can perform stable and fast simulation of thermal hydraulic behavior in PWR LBLOCA with enough accuracy for practical use.

Keywords: Reactor Safety, PWR Type Reactor, Loss-of-coolant, LOFT, REFLA/TRAC, Heat Transfer, Two-phase Flow, Numerical Simulation

目 次

1. 緒 言	1
2. 試験条件と計算条件	3
2. 1 試験条件	3
2. 2 計算条件	4
3. 定常設定計算結果と検討	42
3. 1 1次系内の圧力分布の設定	42
3. 2 定常設定計算結果と測定結果の比較	43
4. 過渡計算結果と検討	44
4. 1 減圧挙動と破断ループにおける熱水力挙動	44
4. 2 健全ループにおける熱水力挙動	47
4. 3 原子炉容器内における熱水力挙動と炉心冷却挙動	49
4. 4 計算時間	52
5. 結 論	65
謝 辞	65
参考文献	66

1. 緒 言

原研では軽水炉事故最適予測コードREFLA/TRACの整備をすすめている。REFLA/TRACコードは、軽水炉の安全評価解析コードの検定、事故解析、事故シミュレーション、新型軽水炉の事故解析や設計に用いることを目的としている。REFLA/TRACコードは、米国の原子炉過渡解析3次元コードTRAC-PF1/MOD1⁽¹⁾をコードの骨組として、可能な限り物理的に忠実に現象を記述したモデルを組み込むことで将来のECCS等の設計変更に対応できる様にすることをめざしている。

REFLA/TRACコード整備の第一段階として、種々のPWR大破断LOCA模擬実験を対象として、TRAC-PF1コードの予測性能を評価した。⁽²⁾ その結果、より精度の高い解析を行うためには、ダウンカマにおける非常用炉心冷却水バイパスモデル、蓄圧注入系作動時の凝縮モデル、再冠水時の炉心熱水力モデルの見直し等が必要であることがわかった。

次に、予測性能に問題のあった対向流モデル、再冠水時の炉心熱水力モデル、凝縮モデル、圧力損失計算モデル等の改良を実施した。対向流モデルについては、対向流領域の壁面摩擦モデルと界面摩擦モデルを改良し、落水量の予測精度を改善した。⁽³⁾ 再冠水時の炉心熱水力モデルについては、原研で開発した再冠水解析コードREFLA⁽⁴⁾の物理モデルを参考にして、低流量域における界面摩擦モデルの改良、膜沸騰熱伝達相関式の改良、クエンチモデルの改良等を行い、炉心内蓄水挙動と燃料棒冷却挙動に対する予測精度を改善した。^{(5), (6), (7)} 凝縮モデルについては、凝縮速度が過大評価されて非現実的な減圧が生じるのを防ぐために、凝縮量を流入蒸気量以下に制限するモデル（簡易凝縮モデルと呼ぶことにする）を組み込み、計算を安定化させた。⁽⁸⁾ 圧力損失計算については、壁面摩擦力の気液分配方法および壁面摩擦相関式の改良、面積急変部における運動量保存式の見直しを行い、圧力損失計算の精度を改善した。⁽⁹⁾

上述のように種々の改良モデルがREFLA/TRACコードに新たに組み込まれている。改良にあたり、運動量保存式の差分方法、壁面摩擦モデル、壁面熱伝達モデル、界面摩擦モデル、界面熱伝達モデル等を変更している。個々の変更の妥当性については、対向流試験、再冠水試験、凝縮試験等の分離効果試験データを用いてチェックしてきた。⁽³⁾⁻⁽⁹⁾ したがって、改良モデルを組み込んだREFLA/TRACコードによりTRACコードよりも精度の高い計算が行えると思われる。

しかしながら、大破断LOCA事故総合試験の一貫解析を行うと、分離効果試験とは異なった状態を推移して思わぬ条件で改良モデルが適用され、新たに組み込んだモデルが開発された条件の範囲外に対しても適用される可能性がある。また、改良モデルと原モデルとの接続方法が不適切であると、接続部分で評価値が急変して計算が不安定となる可能性もある。改良にあたり、改良モデルの適用範囲を考慮し、接続部分の特性をチェックしているのであるが、変更の際の不手際で上述のようなことが混在する可能性を否定できない。

本報告は、LOFT L2-5試験^{(10), (11)}データを用いてREFLA/TRACコードの予測性能を評価した結果をまとめたものである。LOFT試験装置は、PWRを構成する主要な機器を模擬しており、炉心部に核燃料が使用されている。体積スケールも4ループPWRの1/50で、高圧からの大破断LOCA試験を行える総合試験装置としては世界で最も大規模である。LOFT L2-5試験はPWRの200%コールドレグ破断を模擬した総合試験である。PWRの安全評価解析と同様に所外電源喪失とECCSの起動開始の遅れ時間が考慮して、

実施された試験であり、PWR大破断LOCA模擬実験として最も典型的な試験である。

総合試験では、炉心部、ループ部等の挙動が相互に影響しあう。そのように種々の現象が複合化された状況に対する予測性能を把握することがLOFT L2-5試験データによる予測性能評価のねらいである。したがって、分離効果試験とは異なって個別の現象に対する予測性能を評価するのではなく全体のバランスを評価すること、すなわち、

- (1) 大破断LOCA時のシステム内熱水力挙動の一貫解析を安定に行えることを確認する。
- (2) 新たに組み込んだ改良モデルが計算の不安定や非物理的な予測の原因となり精度を劣化させていることがないことを確認すること。
- (3) 改良モデルが計算結果に与えた影響を把握すること。

を主な目的とした。(3)の検討のために、同一条件でTRAC-PF1コードを用いての計算を行い、REFLA/TRACコードによる計算結果と比較検討した。

以下、第2章では、LOFT L2-5試験の試験条件および計算に用いた入力データ等の計算条件について述べる。第3章では、定常設定計算結果について述べ、破断開始時の初期条件の計算結果を測定結果と比較する。第4章では、過渡計算結果について述べ、REFLA/TRACコードの計算結果を測定結果と比較することで予測性能を評価するとともに、TRAC-PF1コードの計算結果と比較し改良モデルが計算に与えた影響について検討する。第5章では、本評価により得られた結果をまとめる。

2. 試験条件と計算条件

本章では、LOFT L2-5試験の試験条件および計算に用いた入力データについて述べる。

2.1 試験条件^{(10),(11)}

2.1.1 試験装置

LOFT試験装置の概要を図2.1.1に示す。LOFT試験装置は熱出力50MWの加圧水型原子炉であり、核加熱炉心を有する原子炉容器、蒸気発生器・加圧器・ポンプ2基を備えた健全ループ、蒸気発生器模擬部とポンプ模擬部を備えた破断ループ、急開プローダウンバルブ、プローダウンサプレッション系並びに2系統の低圧注入ポンプ・2系統の高圧注入ポンプ・蓄圧器2器を備えた非常用炉心冷却系から構成される。LOFT試験装置は商用4ループPWRの主要な機器を模擬して設計されており、PWRの冷却材喪失事故時の熱水力挙動等についての試験データを得ることを目的としている。LOFT試験装置の体積スケールは4ループPWRの1/50であり、大破断LOCA総合試験装置として世界最大の規模を有している。

図2.1.2に原子炉容器の概要を示す。原子炉容器には、環状のダウンカマ、下部プレナム、下部炉心支持板、炉心と上部プレナムがある。

炉心部は、図2.1.3に示すように、5体の矩形燃料集合体(15X15型燃料集合体)と4体の三角形燃料集合体により構成されている。燃料棒の発熱長さは1.67mである。燃料は濃縮度4%、理論密度の0.93倍のUO₂からなる。燃料ペレットの外径は9.29mmであり、燃料ペレットの長さは15.24mmである。被覆管材質はジルカロイ4である。被覆管の内径と外径は、それぞれ9.48mmと10.72mmである。

健全ループは、4ループPWRの3ループ分を1ループで模擬している。図2.1.4に健全ループの概要を示す。健全ループは、ホットレグ配管、加圧器、蒸気発生器、ポンプ入口側配管、ポンプ2基及びコールドレグ配管により構成されている。

図2.1.5に破断ループの概要を示す。L2-5試験ではコールドレグ200%破断条件が模擬されている。破断ループの蒸気発生器模擬部とポンプ模擬部には多孔板が装着されていて、実炉の流動抵抗が模擬されている。破断状態は、破断面に取り付けられたオリフィス板により模擬されている。また、急開プローダウンバルブを急開することにより、瞬時破断条件を模擬している。

2.1.2 試験条件^{(10),(11)}

LOFT L2-5試験では、コールドレグの瞬時両端破断を模擬している。所外電源喪失を仮定し、1次冷却材ポンプが破断直後に停止することを想定している。また、ディーゼル発電機の起動遅れ時間を考慮している。

表2.1.1にL2-5試験の主要な初期条件(測定結果)を示す。

表2.1.2にLOFT L2-5試験で得られた主要な現象のタイミングをまとめた。

破断ループの急開ブローダウンバルブを開くことで試験は開始された。圧力低信号により、原子炉は0.24秒にスクラムされた。1次冷却材ポンプは、0.94秒にオペレータによりトリップされ、コーストダウンを開始した。コーストダウン中ポンプのフライホイールは接続されなかった。炉心上部では、破断後12秒から23秒頃に一時的なりウェットが観察された。健全ループのコールドレグ部への蓄圧器からの注水は、16.8秒に、高圧注入系(HPIS)と低圧注入系(LPIS)からの注水は、23.90秒と37.32秒に、それぞれ開始された。28.47秒に、最高被覆管温度1078Kが観察された。炉心は65秒にクエンチされた。107.1秒にLPISが停止され、実験を終了した。

実験中、ブローダウンサプレッション系のスプレイ系を調節することで、破断口の圧力を自動的に調節した。

2. 2 計算条件

2. 2. 1 入力モデル

形状データはLOFT実験装置のシステム記述書⁽¹⁰⁾に、初期値条件と境界条件はL2-5試験のデータレポート⁽¹¹⁾に基づいて入力データを設定した。

計算で使用した入力モデルの全体構成を図2.2.1に示す。

原子炉容器部分は、1次元コンポーネントモデルを組み合わせてモデル化した。炉心部はCOREコンポーネントモデルを用いてモデル化した。また、ダウンカマ部・下部プレナム部・上部プレナム部は、TEEコンポーネントモデルを組合せて表わした。

健全ループのホットレグ部と加圧器は、TEEコンポーネントモデル、PRIZERコンポーネントモデル及びPIPEコンポーネントモデルを用いてモデル化した。

健全ループの蒸気発生器(steam generator: SG)は、STGENコンポーネントモデルによりモデル化した。蒸気発生器の2次側には、図2.2.1に示したように、FILLコンポーネントモデル、VALVEコンポーネントモデル及びBREAKコンポーネントモデルを接続し、2次側の給水流、圧力等の条件を設定した。

蒸気発生器と1次冷却材ポンプの接続配管は、TEEコンポーネントモデルによりモデル化した。

健全ループの1次冷却材ポンプは、2つのPUMPコンポーネントモデルを用いてモデル化した。

健全ループのコールドレグ部は、2つのTEEコンポーネントモデルによりモデル化した。また、枝管側は非常用炉心冷却系の注入用配管に対応している。FILLコンポーネントモデルを用いて、非常用炉心冷却系からの注入流量を設定した。

LOFT試験装置では、破断ループの蒸気発生器とポンプ模擬部では多孔板によって流動抵抗が模擬されているが、2次側形状やポンプ機能は模擬されていない。そこで破断ループは、STGENコンポーネントモデルやPUMPコンポーネントモデルを用いずに、TEEコンポーネントモデルによりモデル化した。

以下、各コンポーネントモデルの詳細についてまとめる。

原子炉容器部に対する入力モデル

図2. 2. 2にダウンカマ部入力モデルの詳細を示す。TEEコンポーネントモデルの主管部分は、健全ループと破断ループのコールドレグ配管との接続部分に対応している。一方、枝管部分はダウンカマの環状流路をモデル化している。なお、図2. 2. 2において、DXはセル長さ(m)を、VOLはセル体積(m^3)を、FAはセル端流路面積(m^2)を、FRICはセル端における付加摩擦損失係数(無次元数)を、GRAVをセル端の傾きを、HDはセル端における流路等価直径(m)を、それぞれ示している。以下の入力データの説明図でも同一の表記法を使用している。

下部プレナム部は、図2. 2. 3及び図2. 2. 4に示した2つのTEEコンポーネントモデルによりモデル化した。図2. 2. 3に示したコンポーネントモデルの主管側のセル1および2は、ダウンカマ流路の下部にあたる。

炉心部分は、図2. 2. 5に示したCOREコンポーネントモデルによりモデル化した。再冠水モデルに対する感度解析結果によれば、セル長さを10cm以下にするとセル分割に対する依存性が小さかった。⁽⁶⁾そこで、炉心部分を20セルで分割し、最大セル長さを約10cmとした。グリッドスペーサの取付部にはKファクターで1相当の付加摩擦損失係数を設定した。

上部プレナム部分は図2. 2. 6に示したTEEコンポーネントモデルによりモデル化した。TEEコンポーネントモデルの主管側は炉心上部の空間並びに上部ヘッド部分に、枝管側は図2. 2. 7に示したTEEコンポーネントモデルを介して、健全ループおよび破断ループのホットレグに接続される。

健全ループ部に対する入力モデル

健全ループのホットレグ部と加圧器部は、それぞれ、TEEコンポーネントモデル(図2. 2. 8)、PRIZERコンポーネントモデル(図2. 2. 9)及びPIPEコンポーネントモデル(図2. 2. 10)を用いてモデル化した。図2. 2. 8において、TEEコンポーネントモデルの主管側はホットレグ配管の原子炉容器から加圧器サージライン取付部までの部分に、枝管側が加圧器サージラインに、それぞれ対応する。図2. 2. 9に示したPRIZERコンポーネントモデルの上端は、流速ゼロのFILLコンポーネントモデルに接続し、閉塞されていることを表した。図2. 2. 10に示したPIPEコンポーネントモデルによりホットレグ配管の加圧器サージライン取付部から蒸気発生器入口プレナムまでの部分を表した。この区間にはベンチュリーの流路縮小部分が含まれている。

健全ループの蒸気発生器(steam generator: SG)は、図2. 2. 11に示したように、STGENコンポーネントモデルによりモデル化した。1次側のセル1とセル10はそれぞれ蒸気発生器の入口プレナムと出口プレナムに対応し、セル2からセル9までは伝熱管部に対応する。蒸気発生器の2次側には、FILLコンポーネントモデル、VALVEコンポーネントモデル及びBREAKコンポーネントモデルを接続し、2次側の給水流量、圧力等の条件を設定した。設定値の詳細は2. 2. 2項で後述する。2次側のセル6の上端面の付加摩擦損失係数は 10^{30} としてTRACコード組み込みの気水分離モデルを使用した。

蒸気発生器と1次系ポンプの接続配管は、図2. 2. 12に示したTEEコンポーネントモデルによりモデル化した。主管側のセル1はポンプ1に、セル7はポンプ2に、枝管側は蒸気

発生器出口プレナムに接続する。

1次冷却材ポンプは、図2.2.13及び図2.2.14に示したPUMPコンポーネントモデルを用いてモデル化した。ポンプ曲線はTRACコードに内蔵されているLOFTポンプデータを用いた。実測されたポンプ回転速度を境界条件として与えた。ポンプ回転速度の入力値は2.2.2項で述べる。

健全ループのコールドレグ部は、ポンプ側の部分を図2.2.15に示したTEEコンポーネントモデルにより、原子炉容器側部分を図2.2.16に示したTEEコンポーネントモデルによりモデル化した。ポンプ側のTEEコンポーネントモデルの主管側セル1と枝管側が1次冷却材ポンプに接続する。主管側のセル5は原子炉容器側のコールドレグ配管に接続する。図2.2.16に示したTEEコンポーネントモデルの主管側は、コールドレグ配管の原子炉容器側の部分に対応する。また、枝管側は非常用炉心冷却系の注入用配管に対応する。

破断ループ部に対する入力モデル

図2.2.17に破断ループ蒸気発生器側ループの入力モデルの詳細を示す。主管側セル1は原子炉容器上部プレナムに接続する。セル9からセル15が蒸気発生器模擬部に、セル19からセル21の部分がポンプ模擬部に、それぞれ対応する。また、セル25とセル26の境界面が破断口オリフィスの取付位置に対応する。蒸気発生器模擬部とポンプ模擬部の付加摩擦損失係数の設定方法は第3章で述べる。

図2.2.17においてTEEコンポーネントモデルの枝管側は、再冠水促進用のループに対応させた。L2-5試験では、再冠水促進用のループはバルブが閉じられていたので、TEEコンポーネントモデルの枝管の先端部分には、流速0のFILLコンポーネントモデルを接続し、閉じていていることを表した。

破断ループの蒸気発生器側ループに取り付けられた急開プローダウンバルブは、図2.2.18に示したVALVEコンポーネントモデルにより表わした。バルブ開度は測定値を用いて時間に対するターブル入力により与えた。

破断ループの原子炉容器側ループはTEEコンポーネントモデルにより表わした(図2.2.19)。蒸気発生器側ループと同様に、TEEコンポーネントモデルの枝管側を再冠水促進用のループに対応させた。主管側セル1が原子炉容器ダウンカマ部に接続される。セル5とセル6の境界面が破断口オリフィスの取付位置に対応する。セル10は急開プローダウンバルブに接続される。

破断ループの原子炉容器側ループに取り付けられた急開プローダウンバルブは、図2.2.10に示したVALVEコンポーネントモデルにより表わした。

2.2.2 境界条件と初期条件

以下の諸量をデータレポート⁽¹¹⁾から読み取り、テーブル形式で入力し、計算の境界条件とした。

- 1) 破断ループ原子炉容器側ループのプローダウン弁の開口率
- 2) 破断ループ蒸気発生器側ループのプローダウン弁の開口率
- 3) プローダウンサプレッションタンクの圧力

- 4) 炉心出力
- 5) 健全ループ1次冷却材ポンプの回転速度
- 6) 健全ループ蒸気発生器の2次側の主蒸気流量制御弁の開口率
- 7) 健全ループ蒸気発生器の2次側給水流量
- 8) H P I S注入流量
- 9) L P I S注入流量
- 10) 蓄圧器流入流量
- 11) 炉心出力分布

破断ループ原子炉容器側ループのプローダウン弁の開口率は、データレポートに示されたデータから、破断開始後 5 m s で開き始め 3 5 m s で全開になるとした。図 2. 2. 2 0 に入力データテーブルを示した。

破断ループ蒸気発生器側ループのプローダウン弁の開口率は、データレポートに示されたデータから、破断開始後 5 m s で開き始め 4 0 m s で全開になるとした。図 2. 2. 1 8 に入力データテーブルを示した。

プローダウンサプレッションベッセルの圧力は、プローダウンサプレッションベッセル圧力の計測点 P E - S V - 0 6 0 のグラフから時間-圧力のテーブルを作成し、B R E A K コンポーネントモデルを用いて設定した。表 2. 2. 1 に計算で入力した圧力履歴を示す。

炉心出力は、データレポートに示されたデータから、時間-炉心出力のテーブルを作成し、入力した。スクラム開始時間は 0. 2 4 秒（データレポート記載値）とした。表 2. 2. 2 に計算で入力した炉心出力履歴を示す。

健全ループ1次冷却材ポンプの回転速度は、測定結果から時間-ポンプ回転速度のテーブルを作成し入力した。表 2. 2. 3 及び図 2. 2. 2 1 に計算で入力したポンプ回転速度を示す。ポンプのトリップ開始時間は 0. 9 4 秒（データレポート記載値）とした。

健全ループ蒸気発生器の2次側の主蒸気流量制御弁の開口率は、データレポートに示されたデータから、制御弁は破断開始と同時に閉じ始め、9. 2 6 秒に全閉になるとした。

健全ループ蒸気発生器の2次側給水流量は、測定結果から時間-給水流量のテーブルを作成し F I L L コンポーネントモデルを用いて入力した。表 2. 2. 4 に計算で入力した給水流量履歴を示す。データレポートに示されたデータでは、2. 5 秒以後の流量は 0. 7 5 k g / s (初期値の約 4 %) に保たれていた。この値は測定誤差であると考え、計算では 0 とした。

H P I S注入流量は、データレポートに示されたデータから、時間-注入流速のテーブルを作成し、F I L L コンポーネントモデルを用いて設定した。表 2. 2. 5 に計算で入力した注入流速履歴を、また、図 2. 2. 2 2 には、質量流量の形式により示す。H P I Sの注入は 2 3. 9 秒に開始される。なお、H P I S注入口の流路面積は $9. 0 7 1 3 2 \times 1 0^{-4} \text{ m}^2$ である。また、注入水温は 3 0 3. 2 K で一定であるとした。H P I Sの注入流速 0. 8 3 m / s は、質量流量で表わすと、0. 7 5 2 2 k g / s に相当する。

L P I S注入流量は、データレポートに示されたデータから、時間-注入流速のテーブルを作成し、F I L L コンポーネントモデルにより入力した。表 2. 2. 6 に計算で入力した注入流速履歴を示す。また、図 2. 2. 2 3 には質量流量の形式で示す。L P I Sの注入は 3 7. 3 2 秒に開始される。なお、L P I Sの注入口流路面積は $5. 9 8 9 2 \times 1 0^{-3} \text{ m}^2$ である。注入水温は 3 0 3. 2 K で一定であるとした。L P I Sの注入流速の 1 m / s は、質量流量の 5. 9 9 k g / s に相当する。

蓄圧器注入流量は、データレポートに示された蓄圧器水位のデータから蓄圧器注入流量を求め、時間-注入流速のテーブルを作成し、F I L Lコンポーネントモデルにより入力した。表2.2.7に計算で入力した注入流速履歴を示す。蓄圧器からの注入は16.8秒から開始され、49.6秒に終了する。蓄圧器の出口の流路面積は $3.28522 \times 10^{-2} \text{m}^2$ である。また、注入水温は、図2.2.24に示すように、303.2Kで一定であるとした。注入流速 1.27 m/s は、質量流量で表わすと 41.71 kg/s に相当する。図2.2.25に蓄圧器注入流量とその積算値を示す。

炉心出力分布は、燃料棒の軸方向出力分布は、データレポートに掲載された値から線形内挿により定めた。表2.2.8に計算で用いた入力値を示す。入力値作成に際して、炉心中央部の出力分布と周辺部の出力分布がほぼ相似形であることを確認した。次に、炉心発熱量36.0MW、燃料棒本数1300本、有効発熱長 1.676 m として得られる平均出力に対しての相対発熱比（ピーキング係数）が1.5及び0.5である高出力棒と低出力棒を考慮した。この様にして求めた高出力棒の最高線出力密度は、炉心発熱量36.0MWの時 40.21 kW/m であり、データレポートの記載値 $40.1 \pm 3.0 \text{ kW/m}$ とよく一致した。

燃料棒の半径方向相対出力密度分布は該当する資料を見出せなかったので、ロスアラモス国立研究所で作成されたLOFT-L2-2試験用入力データ⁽¹²⁾と同じ値を用いた。表2.2.9に入力値を示す。

表2.1.1 LOFT L 2-5 試験の主要な初期条件

項目	測定結果
炉出力 (MW)	36.0 ± 1.2
最高線出力密度 (kW/m)	40.1 ± 3.0
ホットレグ圧力 (MPa)	14.94 ± 0.06
1次系冷却材流量 (kg/s)	192.4 ± 7.8
健全ループ ホットレグ流体温度 (K)	589.7 ± 1.6
健全ループ コールドレグ流体温度 (K)	556.6 ± 4.0
ボロン濃度 (ppm)	668 ± 15
加圧器 蒸気体積 (m³)	0.32 ± 0.02
加圧器 液相体積 (m³)	0.61 ± 0.02
加圧器 液相温度 (K)	615.0 ± 0.3
加圧器 液位 (m)	1.14 ± 0.03
破断ループ ホットレグ流体温度 (K)	561.9 ± 4.3
破断ループ コールドレグ流体温度 (K)	554.3 ± 4.2
蒸気発生器 2次側圧力 (MPa)	5.85 ± 0.06
蒸気発生器 2次側流量 (kg/s)	19.1 ± 0.4

表2.1.2 LOFT L2-5試験における主要な事象のタイミング

事 象	時刻 (秒)
試験開始 (プローダウンバルブ開)	0.0
サブクールプローダウン終了 (ホットレグ側破断ループ)	0.043 ± 0.01
原子炉スクラム	0.24 ± 0.01
被覆管温度上昇開始	0.91 ± 0.2
ポンプトリップ	0.94 ± 0.2
サブクールプローダウン終了 (コールドレグ側破断ループ)	3.4 ± 0.5
炉心上部で一時的なリウェット発生が開始する	12.1 ± 1.0
加圧器が空になる	15.4 ± 1.0
健全コールドレグへの蓄圧器からの注水開始	16.8 ± 0.1
炉心上部での一時的なリウェット発生が終了する	22.7 ± 1.0
H P I S 注入開始	23.9 ± 0.02
最高被覆管温度が観察される	28.47 ± 0.02
L P I S 注入開始	37.32 ± 0.02
蓄圧器が空になる	49.6 ± 0.1
炉心部がクエンチされる	65.0 ± 2.0
プローダウンサプレッションタンク圧力の最高値	72.5 ± 1.0
L P I S 注入終了 (実験終了)	107.1 ± 0.4

表2.2.1 ブローダウンサプレッションベッセル圧力

Time (s)	Pressure (MPa)
0	0.097
1	0.180
20	0.280
30	0.270
60	0.270
70	0.310
110	0.300
120	0.310

表2.2.2 炉心出力

Time (s)	Power (MW)	Time (s)	Power (MW)
0	36.000	37.61	1.300
0.24	36.000	57.50	1.200
0.66	7.235	83.33	1.100
1.13	2.163	100.0	1.0579
6.84	1.800	132.7	1.0000
8.97	1.700	150.0	0.9636
12.82	1.600	200.0	0.9000
17.95	1.500	250.0	0.8570
25.64	1.400	300.0	0.8234

表2.2.3 ポンプ回転速度

Time (s)	Pump speed (rad/s)	Time (s)	Pump speed (rad/s)
0	130.9	25.2	37.7
0.94	130.9	57.2	94.2
1.2	129.9	61.2	73.3
2.0	104.7	65.2	62.8
3.5	62.8	71.0	52.4
4.3	52.4	80.0	44.0
5.7	41.9	85.0	41.9
7.0	36.0	98.0	31.4
13.0	38.7	120.0	20.9
18.2	36.7		

表2.2.4 蒸気発生器2次側給水流量

Time (s)	Flow rate (kg/s)	Time (s)	Flow rate (kg/s)
0	19.1	1.25	2.5
0.25	19.1	1.76	1.0
0.62	7.5	2.50	0.0
0.88	5.0	1000.	0.0

表2.2.5 高压注入系注入流速

Time (s)	Flow rate (m/s)	Time (s)	Flow rate (m/s)
0	0.0	28.9	0.83
23.9	0.0	1000.	0.83
24.9	2.04		

表2.2.6 低压注入系注入流速

Time (s)	Flow rate (m/s)	Time (s)	Flow rate (m/s)
0	0.0	62.0	0.94
37.32	0.0	67.5	0.97
38.0	0.86	77.5	1.12
40.0	0.90	85.0	1.15
50.0	1.02	88.0	1.19
52.5	0.83	103.5	1.20
55.0	0.82	106.1	0.03
57.0	0.78	107.1	0.0
59.0	0.80	120.0	0.0

表2.2.7 蓄压器注入流速

Time (s)	Flow rate (m/s)	Time (s)	Flow rate (m/s)
0	0.0	49.60	1.27
16.80	0.0	49.61	0.0
16.81	1.27	1000.	0.0

表2.2.8 燃料棒軸方向出力分布

Elevation (m)	Power ratio	Elevation (m)	Power ratio
0.0	0.0	0.7047	1.543
0.0763	0.377	0.7620	1.516
0.1525	0.7426	0.8762	1.342
0.2287	1.108	0.9905	1.167
0.3050	1.474	1.105	0.9921
0.3620	1.511	1.219	0.8171
0.4190	1.548	1.333	0.6315
0.4760	1.585	1.447	0.4465
0.5330	1.622	1.562	0.2609
0.5902	1.596	1.676	0.0754
0.6475	1.569		

表2.2.9 燃料棒半径方向出力分布

Radius (mm)	Power ratio
0.0000	0.955
0.77449	0.960
1.5489	0.965
2.3255	0.975
3.0979	0.990
3.8725	1.016
4.6622	1.060
4.7422	0.000
5.0508	0.000
5.3595	0.00

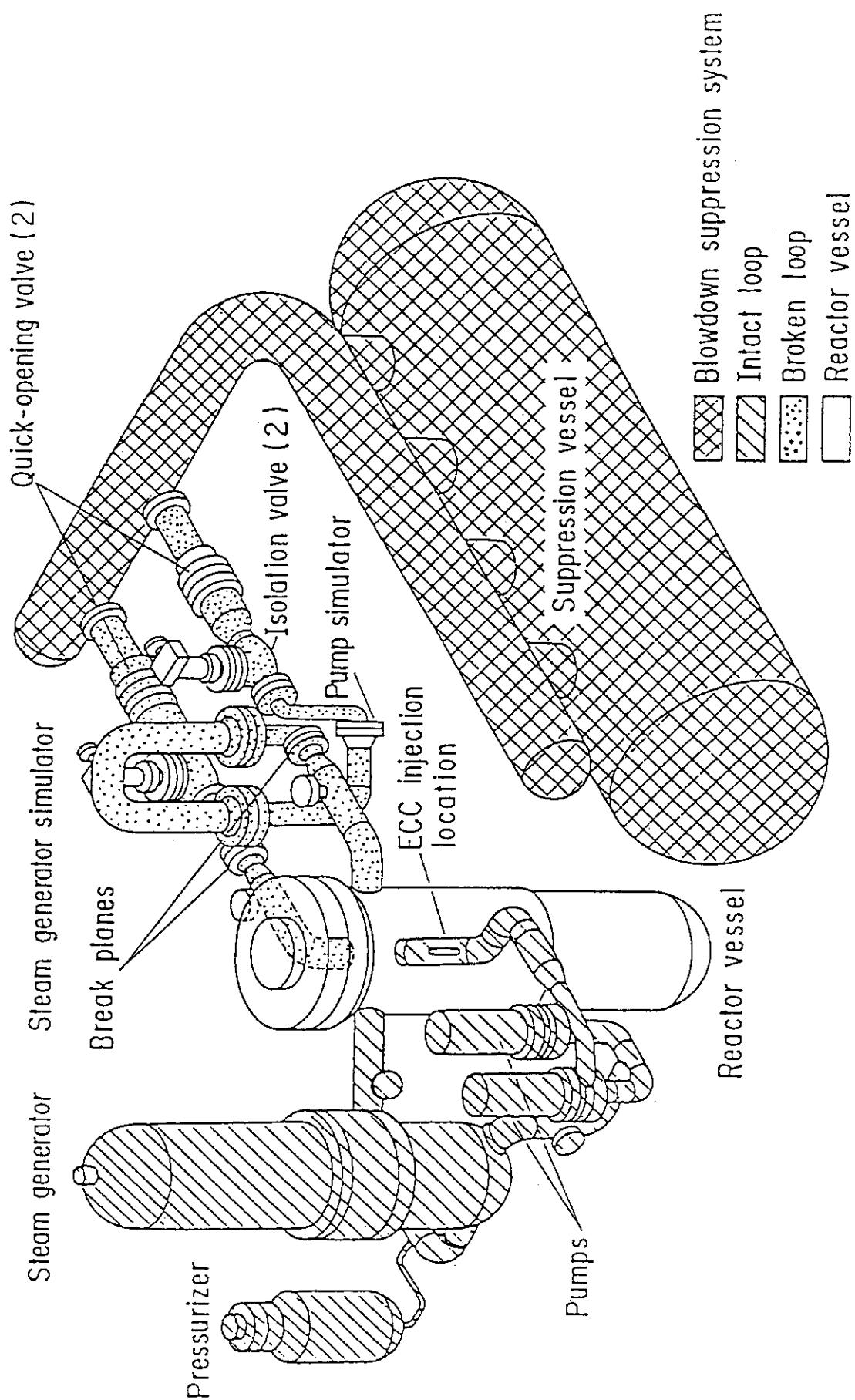


図2.1.1 LOFT装置の概要

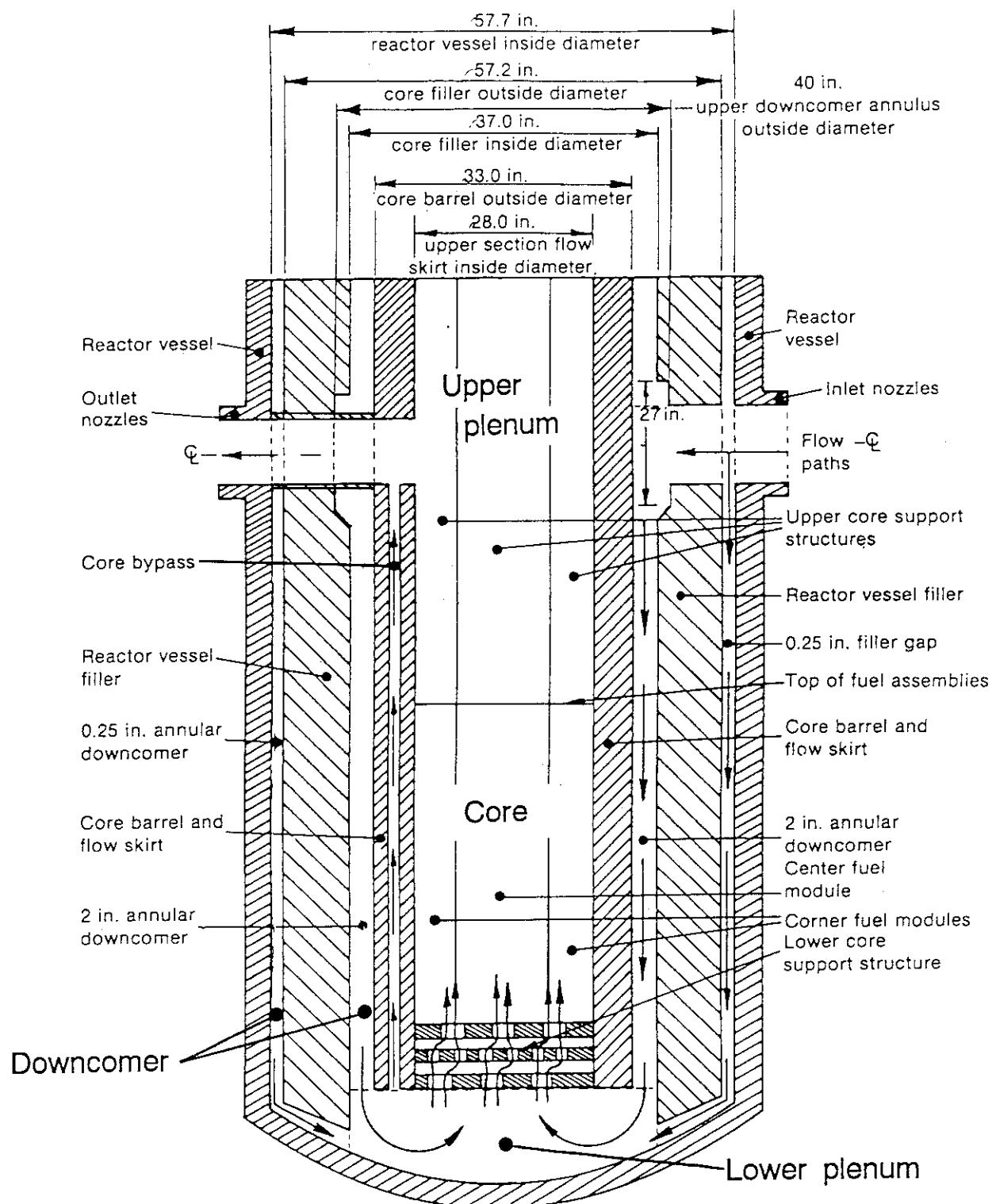


図2.1.2 L OF T装置の原子炉容器部形状

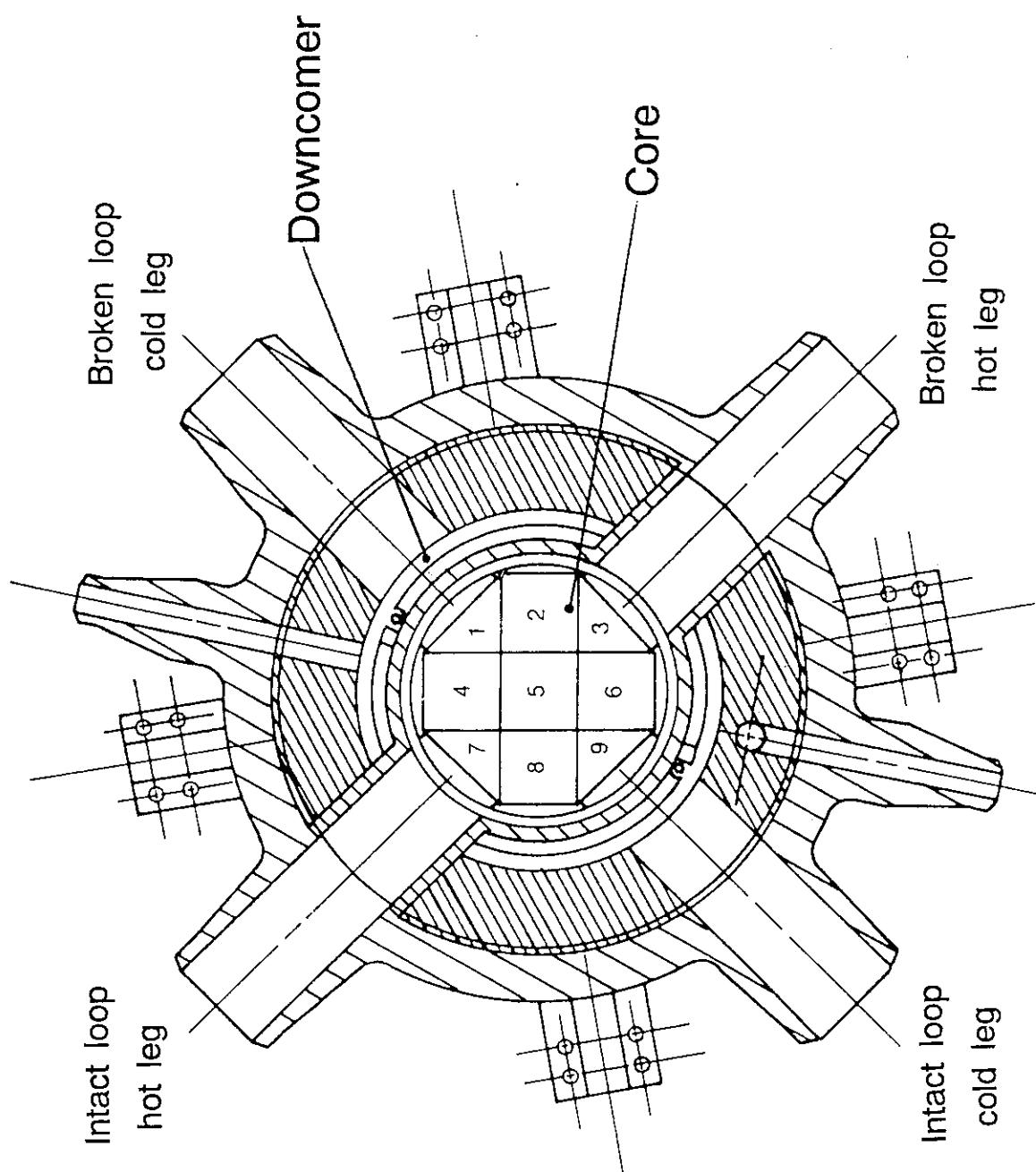


図2.1.3 L O F T 装置の炉心部燃料集合体配列

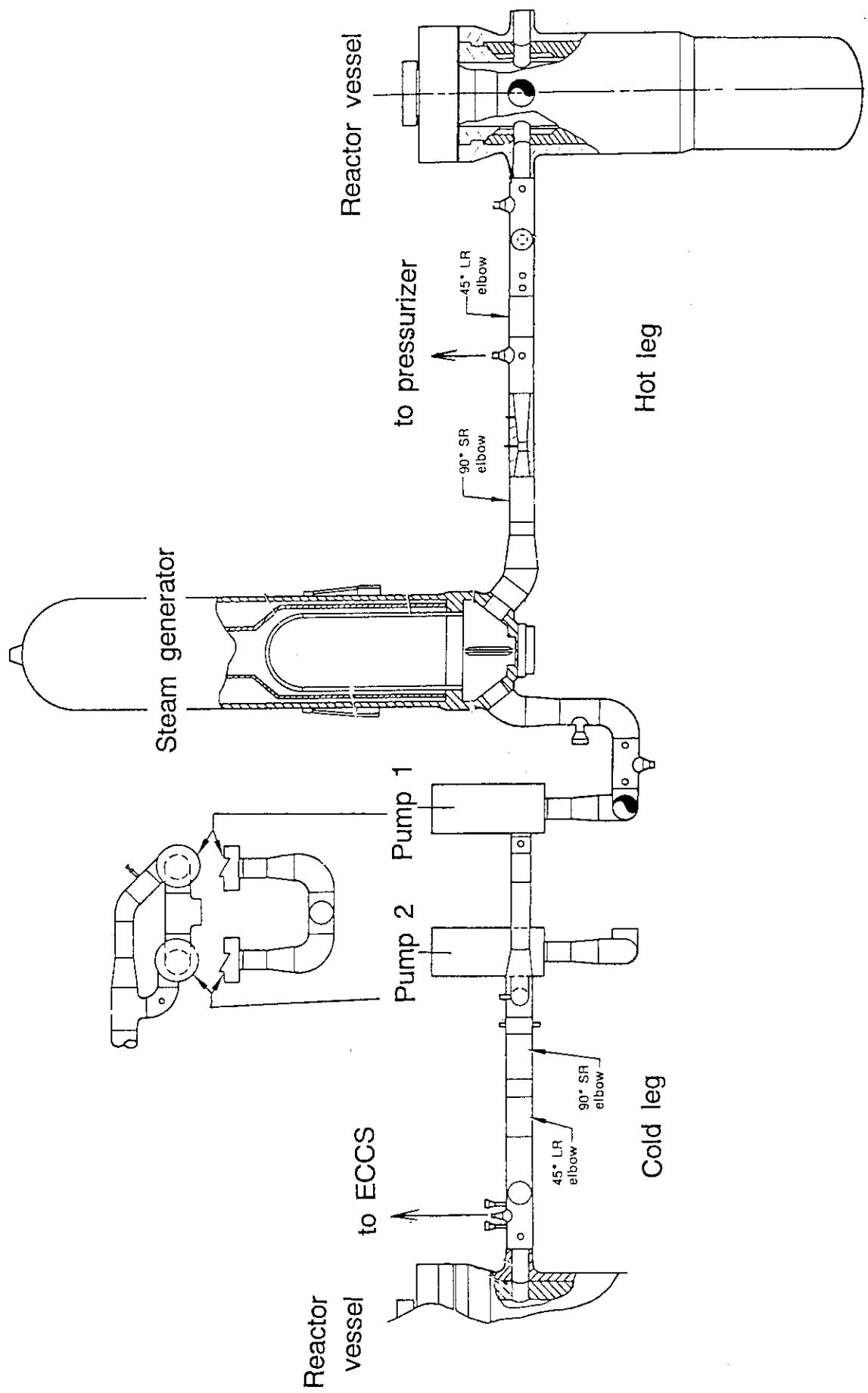


図2.1.4 LOTT装置の健全ループ形状

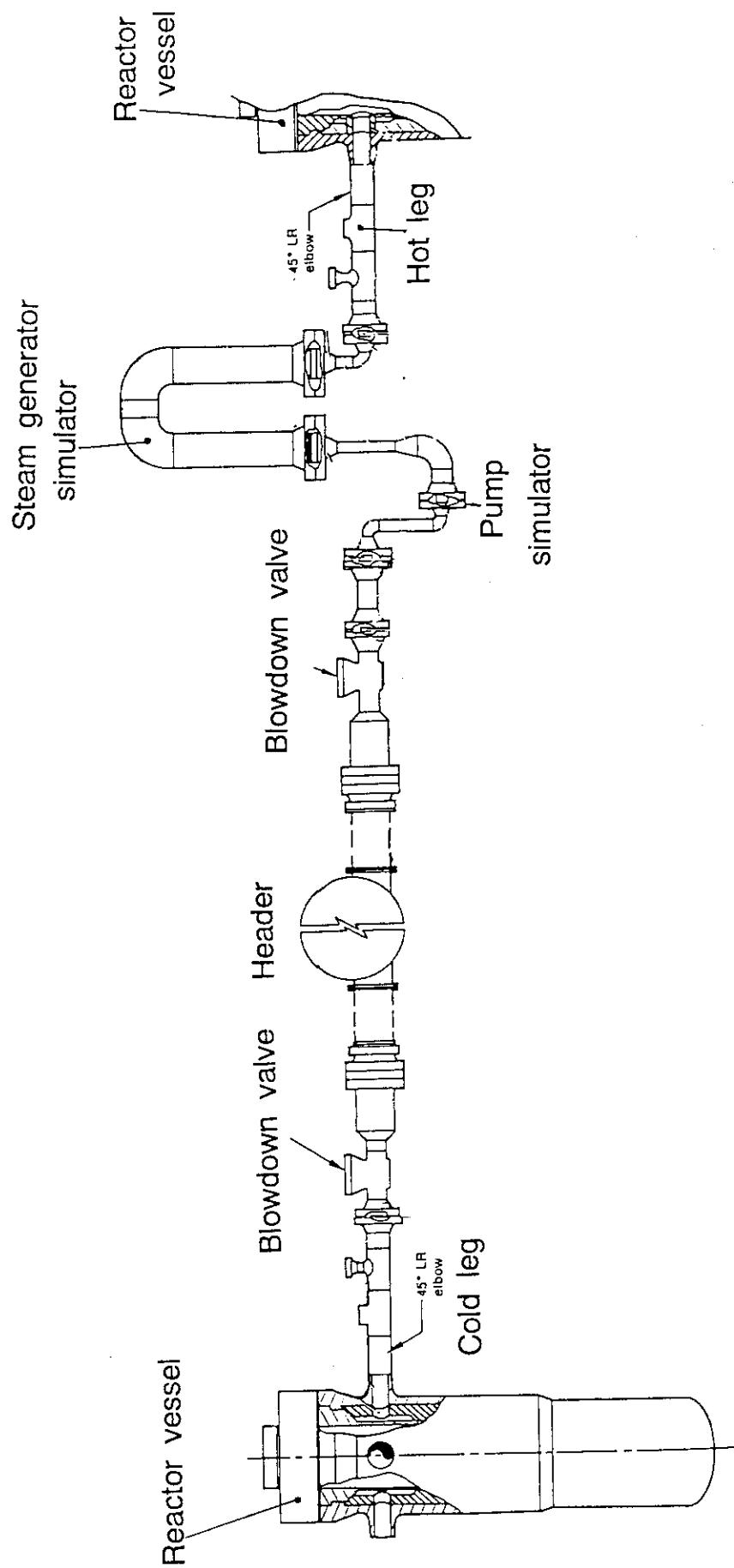


図2.1.5 LOFT装置の破断ループ形状

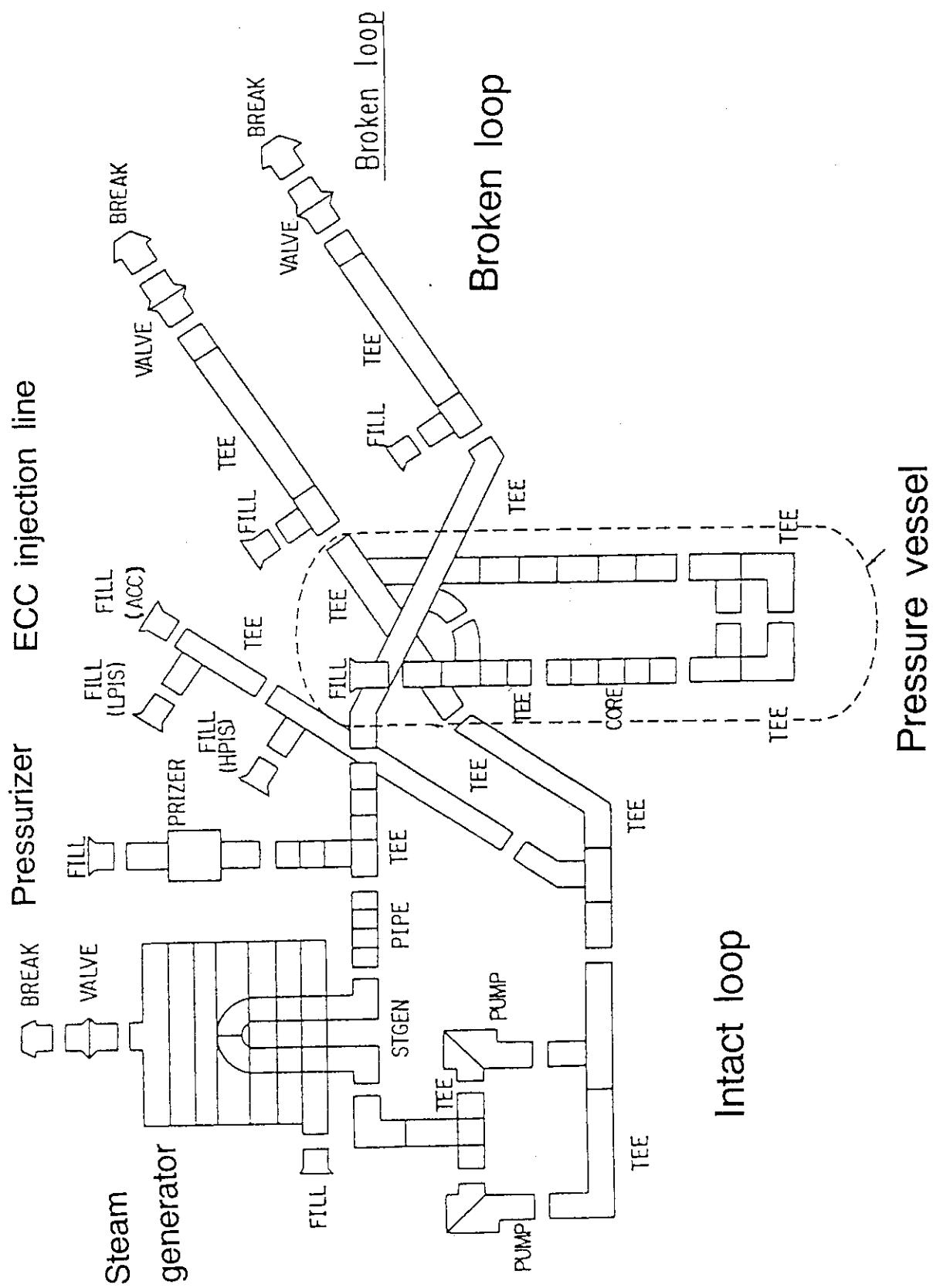
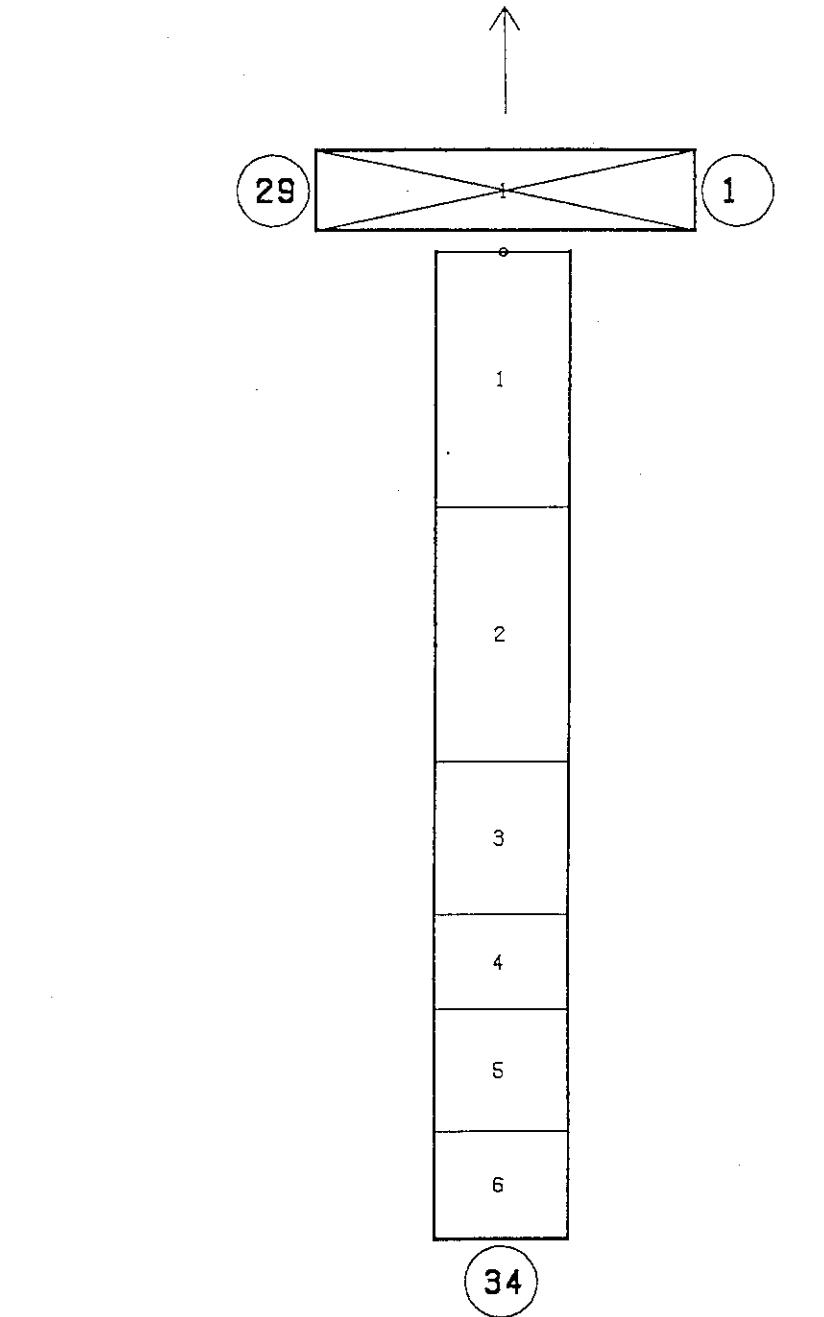


図2.2.1 LOFT試験解析用入力モデルの概要



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

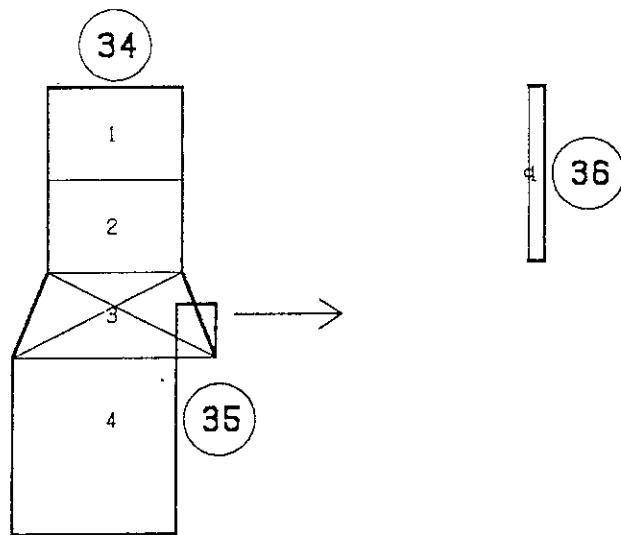
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	1.317D+00	1.720D-01	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	1.175D+00
2				6.343D-02	0.0		2.842D-01

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	8.955D-01	1.531D-01	1.710D-01	1.0000+10	-1.0000+00	5.080D-02	2.644D+00
2	8.955D-01	1.531D-01	1.710D-01	0.0	-1.0000+00	5.080D-02	2.644D+00
3	5.330D-01	9.114D-02	1.710D-01	0.0	-1.0000+00	5.080D-02	1.574D+00
4	3.300D-01	5.643D-02	1.710D-01	0.0	-1.0000+00	5.080D-02	9.743D-01
5	4.320D-01	7.387D-02	1.710D-01	0.0	-1.0000+00	5.080D-02	1.275D+00
6	3.810D-01	6.515D-02	1.710D-01	0.0	-1.0000+00	5.080D-02	1.125D+00
7			1.710D-01	0.0	-1.0000+00	5.080D-02	

図2.2.2 原子炉容器：ダウンカマ部の入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

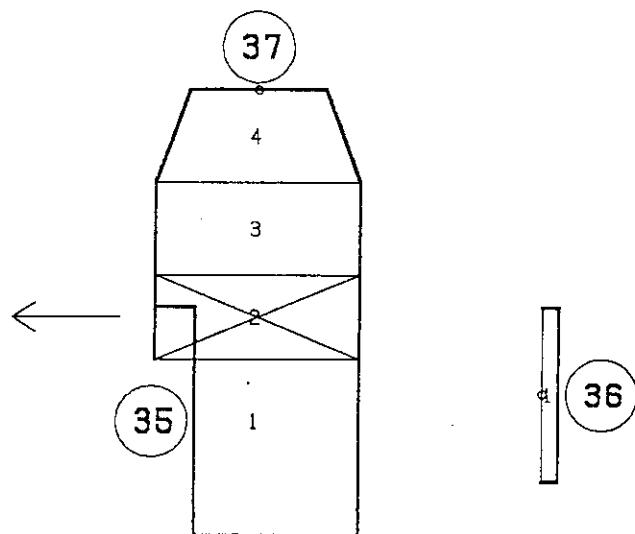
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	3.240D-01	5.540D-02	1.710D-01	0.0	-1.000D+00	5.080D-02	9.566D-01
2	3.230D-01	5.523D-02	1.710D-01	0.0	-1.000D+00	5.080D-02	9.536D-01
3	3.000D-01	1.185D-01	1.710D-01	0.0	-1.000D+00	5.080D-02	8.857D-01
4	4.320D-01	2.194D-01	3.950D-01	0.0	-1.000D+00	3.000D-01	1.275D+00
5				5.079D-01	0.0		4.320D-01

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	5.715D-02	1.694D-02	2.964D-01	1.000D-10	0.0	1.143D-01	1.795D-02
2			2.964D-01	0.0	0.0	1.143D-01	

図2.2.3 原子炉容器：下部プレナム部（ダウンカマ側）の入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	4.320D-01	1.716D-01	5.079D-01	0.0	0.0	4.320D-01	9.011D-01
2	3.000D-01	1.192D-01	3.973D-01	0.0	1.0000+00	7.112D-01	6.257D-01
3	3.230D-01	1.283D-01	3.973D-01	0.0	1.0000+00	7.112D-01	6.737D-01
4	3.240D-01	1.287D-01	3.973D-01	0.0	1.0000+00	1.220D-02	6.758D-01
5					1.748D-01	1.963D-02	1.0000+00
						1.220D-02	

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	5.715D-02	1.694D-02	2.964D-01	1.0000-10	0.0	1.143D-01	1.795D-02
2			2.964D-01	0.0	0.0	1.143D-01	

図2.2.4 原子炉容器：下部プレナム部（炉心側）の入力モデル

38

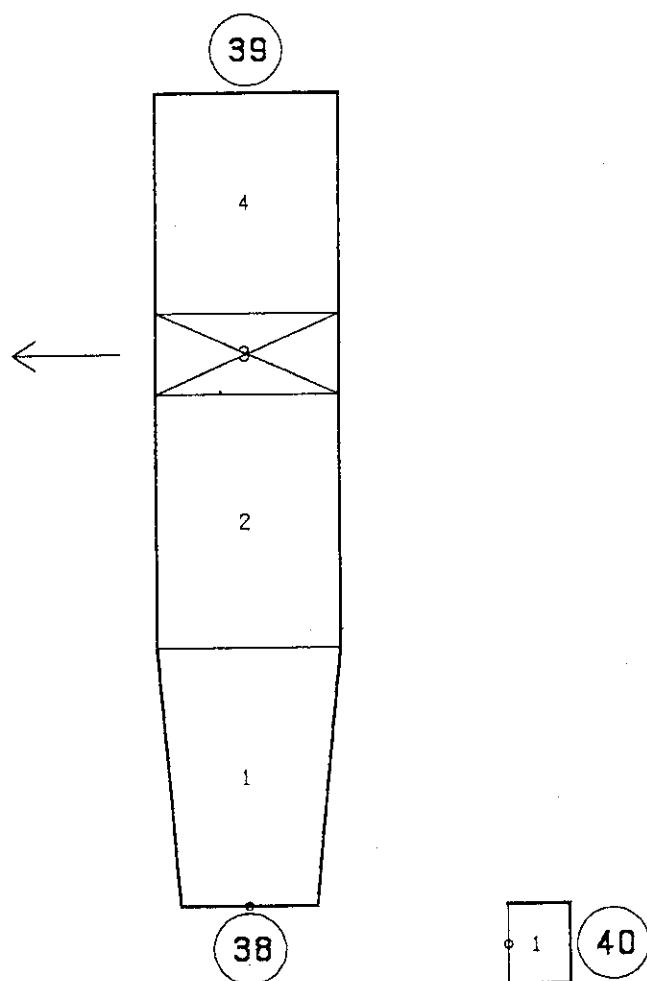
20
19
18
17
16
15
14
13
12
11
10
9
8
7
6
5
4
3
2
1

37

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	7.625D-02	1.333D-02	1.748D-01	1.963D-02	1.000D+00	1.220D-02	1.590D-01
2	7.625D-02	1.333D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.590D-01
3	7.625D-02	1.333D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.590D-01
4	7.625D-02	1.333D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.590D-01
5	5.700D-02	9.965D-03	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.189D-01
6	5.700D-02	9.965D-03	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.189D-01
7	5.700D-02	9.965D-03	1.748D-01	3.445D-02	1.000D+00	1.220D-02	1.189D-01
8	5.700D-02	9.965D-03	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.189D-01
9	5.725D-02	1.001D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.194D-01
10	5.725D-02	1.001D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.194D-01
11	5.725D-02	1.001D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.194D-01
12	5.725D-02	1.001D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	1.194D-01
13	1.143D-01	1.997D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	2.383D-01
14	1.143D-01	1.997D-02	1.748D-01	1.719D-02	1.000D+00	1.220D-02	2.383D-01
15	1.143D-01	1.997D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	2.383D-01
16	1.143D-01	1.997D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	2.383D-01
17	1.143D-01	1.997D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	2.383D-01
18	1.143D-01	1.997D-02	1.748D-01	1.719D-02	1.000D+00	1.220D-02	2.383D-01
19	1.143D-01	1.997D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	2.383D-01
20	1.143D-01	1.997D-02	1.748D-01	0.0	1.000D+00	1.220D-02	2.383D-01
21				1.748D-01	7.780D-03	1.000D+00	1.220D-02

図2.2.5 原子炉容器：炉心部の入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

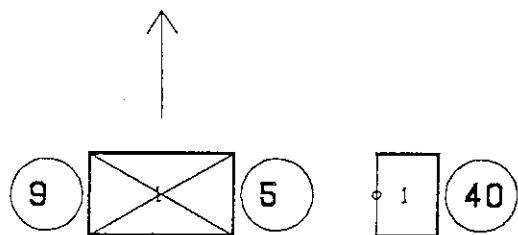
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	8.955D-01	2.854D-01	1.748D-01	7.780D-03	1.000D+00	1.220D-02	1.868D+00
2	8.955D-01	2.854D-01	3.190D-01	0.0	1.000D+00	2.100D-01	1.868D+00
3	2.842D-01	9.066D-02	3.190D-01	0.0	1.000D+00	2.100D-01	5.928D-01
4	7.699D-01	2.456D-01	3.190D-01	0.0	1.000D+00	2.100D-01	1.606D+00
5				3.190D-01	0.0	1.000D+00	2.100D-01

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	2.153D-01	1.366D-02	6.343D-02	1.000D-10	0.0	2.842D-01	1.922D-01
2			6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	

図2.2.6 原子炉容器：上部プレナム部の入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

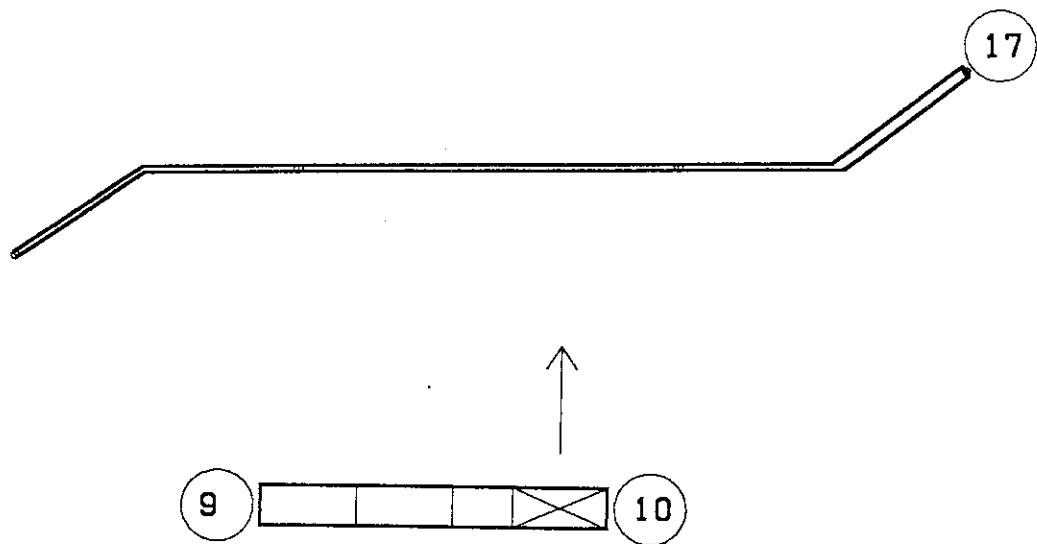
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	5.0000-01	3.261D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.8420-01	4.464D-01
2				6.343D-02	0.0		2.8420-01

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	2.153D-01	1.366D-02	6.342D-02	1.000D-10	0.0	2.8420-01	1.922D-01
2				6.342D-02	0.0		2.842D-01

図2.2.7 原子炉容器：上部プレナム／ホットレグ接続部の入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

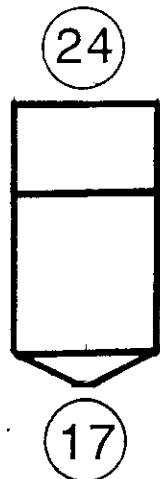
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	6.667D-01	4.229D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	5.953D-01
2	6.667D-01	4.229D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	5.953D-01
3	4.190D-01	2.658D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	3.741D-01
4	6.600D-01	4.186D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	5.892D-01
5				6.343D-02	0.0	2.842D-01	

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	2.150D+00	3.115D-03	1.449D-03	1.653D-01	5.451D-01	4.296D-02	3.147D-01
2	2.643D+00	3.695D-03	1.449D-03	5.503D-03	0.0	4.296D-02	3.869D-01
3	2.222D+00	5.706D-03	1.449D-03	4.669D-03	0.0	4.296D-02	3.253D-01
4				5.732D-03	4.669D-03	6.041D-01	8.543D-02

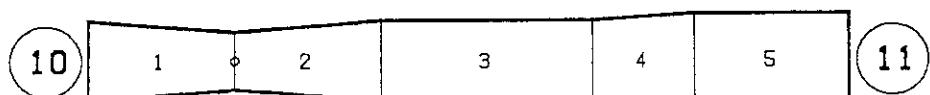
図2.2.8 健全ループ：ホットレグ部と加圧器サージ管部の入力モデル



----- GEOMETRY DATA -----

Cell	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	0.6333	0.3530	0.5653	0.0	-1.0	0.8484	1.676
2	1.089	0.6070	0.5653	0.0	-1.0	0.8484	2.882
3	0.2000	0.0100	0.5653	0.0	-1.0	0.8484	0.1585
4		0.005732	4.669D-03		-0.6041	0.0854	

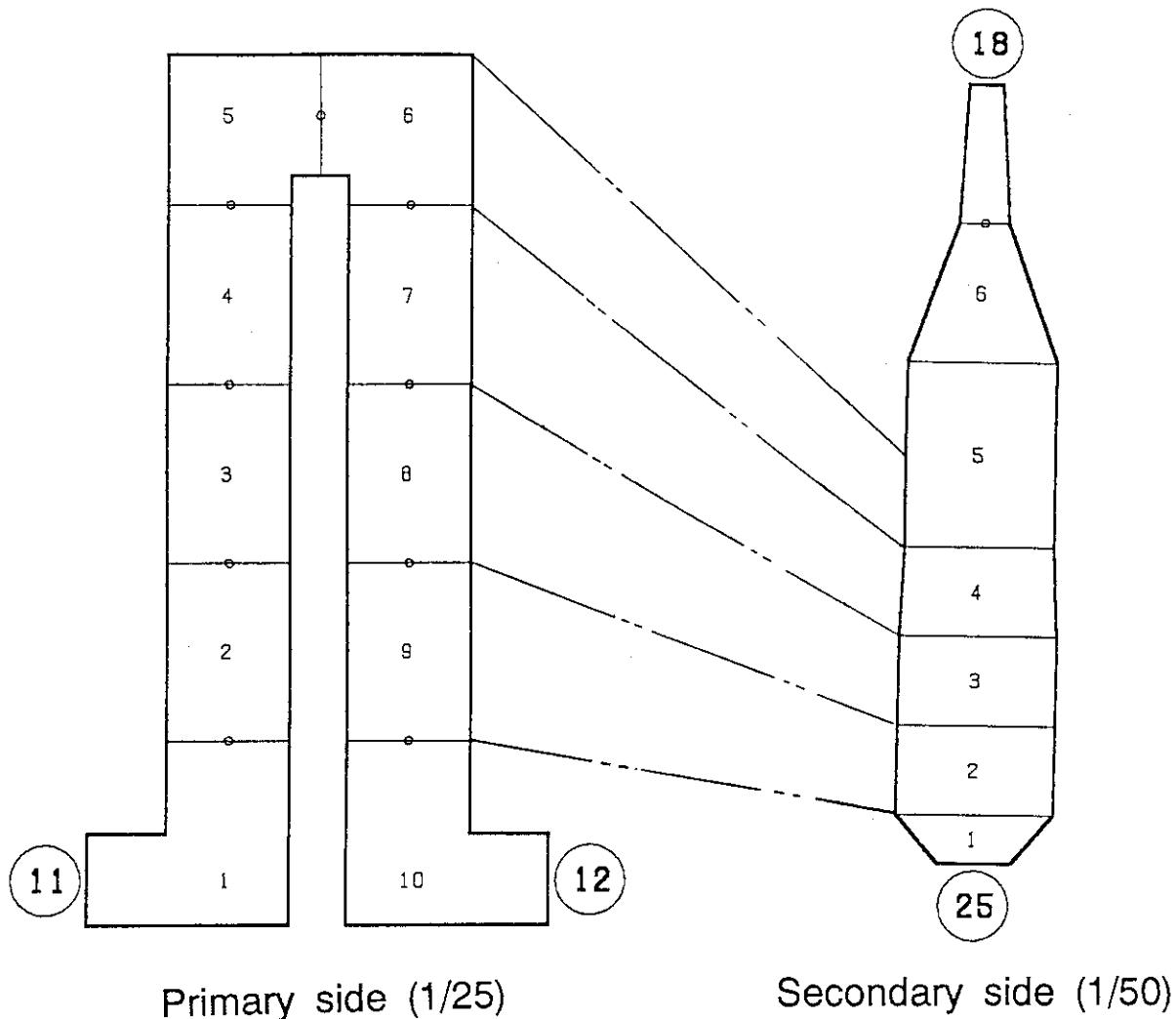
図2.2.9 健全ループ：加圧器部の入力モデル



----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	5.080D-01	2.478D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	4.535D-01
2	5.080D-01	2.478D-02	3.330D-02	4.000D-02	0.0	2.060D-01	4.535D-01
3	7.370D-01	4.674D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	6.580D-01
4	3.560D-01	2.600D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	3.178D-01
5	5.340D-01	4.300D-02	8.319D-02	0.0	0.0	3.255D-01	4.767D-01
6			8.319D-02	0.0	0.0	3.255D-01	

図2.2.10 健全ループ：ホットトレグベンチュリー管部の入力モデル



>>> PRIMARY SIDE <<<

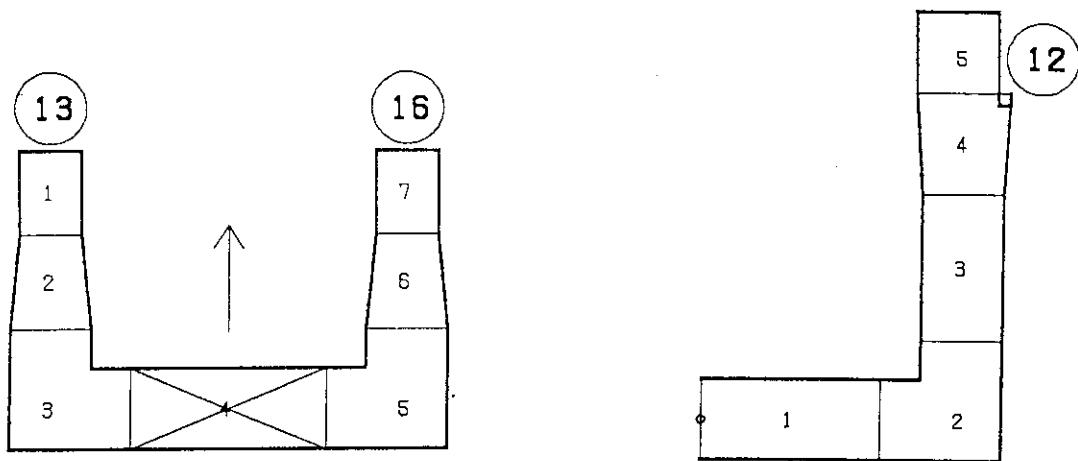
----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRICT	GRAV	HD	WALL AREA
1	1.0000+00	3.354D-01	8.319D-02	0.0	0.0	3.255D-01	0.0
2	6.420D-01	9.700D-02	1.511D-01	1.412D-02	1.0000+00	1.021D-02	2.603D+01
3	6.420D-01	9.700D-02	1.511D-01	2.650D-02	1.0000+00	1.021D-02	4.777D+01
4	6.420D-01	9.700D-02	1.511D-01	2.650D-02	1.0000+00	1.021D-02	4.777D+01
5	6.420D-01	9.700D-02	1.511D-01	2.650D-02	1.0000+00	1.021D-02	4.777D+01
6	6.420D-01	9.700D-02	1.511D-01	2.650D-02	0.0	1.021D-02	4.777D+01
7	6.420D-01	9.700D-02	1.511D-01	2.650D-02	-1.0000+00	1.021D-02	4.777D+01
8	6.420D-01	9.700D-02	1.511D-01	2.650D-02	-1.0000+00	1.021D-02	4.777D+01
9	6.420D-01	9.700D-02	1.511D-01	2.650D-02	-1.0000+00	1.021D-02	2.603D+01
10	1.0000+00	3.354D-01	1.511D-01	1.412D-02	-1.0000+00	1.021D-02	0.0
11							3.255D-01

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRICT	GRAV	HD	WALL AREA
1	3.498D-01	4.556D-01	2.189D-01	0.0	1.0000+00	1.016D-01	6.475D+01
2	6.420D-01	8.362D-01	9.985D-01	0.0	1.0000+00	2.060D-02	1.188D+02
3	6.420D-01	8.362D-01	9.985D-01	0.0	1.0000+00	2.060D-02	1.188D+02
4	6.420D-01	8.362D-01	9.985D-01	0.0	1.0000+00	2.060D-02	1.188D+02
5	1.335D+00	1.198D+00	8.978D-01	0.0	1.0000+00	1.069D+00	0.0
6	1.0000+00	1.239D+01	8.978D-01	0.0	1.0000+00	1.069D+00	0.0
7	1.0000+00	1.0000-01	1.0000-01	1.0000D+30	1.0000+00	2.0000-02	0.0
8							4.633D-02

図2.2.11 健全ループ：蒸気発生器部の入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

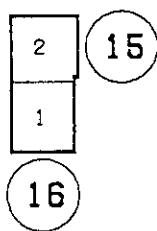
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	2.920D-01	1.069D-02	3.661D-02	0.0	-1.000D+00	2.159D-01	2.607D-01
2	3.300D-01	1.600D-02	3.661D-02	0.0	-1.000D+00	2.159D-01	2.946D-01
3	5.590D-01	3.546D-02	6.343D-02	0.0	-1.000D+00	2.842D-01	4.991D-01
4	6.860D-01	4.351D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	6.124D-01
5	5.590D-01	3.546D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	4.991D-01
6	3.300D-01	1.600D-02	6.343D-02	0.0	1.000D+00	2.842D-01	2.946D-01
7	2.920D-01	1.069D-02	3.661D-02	0.0	1.000D+00	2.159D-01	2.607D-01
8			3.661D-02	0.0	1.000D+00	2.159D-01	

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

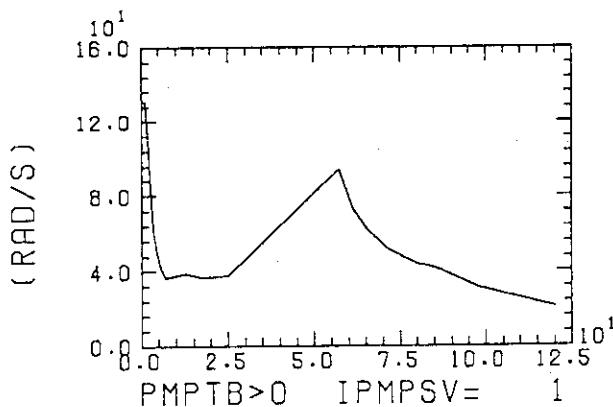
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	6.220D-01	3.945D-02	6.343D-02	1.000D-10	0.0	2.842D-01	5.553D-01
2	5.590D-01	3.546D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	4.991D-01
3	5.110D-01	3.241D-02	6.343D-02	0.0	1.000D+00	2.842D-01	4.562D-01
4	3.590D-01	2.600D-02	6.343D-02	0.0	1.000D+00	2.842D-01	3.205D-01
5	2.410D-01	3.078D-02	8.319D-02	0.0	1.000D+00	3.255D-01	2.152D-01
6			8.319D-02	0.0	0.0	3.255D-01	

図2.2.12 健全ループ：ポンプ入口部の入力モデル



----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	2.450D-01	4.930D-02	3.661D-02	0.0	1.0000+00	2.159D-01	1.662D-01
2	2.470D-01	4.970D-02	3.661D-02	0.0	1.0000+00	2.159D-01	1.675D-01
3				3.661D-02	0.0	0.0	2.159D-01



```

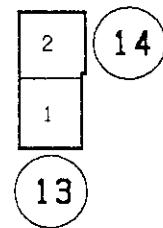
PMPTB>0 IPMPSV= 1 0.0      9.400E-01  1.200E+00  2.000E+00  3.500E+00  4.300E+00  5.700E+00
                  1.309E+02  1.309E+02  1.299E+02  1.047E+02  6.280E+01  5.240E+01  4.190E+01

7.000E+00  1.300E+01  1.820E+01  2.520E+01  5.720E+01  6.120E+01  6.520E+01
3.670E+01  3.870E+01  3.670E+01  3.770E+01  9.420E+01  7.330E+01  6.280E+01

7.100E+01  8.000E+01  8.500E+01  9.800E+01  1.200E+02
5.240E+01  4.400E+01  4.190E+01  3.140E+01  2.090E+01

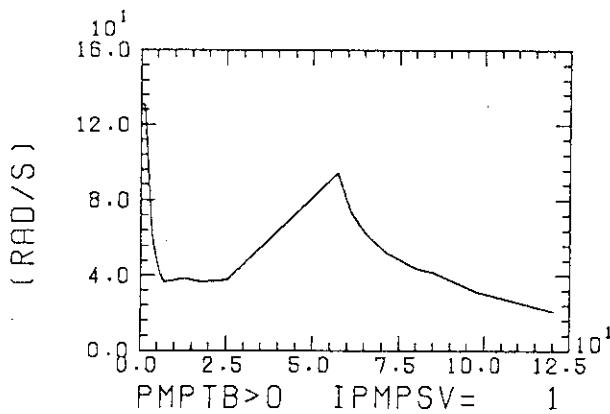
```

図2.2.13 健全ループ：ポンプ1の入力モデル



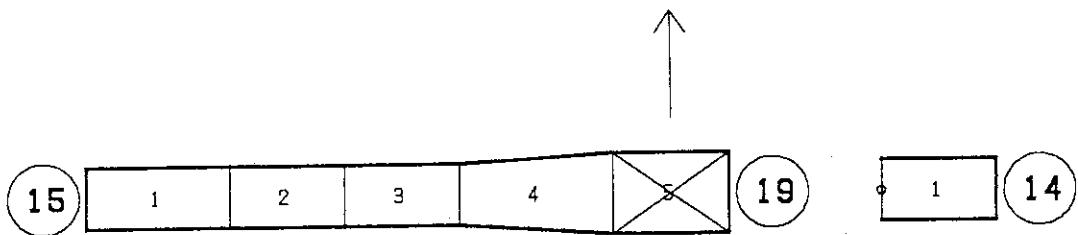
----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	2.450D-01	4.930D-02	3.661D-02	0.0	1.000D+00	2.159D-01	1.662D-01
2	2.470D-01	4.970D-02	3.661D-02	0.0	1.000D+00	2.159D-01	1.675D-01
3				3.661D-02	0.0	0.0	2.159D-01



PMPTB>0	IPMPSV=	1	0.0	9.400E-01	1.200E+00	2.000E+00	3.500E+00
	(RAD/S)		1.309E+02	1.309E+02	1.299E+02	1.047E+02	6.280E+01
			4.300E+00	5.700E+00	7.000E+00	1.300E+01	1.820E+01
			5.240E+01	4.190E+01	3.670E+01	3.870E+01	3.670E+01
			2.520E+01	5.720E+01	6.120E+01	6.520E+01	7.100E+01
			3.770E+01	9.420E+01	7.330E+01	6.280E+01	5.240E+01
			8.000E+01	8.500E+01	9.800E+01	1.200E+02	
			4.400E+01	4.190E+01	3.140E+01	2.090E+01	

図2.2.14 健全ループ：ポンプ2の入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

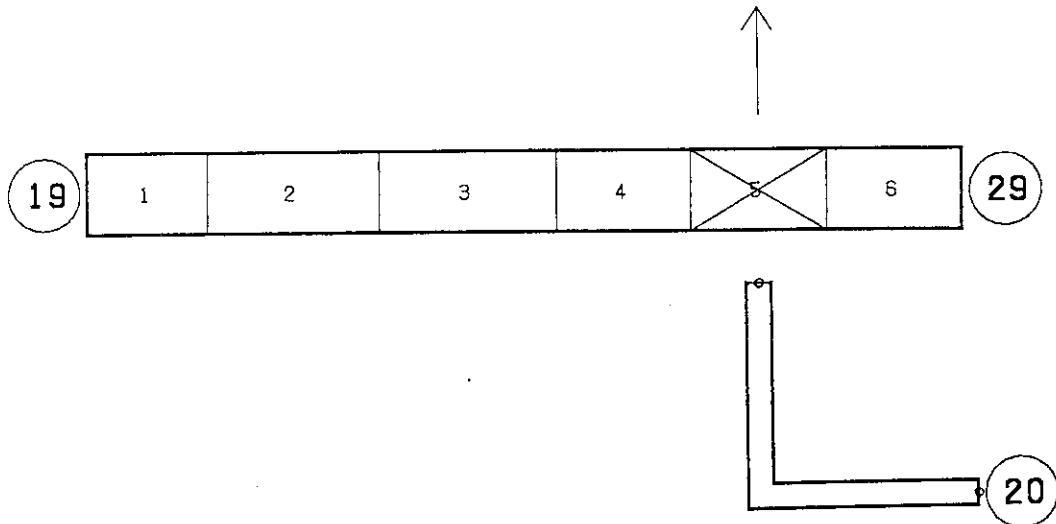
----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	5.020D-01	1.838D-02	3.661D-02	0.0	0.0	2.159D-01	3.405D-01
2	3.990D-01	1.461D-02	3.661D-02	0.0	0.0	2.159D-01	2.706D-01
3	4.000D-01	1.465D-02	3.661D-02	0.0	0.0	2.159D-01	2.713D-01
4	5.330D-01	2.888D-02	3.661D-02	0.0	0.0	2.159D-01	3.615D-01
5	4.070D-01	2.582D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	2.761D-01
6				6.343D-02	0.0		2.842D-01

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	3.990D-01	1.461D-02	3.661D-02	1.000D-10	0.0	2.159D-01	2.706D-01
2			-3.661D-02	0.0	0.0	2.159D-01	

図2.2.15 健全ループ：ポンプ出口部の入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

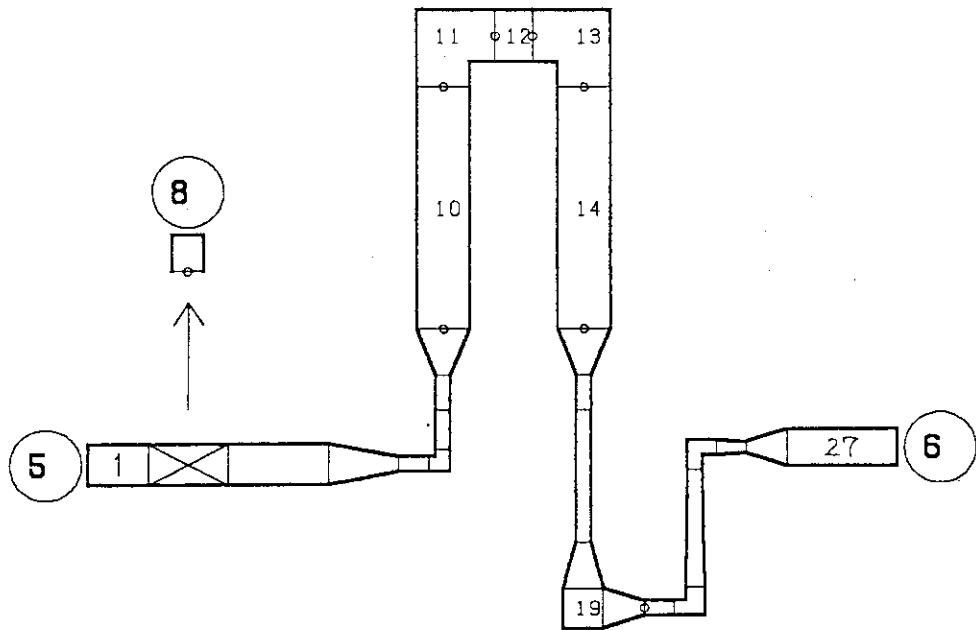
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	4.2000-01	2.6640-02	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	3.750D-01
2	5.9900-01	3.7990-02	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	5.348D-01
3	6.130D-01	3.8880-02	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	5.473D-01
4	4.7000-01	2.9810-02	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	4.196D-01
5	4.7200-01	2.9940-02	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	4.214D-01
6	4.700D-01	2.9810-02	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	4.196D-01
7			6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	1.5000+00	8.9840-03	5.9890-03	1.0000-10	-1.0000+00	8.7320-02	4.115D-01
2			5.9890-03	3.3380-01	0.0	8.7320-02	

図2.2.16 健全ループ：コルドレグ部の入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	4.190D-01	2.658D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	2.193D-01
2	5.590D-01	3.546D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	2.926D-01
3	6.950D-01	4.408D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	3.638D-01
4	4.880D-01	4.600D-03	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	2.555D-01
5	2.060D-01	1.723D-03	9.426D-03	0.0	0.0	1.095D-01	1.078D-01
6	1.990D-01	1.665D-03	8.365D-03	0.0	0.0	1.032D-01	1.042D-01
7	2.820D-01	2.359D-03	8.365D-03	0.0	1.000D+00	1.032D-01	1.476D-01
8	2.440D-01	2.041D-03	8.365D-03	0.0	1.000D+00	1.032D-01	1.277D-01
9	3.270D-01	3.454D-02	8.365D-03	0.0	1.000D+00	1.032D-01	1.712D-01
10	1.692D+00	1.787D-01	1.056D-01	9.230D+00	1.000D+00	3.667D-01	8.858D-01
11	7.180D-01	7.584D-02	1.056D-01	7.730D+00	1.000D+00	3.567D-01	3.759D-01
12	2.630D-01	2.778D-02	1.056D-01	1.899D+01	0.0	3.667D-01	1.377D-01
13	7.180D-01	7.584D-02	1.056D-01	1.899D+01	0.0	3.667D-01	3.759D-01
14	1.692D+00	1.787D-01	1.056D-01	7.730D+00	-1.000D+00	3.667D-01	8.858D-01
15	3.270D-01	3.454D-02	1.056D-01	9.230D+00	-1.000D+00	3.667D-01	1.712D-01
16	2.440D-01	2.041D-03	8.365D-03	0.0	-1.000D+00	1.032D-01	1.277D-01
17	9.370D-01	8.832D-03	9.426D-03	0.0	-1.000D+00	1.095D-01	4.905D-01
18	3.300D-01	1.070D-02	9.426D-03	0.0	-1.000D+00	1.095D-01	1.728D-01
19	2.700D-01	1.712D-02	6.343D-02	0.0	-1.000D+00	2.842D-01	1.413D-01
20	2.890D-01	1.833D-02	6.343D-02	0.0	0.0	2.842D-01	1.513D-01
21	2.060D-01	1.723D-03	8.365D-03	1.850D+00	0.0	1.032D-01	1.078D-01
22	2.990D-01	2.501D-03	8.365D-03	0.0	0.0	1.032D-01	1.565D-01
23	8.320D-01	1.135D-02	1.364D-02	0.0	1.000D+00	1.318D-01	4.356D-01
24	2.990D-01	2.501D-03	8.365D-03	0.0	1.000D+00	1.032D-01	1.565D-01
25	2.060D-01	1.723D-03	8.365D-03	0.0	0.0	1.032D-01	1.078D-01
26	2.830D-01	1.470D-02	4.657D-03	0.0	0.0	7.700D-02	1.482D-01
27	7.620D-01	3.959D-02	5.196D-02	0.0	0.0	2.572D-01	3.989D-01
28					0.0	2.572D-01	

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

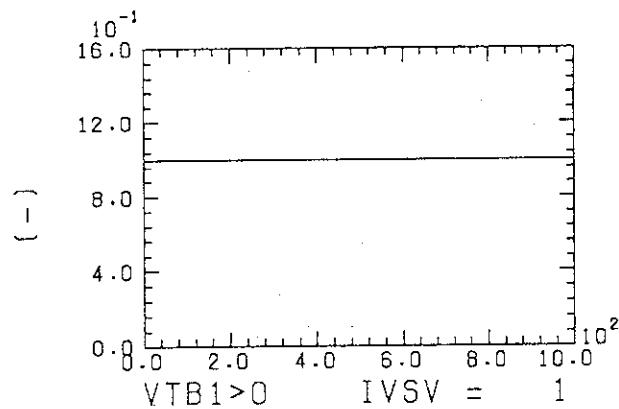
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	2.570D-01	9.980D-03	3.881D-02	1.0000-10	1.0000D+00	2.223D-01	1.345D-01
2			3.881D-02	0.0	1.0000D+00	2.223D-01	

図2.2.17 破断ループ：蒸気発生器側ループの入力モデル



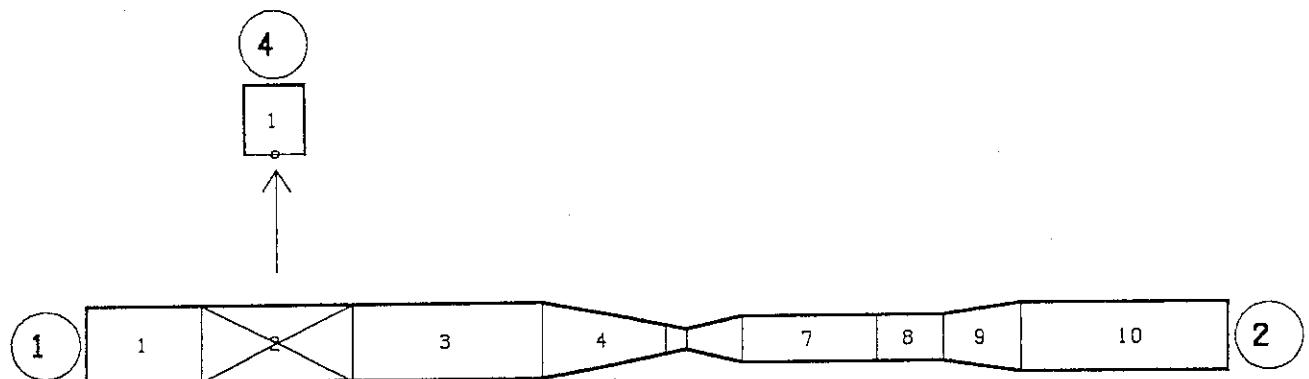
----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	1.5000+00	7.7930-02	5.1960-02	0.0	0.0	2.5720-01	1.2120+00
2	2.0000+00	1.1700-01	0.0	0.0	0.0	1.0000-10	1.6160+00
3				5.8560-02	0.0	0.0	2.7310-01



VTB1>0	IVSV = 1	0.0	5.000E-03	4.000E-02	1.000E+03
(-)	0.0		0.0	1.000E+00	1.000E+00

図2.2.18 破断ループ：蒸気発生器側プローダウンバルブの入力モデル



>>> PRIMARY TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	4.1900-01	2.6580-02	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	2.5240-01
2	5.5900-01	3.5460-02	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	3.3680-01
3	6.9500-01	4.4080-02	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	4.1870-01
4	4.5000-01	5.4000-03	6.3430-02	0.0	0.0	2.8420-01	2.7110-01
5	7.6000-02	5.0000-04	9.5030-03	0.0	0.0	1.1000-01	4.5790-02
6	2.0600-01	4.8450-03	4.6570-03	0.0	0.0	7.7000-02	1.2410-01
7	4.9400-01	1.1620-02	2.3520-02	0.0	0.0	1.7300-01	2.9760-01
8	2.4450-01	5.7510-03	2.3520-02	0.0	0.0	1.7300-01	1.4730-01
9	2.8300-01	1.4690-02	2.3520-02	0.0	0.0	1.7300-01	1.7050-01
10	7.6200-01	3.9550-02	5.1960-02	0.0	0.0	2.5720-01	4.5910-01
11						2.5720-01	

>>> SIDE TUBE <<<

----- GEOMETRY DATA -----

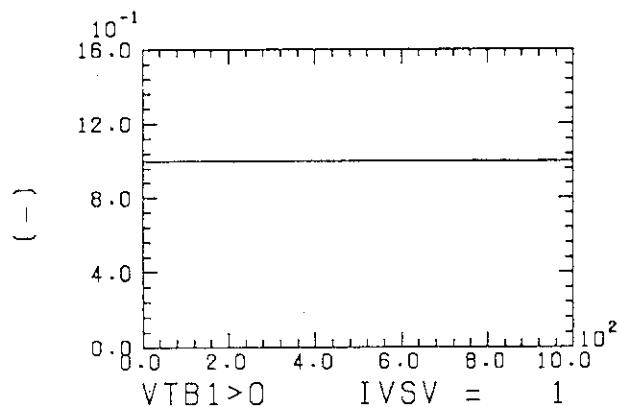
CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	2.5700-01	9.9800-03	3.8810-02	1.0000-10	1.0000+00	2.2230-01	1.5480-01
2			3.8810-02	0.0	1.0000+00	2.2230-01	

図2.2.19 破断ループ：原子炉容器側ループの入力モデル



----- GEOMETRY DATA -----

CELL	DX	VOL	FA	FRIC	GRAV	HD	WALL AREA
1	1.5000+00	7.7930-02	5.1960-02	0.0	0.0	2.572D-01	1.212D+00
2	2.0000+00	1.1700-01	0.0	0.0	0.0	1.000D-10	1.616D+00
3				5.8560-02	0.0		2.731D-01



VTB1>0 IVSV = 1 0.0 5.000E-03 3.500E-02 1.000E+03
 (-) 0.0 0.0 1.000E+00 1.000E+00

図2.2.20 破断ループ：原子炉容器側ブローダウンバルブの入力モデル

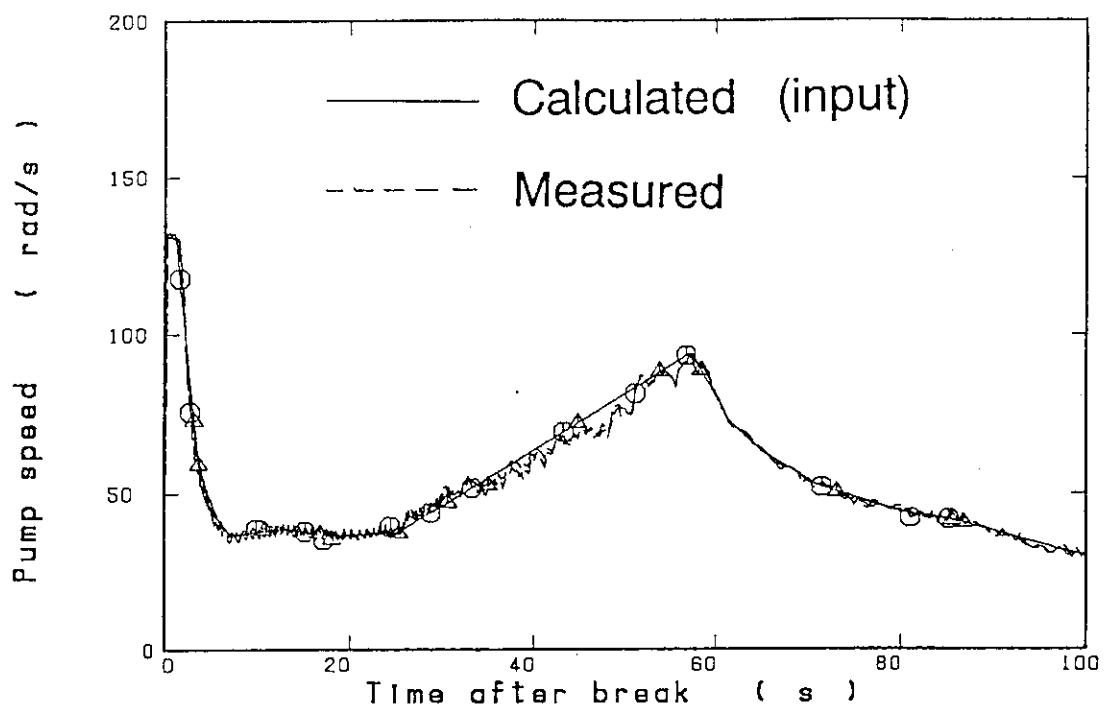


図2.2.21 ポンプ回転速度

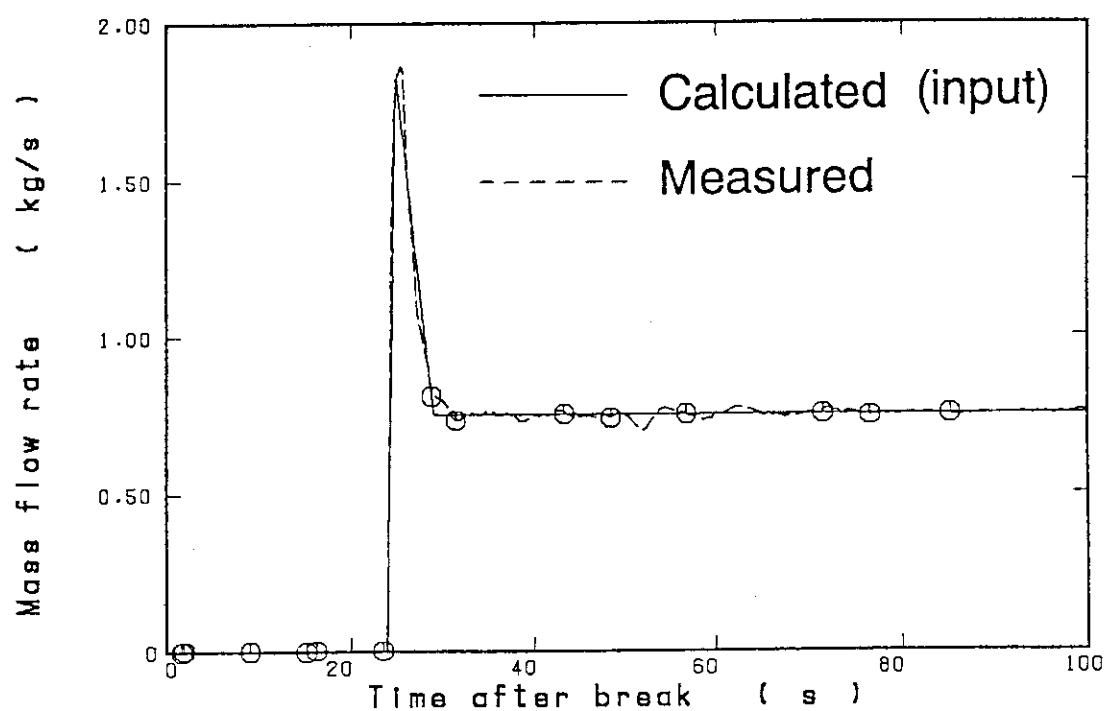


図2.2.22 高圧注入系からの注水流量

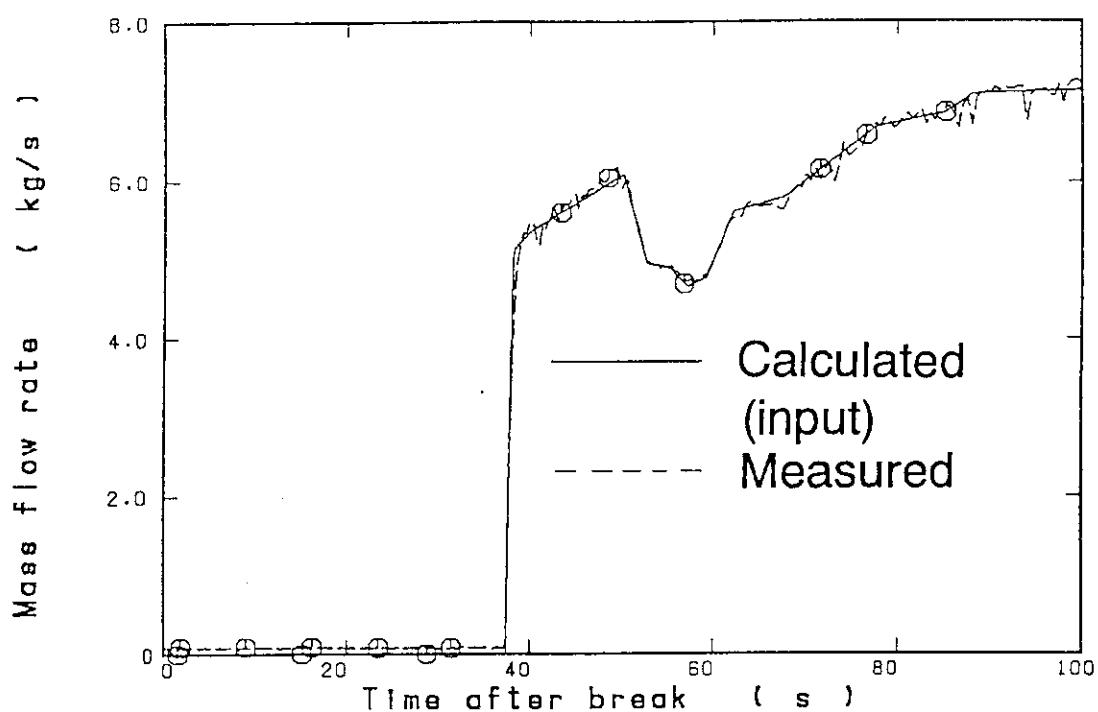


図2.2.23 低圧注入系からの注水流量

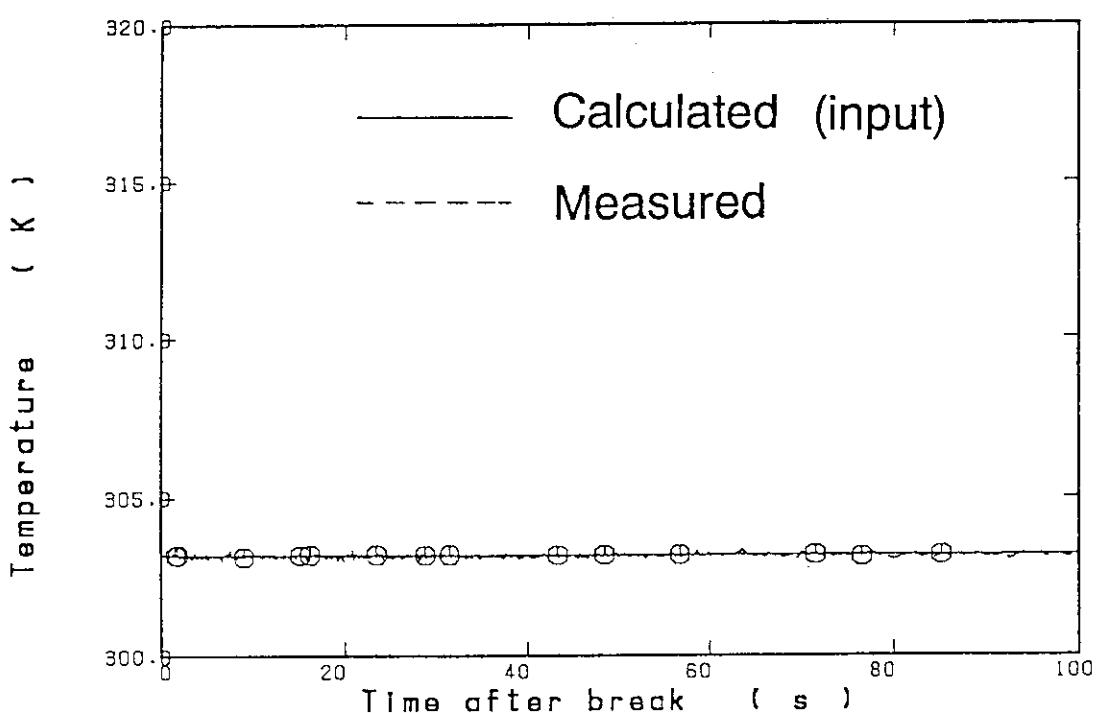


図2.2.24 蓄圧器からの注水流量

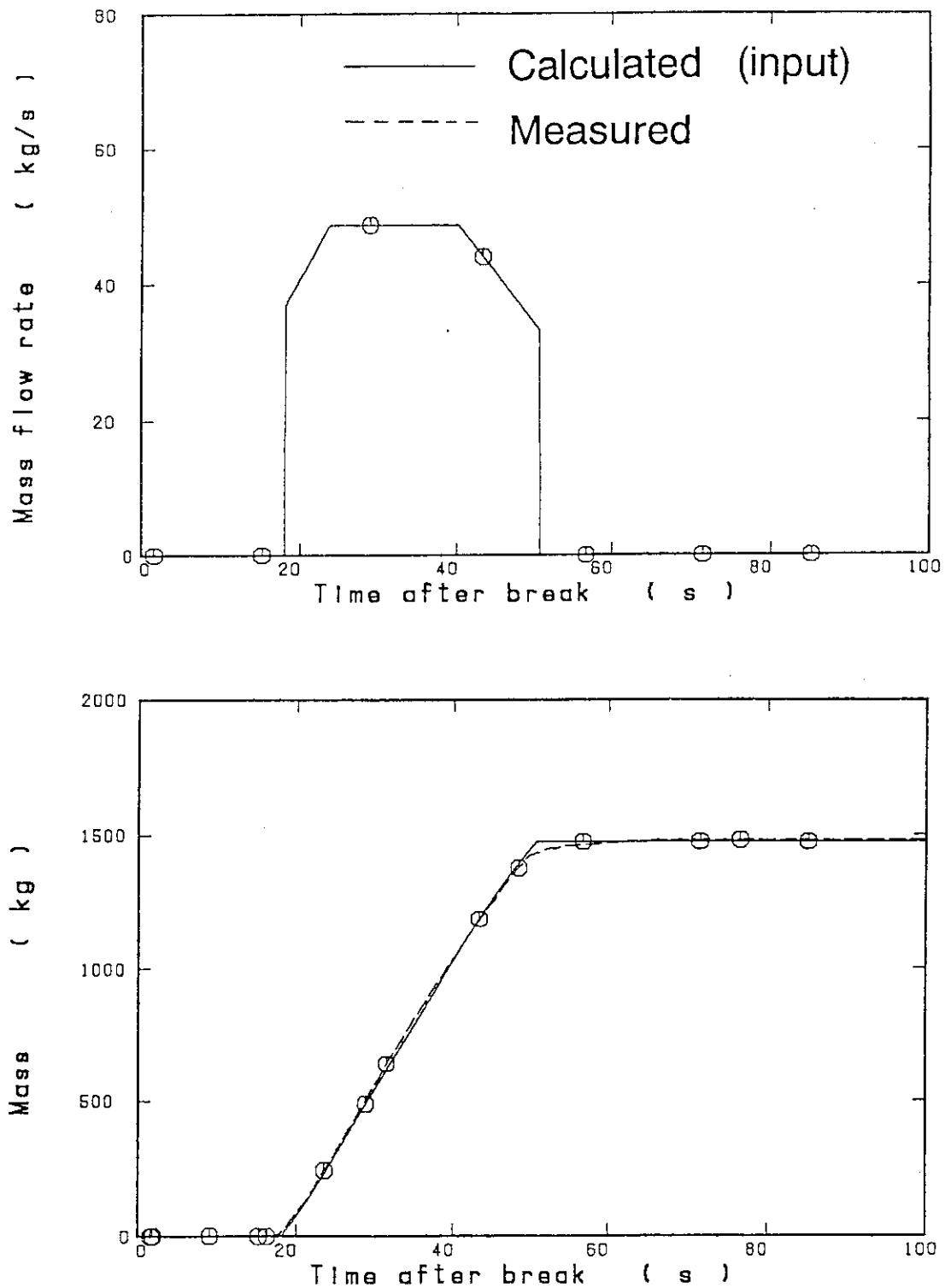


図2.2.25 蓄圧器からの注水流量とその積算値

3. 定常設定計算結果と検討

過渡計算の実施にさきだち、定常設定計算を行い、1次系内の圧力分布、各部の流量、温度、炉心出力等の初期条件が妥当な値であるかを確認した。

LOFT L2-5試験では、破断前の初期状態において、水は炉心、上部プレナム、健全ループ、ダウンカマ、下部プレナム、炉心と循環した。循環部分については定常設定計算により流量や温度を定めた。一方、破断ループ、上部プレナム上部、ECC配管部分においては、水は停留し、定常設定計算開始時に与えた流体温度がそのまま最終値となった。水の停留部分の流体温度は、測定結果を入力データとして与え、測定結果と一致した初期条件を得た。破断ループの蒸気発生器模擬部とポンプ模擬部には多孔板が装着されている。多孔板による圧力損失係数はシステム記述書⁽¹⁰⁾や実験データレポート⁽¹¹⁾には記載されていなかった。そこで、破断ループ部を取り出して、破断後20秒相当の条件を与えて計算を行い、差圧の測定結果と最もよい一致を与える付加摩擦損失係数を求め、その値を入力データに設定した。

以下に、これらの計算による入力データの確認結果についてまとめる。

3.1 1次系内の圧力分布の設定

大破断LOCA解析を行う際には、ループ部や原子炉容器内の圧力損失特性を正確に表わすことが重要である。圧力損失計算に関する入力データは以下の原則により設定した。

- ①壁面摩擦相関式はBaroczyの相関を用いる。
- ②流路の拡大部／縮小部の付加摩擦損失係数は、REFLA/TRACコード内蔵の相関式を用いて求める。
- ③炉心グリッドスペーサ部にKファクター1相当の付加摩擦損失係数を付加する。

定常設定計算により得られた計算結果を測定結果と比較したところ、蒸気発生器部分の差圧が測定結果に比べて小さいことがわかった。そこで、蒸気発生器部分の差圧を測定結果と一致させるような付加摩擦損失係数を逆算して求め、入力した。

表3.1.1に、蒸気発生器部分の付加摩擦損失係数を修正した後の計算結果をまとめた。各部の差圧の計算値はほぼ測定値と一致している。

破断ループ部分の圧力損失計算に関する入力データは以下の原則により設定した。

- ①壁面摩擦相関式はBaroczyの相関を用いる。
 - ②流路の拡大部／縮小部の付加摩擦損失係数は、REFLA/TRACコード内蔵の相関式を用いて求める。
 - ③多孔板が装着されている蒸気発生器模擬部とポンプ模擬部の付加摩擦損失係数は、破断後20秒での測定結果相当の計算条件を用いてパラメータ計算を行って定める。
- 蒸気発生器模擬部とポンプ模擬部の圧力損失係数は報告書に記載されていなかったために③の方法により付加摩擦損失係数を定めた。

3. 2 定常設定計算結果と測定結果の比較

表3. 2. 1に定常設定計算で得られた結果を示す。ほぼ測定結果と一致した初期条件が得られている。

表3.1.1 初期状態における各部の差圧

差圧の測定位置	測定値 (MPa)	計算値 (MPa)
原子炉容器	- 0.029	- 0.0290
ホットレグ配管	0.003	0.0032
蒸気発生器	0.038	0.0379
ポンプ	- 0.073	- 0.0746
コールドレグ配管	0.006	0.0064

表3.2.1 L O F T L 2 - 5 試験の主要な初期条件

項目	測定値	計算値
炉出力	36.0 ± 1.2 MW	36.0 MW
ホットレグ圧力	14.94 ± 0.06 MPa	14.96 MPa
1次系冷却材流量	192.4 ± 7.8 kg/s	192.4 kg/s
ホットレグ流体温度	589.7 ± 1.6 K	590.4 K
コールドレグ流体温度	556.6 ± 4.0 K	555.5 K
蒸気発生器2次側圧力	5.85 ± 0.06 MPa	5.86 MPa
蒸気発生器2次側流量	19.1 ± 0.4 kg/s	19.2 kg/s
ポンプ回転速度	130.9 ± 0.9 rad/s	141.5 rad/s

4. 過渡計算結果と検討

第3章で得た定常設定計算結果を初期条件として、過渡計算を行った。計算に際して、破断口における臨界流に対する放出係数は1とした。顕著な計算上の不安定もなしに過渡計算を行うことができ、REFLA/TRACコードによりPWR大破断LOCA時のシステム挙動を安定に解析できることを確認できた。

REFLA/TRACコードによる計算結果を測定結果と比較し、改良モデルを組み込んだことにより計算の不安定や非物理的な予測を生じているか否かを検討した。この際、改良モデルの効果を把握するために、TRAC-PF1コードによる計算結果ともあわせて検討した。

TRAC-PF1コードによる計算を行う際には、壁面摩擦相関式と付加摩擦損失係数の入力データを変更した。入力データを変更したのは以下の理由による。

- (1) TRAC-PF1コードの壁面摩擦相関式のオプションにはBaroczyの相関が組み込まれていない。
- (2) 流路の拡大部／縮小部の付加摩擦損失係数をREFLA/TRACコードに用いた値と同じにしてTRAC-PF1コードで計算すると、圧力損失が過大評価された。これは、TRAC-PF1コードの運動量保存式の差分方法の誤差のために流路の拡大部／縮小部で大きな圧力損失が計算されたからである。

壁面摩擦相関式はTRAC-PF1コードで利用可能なMacAdamsの壁面摩擦相関式に置き換えた。また、流路拡大部／縮小部の運動量保存式の差分方法の誤差により発生する圧力損失と流路拡大部／縮小部で発生する圧力損失が同程度であると考えて、付加摩擦損失係数を0とした。さらに、第3章に述べたのと同様なチェックをTRAC-PF1コードについても行い、健全ループ、破断ループ等の付加摩擦損失係数を再設定し、測定結果と一致する差圧分布を得た。

以下、4.1節から4.4節において、両コードの計算結果と測定結果とを比較し、REFLA/TRACコードの予測性能並びに改良モデルが計算に与えた影響について検討する。

4.1 減圧挙動と破断ループにおける熱水力挙動

減圧挙動と破断流量

図4.1.1に上部プレナム圧力と破断流量の積算値を示す。破断と同時に1次系内の流体の放出が開始され、圧力が低下する。表2.1.2に示したように、0.043秒には蒸気発生側（ホットレグ側）破断ループのサブクールプローダウンが終了した。0.24秒には原子炉はスクラムされ、0.94秒には1次冷却材ポンプのコーストダウンが開始された。3.4秒には原子炉容器側（コールドレグ側）破断ループのサブクールプローダウンが終了した。圧力が所定の圧力以下となったために、16.8秒には健全ループコールドレグへの蓄圧器（Acc）からの注水が開始され、蓄圧器が空になった49.6秒まで注水が行われた。また、23.9秒および37.32秒から、高压注入系および低压注入系による注水がそれぞれ開始された。

REFLA/TRACコードとTRAC-PF1コードの計算結果を比較すると、

(1) 破断直後から蓄圧器注水開始までの期間では、両コードはほぼ一致した結果を与える。

(2) 蓄圧器注水開始後では、REFLA/TRACコードはTRAC-PF1コードに比べてコールドレグ側破断流量を小さく計算している。すなわち、ECC水のバイパス量が小さく計算されている。また、上部プレナム圧力は、REFLA/TRACコードによりTRAC-PF1コードよりもやや高めに計算されている。

ことがわかる。

(1) は、ブローダウン時の減圧挙動に対するモデル変更の影響が小さいことを示す。(2) のコールドレグ側破断流量の違いは、REFLA/TRACコードではコールドレグおよびダウンカマ頂部で起こる凝縮現象に対して簡易凝縮モデルが使用されたことのためと考えられた。簡易凝縮モデルがECC水バイパス現象に与えた影響については4.3節で検討する。また、破断口からの流出流量が小さくなつたことによって、1次系内の保有エンタルピの減少率が小さくなり、圧力もやや高くなつた。

REFLA/TRACコードの計算結果は、測定結果の定性的傾向を良好に再現している。定量的にも、測定結果との一致がよく、TRAC-PF1コードと同程度あるいはそれ以上の予測精度を実現できている。

破断ループ蒸気発生器側ループにおける熱水力挙動

図4.1.2に破断ループ(蒸気発生器側ループ)のホットレグ部における流量、流体密度および流体温度を示す。破断直後、流量はやや増加し、その後減少している。破断とほぼ同時にフラッシングが開始されるため流体密度は減少している。5秒頃に流量が再び増加する。これは、健全ループのホットレグ部で逆流を生じたためと考えられる(図4.2.1参照)。34秒頃に炉心部の再冠水が開始されたために、炉心内の過熱蒸気がホットレグ部に押し出されてくる。このために、流体温度は34秒から過熱された状態を示している。

REFLA/TRACコードとTRAC-PF1コードの結果を比較すると、両コードはほぼ一致した結果を与えており、30秒をすぎた頃の流体温度には、やや違いがみられているのは、REFLA/TRACコードによりTRAC-PF1コードよりも1次系圧力がやや高く計算されていること、REFLA/TRACコードでは34秒に炉心部の再冠水が開始されたのに対してTRAC-PF1コードでは50秒であったこと、並びに、再冠水時の炉心熱水力モデルの改良のためREFLA/TRACコードではTRAC-PF1コードよりも炉心上部での蓄水が多くなっていることによる。

REFLA/TRACコードは蒸気発生器側破断ループにおける測定結果の傾向を良好に再現している。定量的にも測定結果とほぼ一致した結果が得られている。

図4.1.3に、蒸気発生器側破断ループの区間差圧を示す。破断と同時に各部で大きな圧力損失を生じている。図4.1.2に示した流量の増減に対応して各部の圧力損失が増減している。ポンプ模擬部と破断オリフィスで最も大きな圧力損失を生じている。

LOFT試験装置蒸気発生器模擬部およびポンプ模擬部には多孔板が装着されている。これらの多孔板の摩擦損失係数が不明だったので、破断後20秒の差圧が一致するように付加摩擦損失係数を設定した。その他の区間についてはREFLA/TRACコード内蔵モデルを用

いて圧力損失係数を計算させた。一方、TRAC-PF1コードの入力データでは、ポンプ模擬部の差圧がほぼ一致するように付加摩擦損失係数を設定した。また、流路拡大や縮小による付加摩擦損失係数は0とした。これは、TRAC-PF1コードでは、拡大縮小部分で生じる数値解法上の誤差のために生じる圧力損失が拡大部／縮小部で生じる圧力損失と同程度と判断したことによる。

REFLA/TRACコードによる結果とTRAC-PF1コードによる結果は、蒸気発生器模擬部を除けば、ほぼ一致している。蒸気発生器模擬部での圧力損失がTRAC-PF1コードによる計算では過小評価された。これは、入力データ上で多孔板部の流路面積縮小を考慮しなかったにも関わらず付加摩擦損失係数を0として計算させたために、多孔板による圧力損失が考慮されない計算となっていたためである。適切な付加摩擦損失係数を入力すれば、TRAC-PF1コードによってもほぼ妥当な圧力損失が計算できると考えられる。

REFLA/TRACコードとTRAC-PF1コードのいずれによってもプローダウン時の破断ループ各部の圧力損失計算をほぼ妥当に計算できると考える。圧力損失計算モデルを改良したにも関わらずほぼ一致した結果が得られたのは、付加摩擦損失係数の違いによる相違の中に圧力損失計算モデルによる相違がマスクされたことによる。

付加摩擦損失係数の設定に際して、TRAC-PF1コードでは流路の拡大部／縮小部で数値解法上の問題のために、拡大部／縮小部の付加摩擦損失係数を0としても圧力損失は0とはならない。このためにTRAC-PF1コードでは、入力データ設定時にその誤差を補正する必要があった。誤差はノーティング方法にも依存しているので、入力データを設定するのは非常に複雑であった。REFLA/TRACコードでは、流路拡大部／縮小部での運動量保存式が改良されたために数値解法による誤差が小さくなり、その補正をほとんど考慮しなくてもよいようになり、付加摩擦損失係数の設定をより簡易に扱えた。

破断ループ原子炉容器側ループにおける熱水力挙動

図4.1.4に原子炉容器側破断ループにおける流量、流体密度および流体温度を示す。

破断直後の流量は測定結果に比べて小さく、破断後5秒前後では逆にやや大きく計算されているが、全体の傾向は妥当に再現されている。破断直後、流量が測定結果よりも小さいにもかかわらず、差圧は測定結果よりも大きく計算されていた。また、差圧は主として破断口オリフィスの部分で生じていた。オリフィス部分では、臨界流モデルが用いられていた。サブクール状態における臨界流モデルの取り扱いについてさらに検討する必要がある。

破断直後では水単相であるため密度は大きい。密度低下のタイミングは測定結果に比べてやや遅れている。これは、破断直後の流量を測定結果よりも小さく計算したために、破断開始時に破断ループにたまっていた水が破断ループ内に長めにとどまっていたためと考えられる。16.8秒に蓄圧器から健全ループコールドレグへの注水が開始されている。コールドレグに注水された水の一部がダウンカマから原子炉容器側破断ループに流入したために20秒前後に流体密度が大きくなっている。健全コールドレグへの蓄圧器からの注水は49.6秒に終了している。蓄圧器からの注水が終了したことでコールドレグ部で蒸気が完全に凝縮できなくなり、健全コールドレグからダウンカマ頂部に流入する蒸気流量が大きくなった。50秒から60秒にかけて流体密度が大きくなったのは、健全ループコールドレグ等に蓄積されていた水が蒸気流によりキャリーオーバーされたためである。蓄積していた水がなくなった後は流体密度は小

さくなつた。

流体温度は、破断直後にはほぼ飽和温度となつた。22秒ごろから流体温度が下がり始めていゝ。これは、健全コールドレグに注入された水の一部が流入してきたためである。蓄圧器からの注水が49.6秒に終了した後もしばらくの間流体温度はサブクールされている。これは、健全コールドレグに蓄積されていたサブクール水が蒸気流によりキャリーオーバーされたためである。蓄積された水がなくなった後、流体温度は飽和温度に等しくなつてゐる。

REFLA/TRACコードの結果とTRAC-PF1コードの結果を比較すると、

- (1) 破断直後から、蓄圧器注水開始までの期間では、両コードの計算結果はほぼ一致している。
- (2) 蓄圧器からの注水期間では、TRAC-PF1コードの結果には間欠的な流量と流体密度の増加がみられているが、REFLA-TRACコードの結果にはそのような増加はみられない。

ことがわかる。(1)は、プローダウン時の原子炉容器側ループにおける熱水力挙動に対して改良の影響が小さかったことを示す。REFLA-TRACコードから簡易凝縮モデルを削除して計算を行つたところ、蓄圧器からの注水開始後にTRAC-PF1コードと同様な間欠的な流量と流体密度が計算された。したがつて、蓄圧器からの注水開始後の挙動に対してみられた相違は、凝縮モデルの改良の影響と考えられる。

REFLA/TRACコードの計算結果は、測定結果と対応のとれた結果を与えてゐる。また、TRAC-PF1に比べて測定結果との一致がよく、予測精度が改善されたといえる。

4. 2 健全ループにおける熱水力挙動

健全ループホットレグ部における熱水力挙動

図4.2.1に健全ループホットレグ部における流量、流体密度および流体温度を示す。測定結果は流量の絶対値であり正流と逆流を区別できないので、符号を逆転させた流量も併せて示した。

破断後、流量はしだいに小さくなつてゐる。そして、5秒から20秒頃にかけては蒸気発生器から原子炉容器に向けて逆流している。破断後50秒頃に流量は大きくなつてゐる。この時、流量のピーク値は38kg/sに達している。この時の流れを蒸気単相流であると仮定すると、蒸気流速は約250m/sでなければならない(蒸気密度は0.47MPaに対する飽和蒸気密度である2.38kg/m³、ホットレグ流路面積は0.0634m²とした)。また、このような流量の増加が、炉心が急速にクエンチされたために炉心からのキャリーオーバーが増加したと仮定すると、流体密度が増加するものと思われるが、測定結果にはそのような増加はみられていない。50秒頃にみられる流量の増加については、測定結果の精度にあると考える。

流体密度は、破断開始後フラッシングを生じるために急激に減少している。破断開始後5秒頃に流体密度は一時的に大きくなつてゐる。これはホットレグ部の流れの向きが逆転したために蒸気発生器側から密度の大きな二相流体が逆流してきたことによる。測定結果にも同様に一時的な流体密度の増加がみられている。

流体温度は、ほぼ飽和温度である。30秒以降において、流体は過熱されている。これは、

炉心で過熱状態となった蒸気が健全ループのホットレグ部に流入してきたためである。

REFLA/TRACコードとTRAC-PF1コードの計算結果を比較すると、

(1) 破断から30秒頃までについては、両コードの計算結果はほぼ一致している。

(2) 50秒以降において、TRAC-PF1コードでは大きな流体の過熱度が計算されているのに対して、REFLA/TRACコードではみられていない。

ことがわかる。(2)の違いを生じたのは、後述するように、REFLA/TRACコードの計算では30秒頃に炉心部の再冠水が開始されたのに対して、TRAC-PF1コードの計算では50秒頃まで炉心部の再冠水開始が遅れているためである。

REFLA/TRACコードの計算結果は、測定結果と対応のとれた結果を与えており、健全ループのホットレグ部の挙動を良好に再現している。

健全ループ蒸気発生器における流体温度

図4. 2. 2に健全ループ蒸気発生器の出入口プレナムにおける流体温度を示す。蒸気入口プレナム部では、流体はほぼ飽和温度である。破断開始から20秒頃までは、蒸気発生器出口プレナム部の流体温度もほぼ飽和温度である。その後、蒸気発生器出口プレナムは蒸気単相となり、2次側の高温の流体との熱交換によって過熱された蒸気で占められるようになるために、出口プレナムでの流体温度は過熱度を示している。

REFLA/TRACコードとTRAC-PF1コードの計算結果を比較すると、

(1) 破断開始から、20秒頃までの計算結果は両コードでほぼ一致している。

(2) 20秒から40秒にかけて、REFLA/TRACコードは入口プレナムの温度をやや高く計算している。これは、図4. 1. 1にみられるように、1次系内の圧力をやや高く計算しているためである。

(3) 50秒以降では、TRAC-PF1コードのほうがREFLA/TRACコードよりも入口プレナムの流体温度を高く計算している。これは、TRAC-PF1コードでは50秒頃に炉心部の再冠水が開始され、炉心で過熱された蒸気が入口プレナムに流入したことによる。

(4) 出口プレナムについて、流体が過熱され始めるタイミングに違いがあるが、両コードの結果は定性的にはほぼ一致している。

ことがわかる。

REFLA/TRACコードは測定結果と対応した計算結果を与えており、定量的に良好な一致を与えている。

健全ループコールドレグ部における熱水力挙動

図4. 2. 3に健全ループコールドレグ部における流量、流体密度および流体温度を示す。これらの諸量はECC水の注入口とポンプの中間部で測定された。測定結果には、蓄圧器が作動している期間に間欠的な流量と流体温度の増加がみられた。図4. 2. 3には、移動平均法によってスムージングした結果を示してある。このため、間欠的なデータが正確には表れていない。また、流量の測定結果は絶対値を示し、流れ方向までは示していない。

破断後、流量は減少している。5秒頃に一時的に流量が大きくなっている。ほぼ同じ時期に

健全ループホットレグ部においても一時的な流量の増加が観察されている。この流量の増加は、蒸気発生器の伝熱管部で沸騰が生じて伝熱管部の流体が押し出されたためと考えられる。蓄圧器からの注水が開始されしばらくすると、流量と流体密度に大きな振動がみられている。これは、注入されたECC水が間欠的にポンプ側に逆流したことを示している。前述のように流量の測定結果は、その絶対値を示しており流れ方向は示していない。図からは定常的に大きな流量を生じているように見えるが、これは正流と逆流を繰り返しているデータをスマージングして表示したためである。蓄圧器からの注水終了後は、約10秒程度振動が続いた後に蒸気単相流に推移し、流量は小さくなっている。

流体密度は、初期に水単相の状態からしだいに低下している。蓄圧器による注水期間中に流体密度が大きくなっているのは、水が間欠的にポンプ側に逆流したためである。蓄圧器からの注水終了後は水が排除されるために流体密度は小さくなっている。

流体温度はほぼ飽和温度に沿って変化している。蓄圧器からの注水開始後には水の間欠的な逆流のために、飽和温度とサブクールされた状態とを繰り返している。蓄圧器からの注水終了後は逆流していた水が排除され、流体温度はほぼ飽和温度に保たれている。

REFLA-TRACコードの結果とTRAC-PF1コードの結果を比較すると、

(1) 破断から蓄圧器による注水開始までの期間における両コードの計算結果はほぼ一致している。

(2) 20秒以降、REFLA/TRACコードは流体温度をやや高く計算している。これは、

図4. 1. 1にみられるように、1次系内の圧力をやや高く計算しているためである。ことがわかる。

REFLA/TRACコードの計算結果と測定結果を比較すると、破断開始から蓄圧器注水開始までの期間の流量変化は良好に再現されていることがわかる。REFLA/TRACコードの計算では、コールドレグ部に対して簡易凝縮モデルが適用されているので、ECC水のポンプ側への逆流は扱えない。このため、REFLA/TRACコードによる計算結果では蓄圧器からの注水期間にみられた振動的な挙動は再現されていない。測定結果では、逆流を伴う流動振動がみられているが、5秒程度の平均値でみると注入されたECC水はダウンカマに流入している。流動振動を再現できていないことが全体の予測精度与えた影響は小さいものと考える。

以上の結果から、REFLA/TRACコードによって健全ループ部の挙動をほぼ妥当に再現できることを確認できた。

4. 3 原子炉容器内における熱水力挙動と炉心冷却挙動

ECC水バイパス挙動

図4. 3. 1にダウンカマ頂部における流量とその積算値並びに炉心入口流量の積算値の計算結果を示す。ダウンカマ頂部の流量は正の場合が下部プレナム側へと流入することを表している。

REFLA/TRACコードの結果とTRAC-PF1コードの結果を比較すると、

(1) 破断から蓄圧器注水開始までの挙動は、両コードでほぼ一致している。

(2) 蓄圧器注水開始後、TRAC-PF1コードの結果にはダウンカマ頂部で流量の振動が

計算されているのに対して、REFLA/TRACコードの結果では振動が少ない。

- (3) REFLA/TRACコードによる結果では下部プレナムへの落水が20秒頃に開始されたのに対して、TRAC-PF1コードによる結果では40秒頃である。すなわち、TRAC-PF1コードのほうがREFLA/TRACコードよりも大きいECC水バイパス量を与えている。
- (4) 炉心の再冠水開始時間はREFLA/TRACコードの計算では34秒であったのに対して、TRAC-PF1コードの計算では50秒であった。

ことがわかる。

(1) の結果は、プローダウン時の挙動に対して、REFLA/TRACコードに導入したモデルの影響が小さいことを示唆する。

(2) の違いは、簡易凝縮モデルが適用されたことのためと考えられる。TRAC-PF1コードによる計算では凝縮による流量振動のために大きな上向きの流速(図4.3.1では負の流量にあたる)を生じている。この時にダウンカマ内の流体が吸い出されて破断ループから流出していた。REFLA/TRACコードでは、簡易凝縮モデルが適用されたことで凝縮に起因する流量振動が抑制されてダウンカマ部での上向きの流速が小さくなってしまっており、破断ループへの流出量も小さくなっていると考えられる。このことを確かめるために、簡易凝縮モデルを取り外したREFLA/TRACコードを作成し計算を実施した。簡易凝縮モデルを取り外したケースではTRAC-PF1コードと同様にダウンカマ頂部での振動と再冠水開始時間の遅れが計算され、(2)の違いが簡易凝縮モデルの効果であることが確認できた。

(2) の違いはシステム内の挙動に大きな影響を与えていている。すなわち、(2)の結果として、(3)のように下部プレナムへの落水挙動の違いを生じた。下部プレナムに流下した水は下部プレナム内に蓄積される。下部プレナムが満水となることで炉心部の再冠水が開始される。すなわち、下部プレナムへの落水量の違いの結果として、(4)の再冠水開始時間の違いを生じている。

図4.3.1に示した諸量の測定結果は得られていないので、REFLA-TRACコードの結果とTRAC-PF1コードの結果のどちらが実験結果に近いかを直接判定できない。図4.1.1および図4.1.2に示した原子炉容器側破断ループの流量の測定結果から判断すると、REFLA/TRACコードの結果のほうが測定結果との一致がよく、より実験結果に近いと考えられる。また、後述する炉心部冷却挙動からも同様に判断できる。

原子炉容器内の蓄水挙動

図4.3.2に原子炉容器内のダウンカマ部、下部プレナム部、および炉心部の平均ボイド率の計算結果を示す。また、図4.3.3に炉心内の局所ボイド率の計算結果を示す。実験では、原子炉容器内のボイド率や差圧は測定されなかったためこれらの計算結果を測定結果と比較できなかった。

破断開始前、ダウンカマ部は水で満たされている。破断により圧力が低くなりフラッシングが開始されるので、ダウンカマ内のボイド率は3秒頃から大きくなり始めている。蓄圧器からの注水は16.8秒に開始された。注入された水は18秒頃にダウンカマ頂部に流入した。ダウンカマ頂部に流入した水はダウンカマ部をバイパスして原子炉容器側破断ループに流出した。図4.1.4の原子炉容器側破断ループ流量には、20秒付近において一時的な流量の増加が

みられている。破断後23秒頃から、ECC水のバイパスがなくなり、水はダウンカマ部を流下していった。その結果、ダウンカマ部のボイド率は低下している。炉心の再冠水開始（34秒）直後に一時的にボイド率がおおきくなるが、その後は徐々に減少した。60秒以降ではダウンカマ下部は水で満たされ、ダウンカマ上部は二相流状態であった。

下部プレナム部では、ダウンカマ部と同様に、破断後3秒頃にフラッキングが開始され、ボイド率は大きくなり始めている。また、破断後25秒から、ダウンカマを落下した水が蓄積されてボイド率は小さくなっている。破断後33秒頃、炉心直下のセルにも蓄水が開始されている。再冠水開始後は、蓄圧器からの注水が終了した後に炉心からの逆流のため炉心直下でボイド率が一時的に大きくなるが、その他の時期では下部プレナムは水で満たされている。

炉心部では、破断とほぼ同時にフラッキングが開始され炉心内のボイド率は大きくなり始めている。詳細にみると、ボイド率の上昇は炉心上部から開始され炉心下部へと広がっている。破断後3秒頃には、炉心部のボイド率は頂部を除きほぼ1となった。破断後34秒に再冠水が開始され、炉心部のボイド率は下がり始めた。ボイド率の低下する領域は時間とともに炉心上部にも広がり、破断後40秒には炉心全域になった。

REFLA/TRACコードとTRAC-PF1コードの計算結果を比較すると、

- (1) 蓄圧器注水開始までの期間における各部の平均ボイド率は、ほぼ一致している。
- (2) ECC水のバイパス終了のタイミングは、REFLA/TRACコードのほうが早いために、ダウンカマ、下部プレナム、および炉心の蓄水が早期に開始される。
- (3) REFLA/TRACコードによる計算では、蓄水が再冠水開始後数秒で炉心全域に広がっている。一方、TRAC-PF1コードによる計算では、蓄水は炉心下部から順次広がる。このために、炉心上部では蓄水がほとんど無い期間が長く継続している。

ことがわかる。

(2) の違いは、前述のように簡易凝縮モデルの効果である。(3) の違いは、REFLA/TRACコードに組み込まれた再冠水モデルの効果と考えられる。再冠水実験を対象として実施した評価結果においても同様な相違がみられていた。再冠水実験を対象とした性能評価で炉心内ボイド率の比較した結果では、TRAC-PF1コードで予測精度の悪かったものが、REFLA/TRACコードにより良好な一致が得られていた。⁽⁷⁾ このことから、LOFT試験においても、再冠水開始後の炉心内ボイド率はREFLA/TRACコードの計算結果に近いものであると考える。

炉心内冷却挙動

図4、3、4に高出力棒での被覆管温度を示す。図中のR、S、は再冠水開始の時刻を示している。REFLA/TRACコードの計算では34秒に、TRAC-PF1コードの計算では50秒に、炉心部の再冠水が開始された。

測定結果によれば、破断直後に炉心全域で被覆管温度の上昇が開始されている。また、12秒から22秒にかけて炉心上部では一時的なリウェット現象が観察されている。また、最高被覆管温度は高さ位置0.69mで1078Kが観察された。炉心部の再冠水は30秒頃に開始され、炉心は65秒にクエンチされた。

REFLA/TRACコードの予測はTRAC-PF1コードによるものより測定結果との一致がよい。炉心下部0.2mの位置では測定結果とほぼ一致している。最高被覆管温度の測

定された0.69mの位置では、REFLA/TRACコードは測定結果よりも高い温度を予測している。炉心上部でみられた一時的なリウェット現象を両コードとも再現できていない。

REFLA/TRACコードの計算結果は測定結果に比べてクエンチ時間を遅めに計算している。測定結果では、炉心中心部の各高さ位置で60秒頃に一斉にクエンチされていた。このような挙動はREFLA/TRACコードでは再現されていない。LOFT試験装置では、熱電対が被覆管表面に外側から取り付けられている。このような熱電対の取り付け方法が被覆管温度の測定結果に与える影響のためにこのようなクエンチ挙動が観察された可能性が指摘されている。また、一斉のクエンチが蓄圧器が空になった直後に発生しているので、蓄圧器からの窒素ガスの注入が影響を与えた可能性も考えられる。今後、さらに検討する必要がある。

再冠水開始以前のプローダウン期は圧力、流量ともに高い時期である。REFLA/TRACコードで使われている村尾らの膜沸騰相関式は再冠水領域のデータに基づいて開発されたものであり、プローダウン直後のような高圧で高流速の条件に対しても適用可能であるかは疑問である。高圧・高流速下での膜沸騰モデルについては、今後さらに検討する必要がある。LOFT試験による評価結果によれば、REFLA/TRACコードは測定結果に比べて高めの温度を予測している。したがって、安全評価の観点では保守的な結果を与えるものと思われ、実用上は十分であると考えられる。

4. 4 計算時間

図4.4.1に計算時間の比較を示す。REFLA/TRACコードはTRAC-PF1コードより計算時間が少なく、計算が高速化されている。特に、再冠水期の計算時間の違いが大きく、過渡計算150秒では約3倍の計算時間の違いがある。

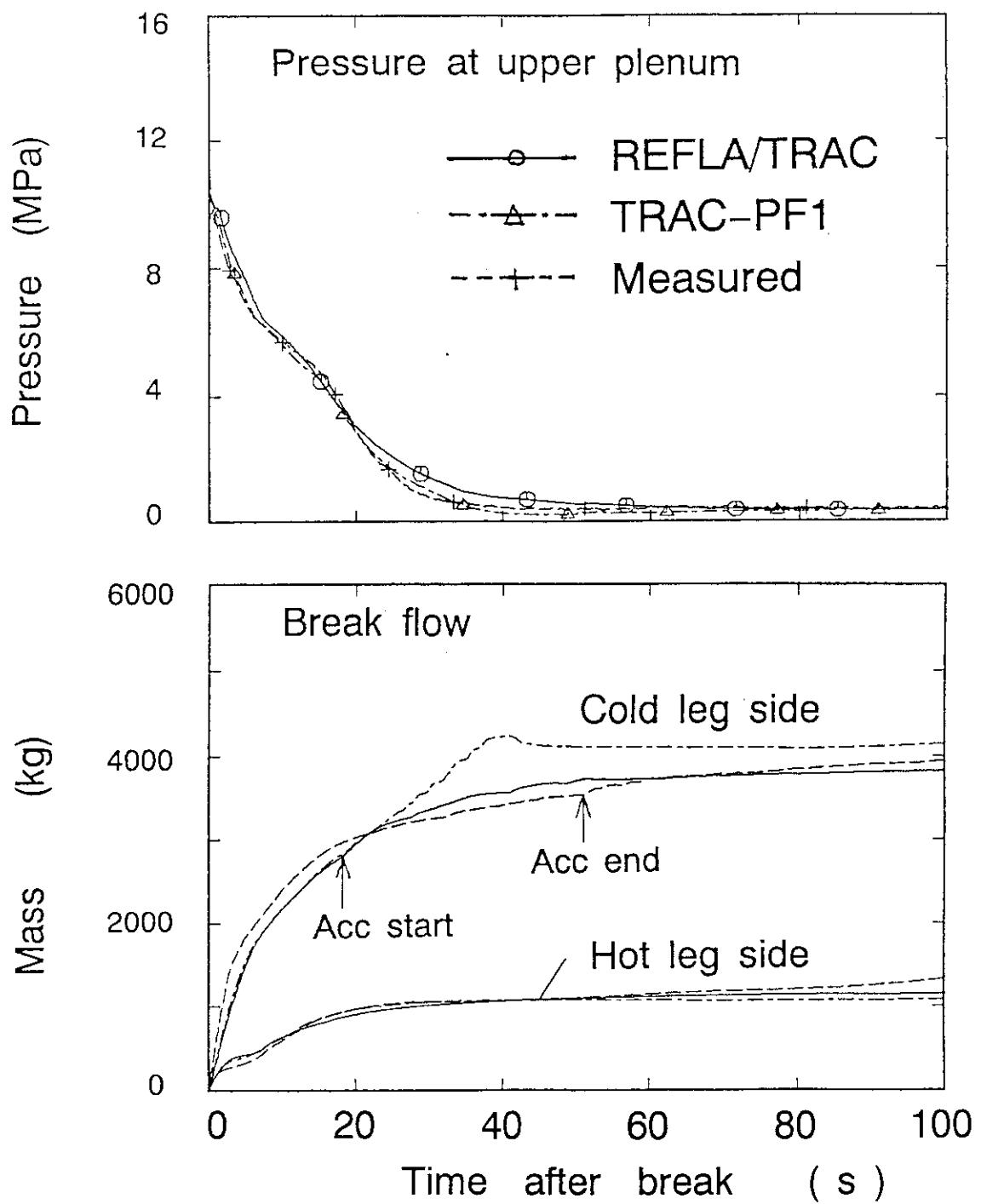


図4.1.1 1次系内の減圧挙動と破断流量の積算値

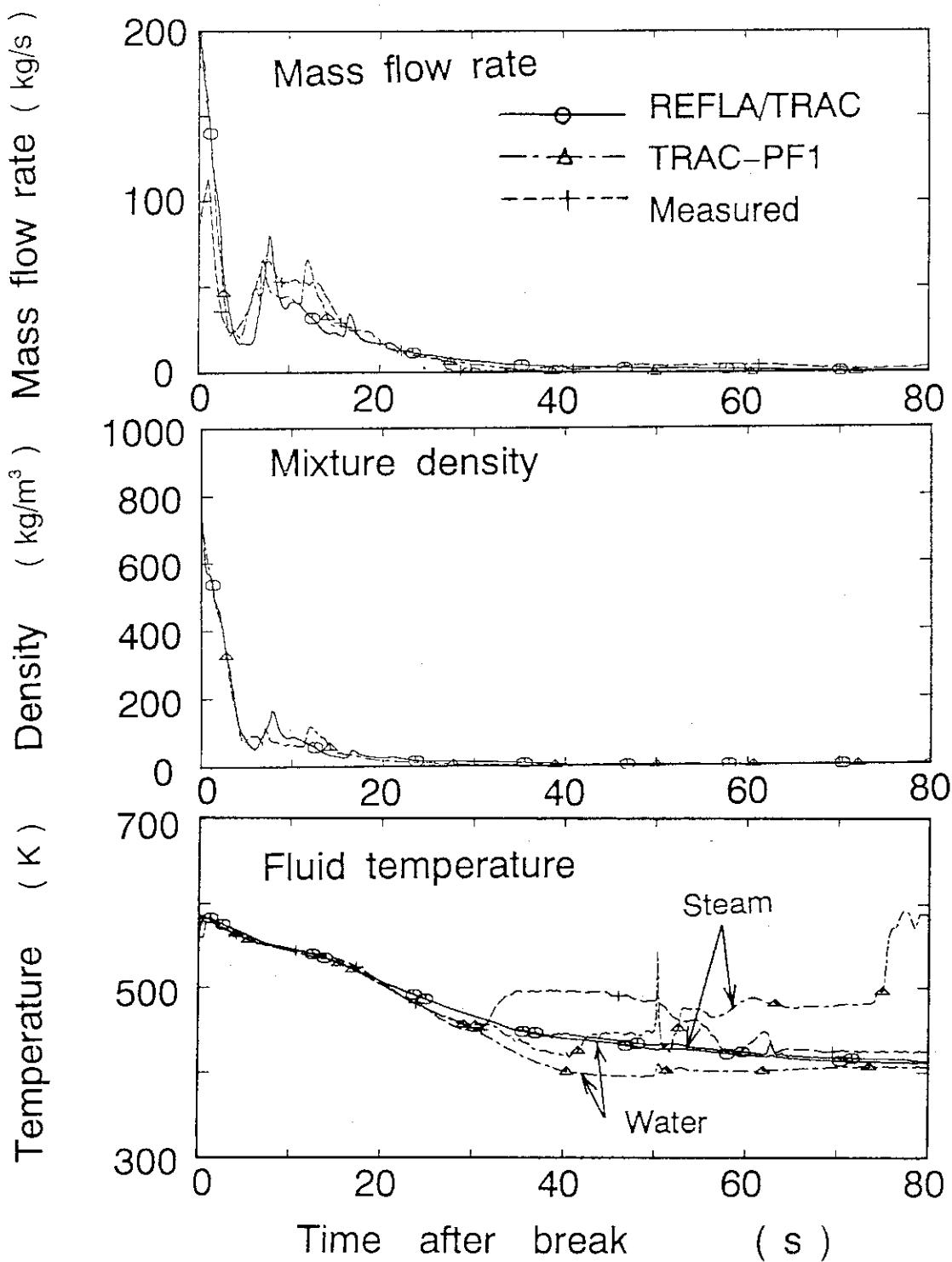
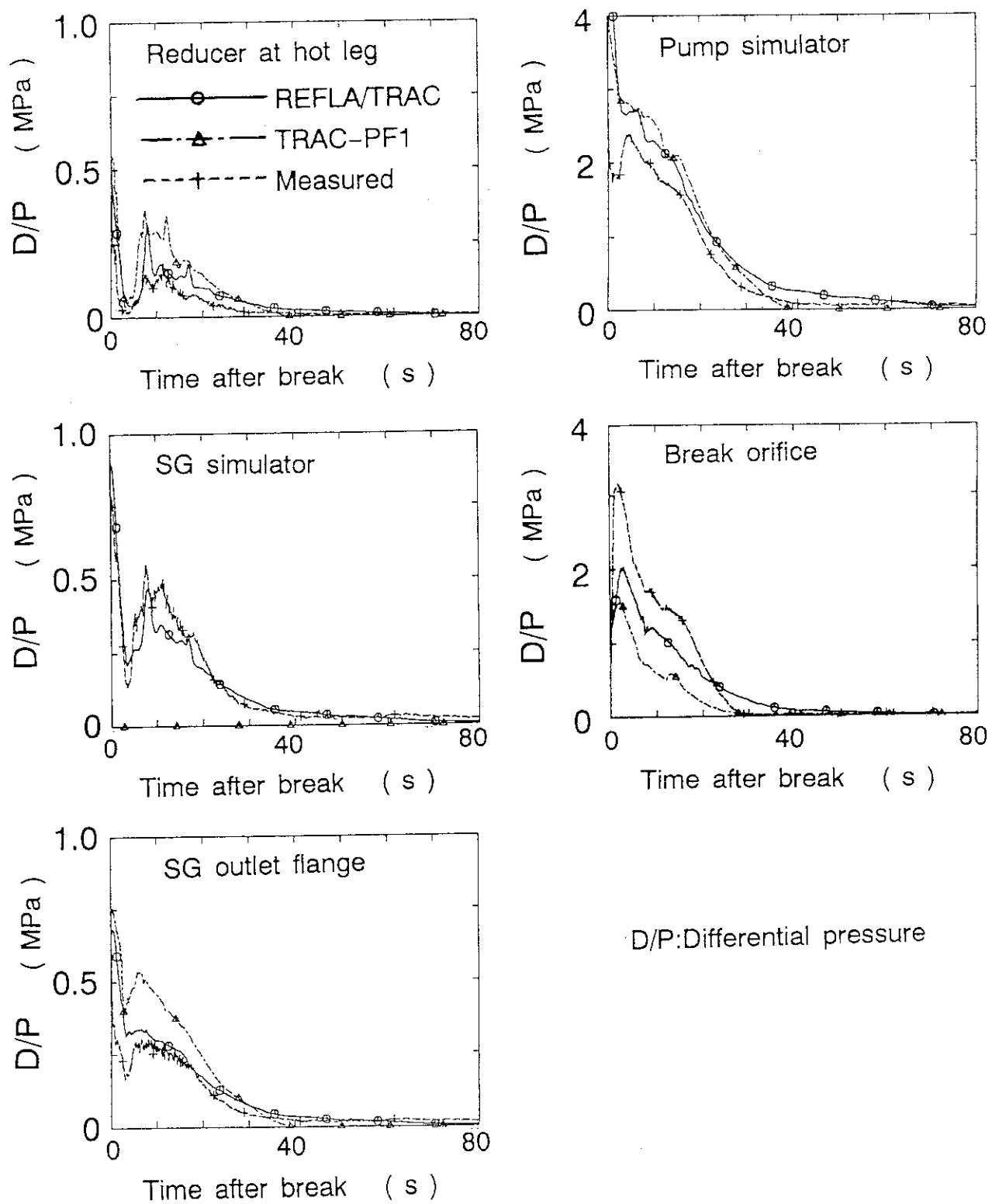


図4.1.2 破断ループ：蒸気発生器側ループのホットレグ部における挙動



D/P:Differential pressure

図4.1.3 破断ループ：蒸気発生器側ループの各部における差圧

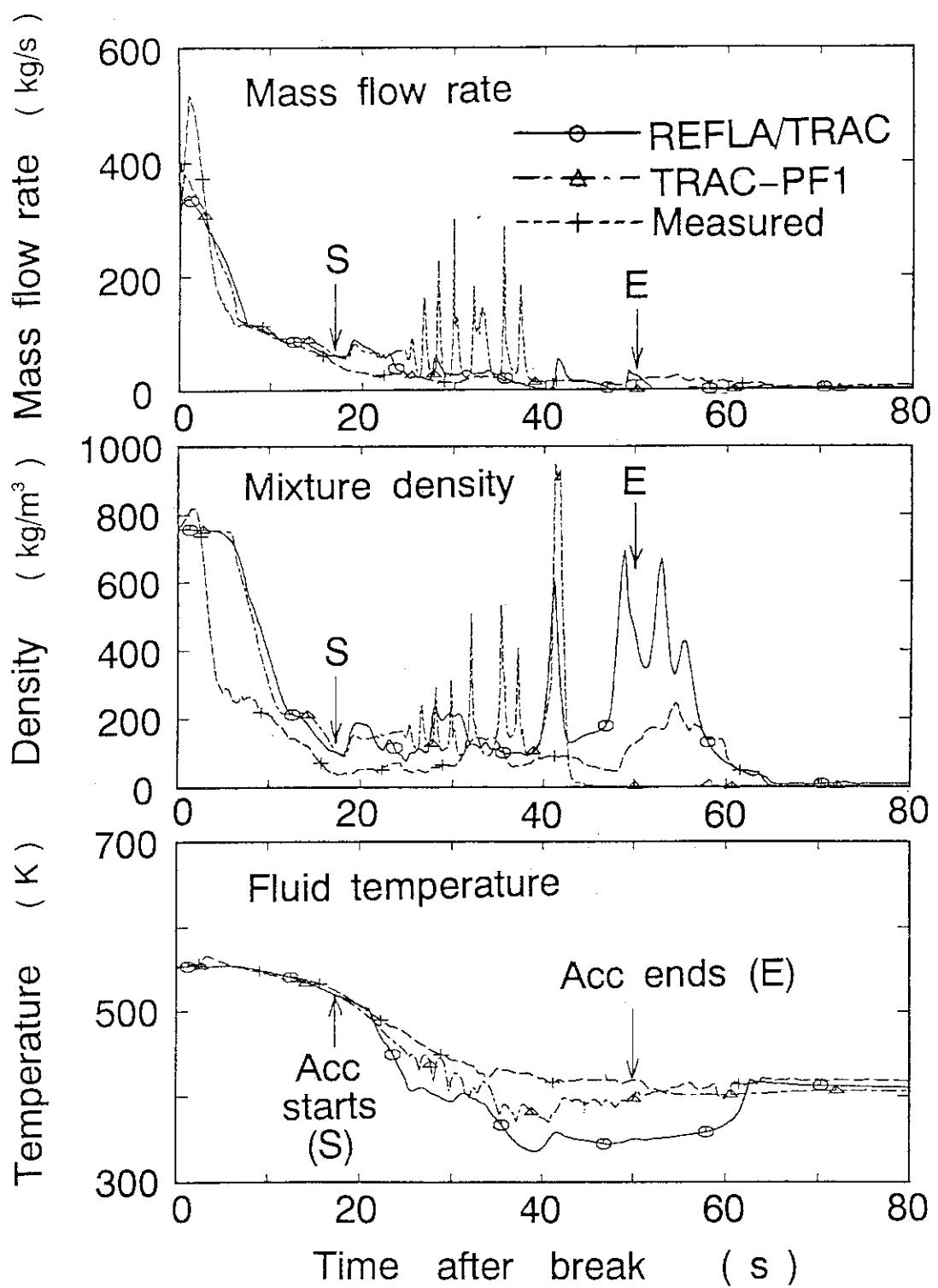


図4.1.4 破断ループ：圧力容器側ループにおける挙動

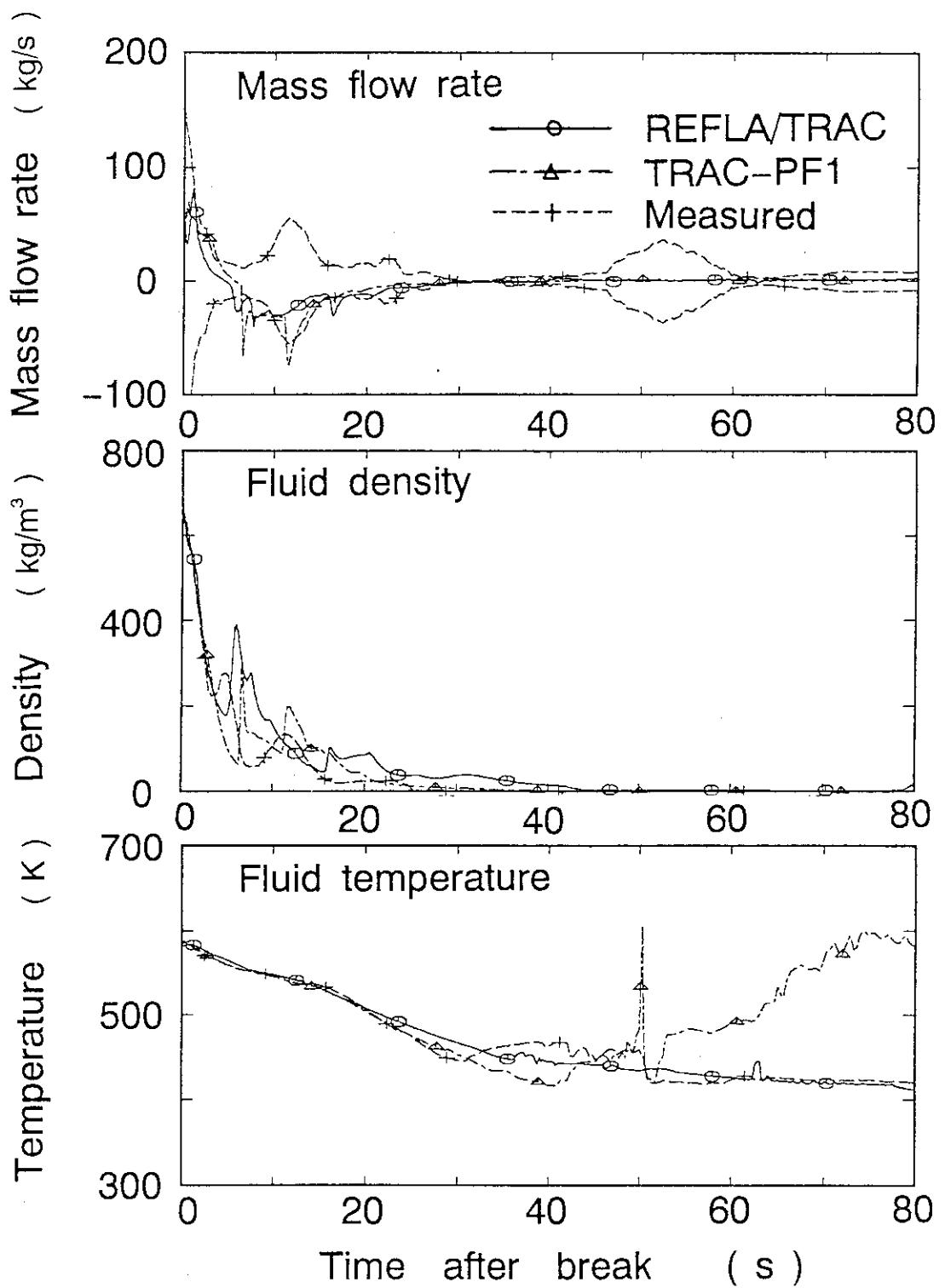


図4.2.1 健全ループ：ホットレグ部における挙動

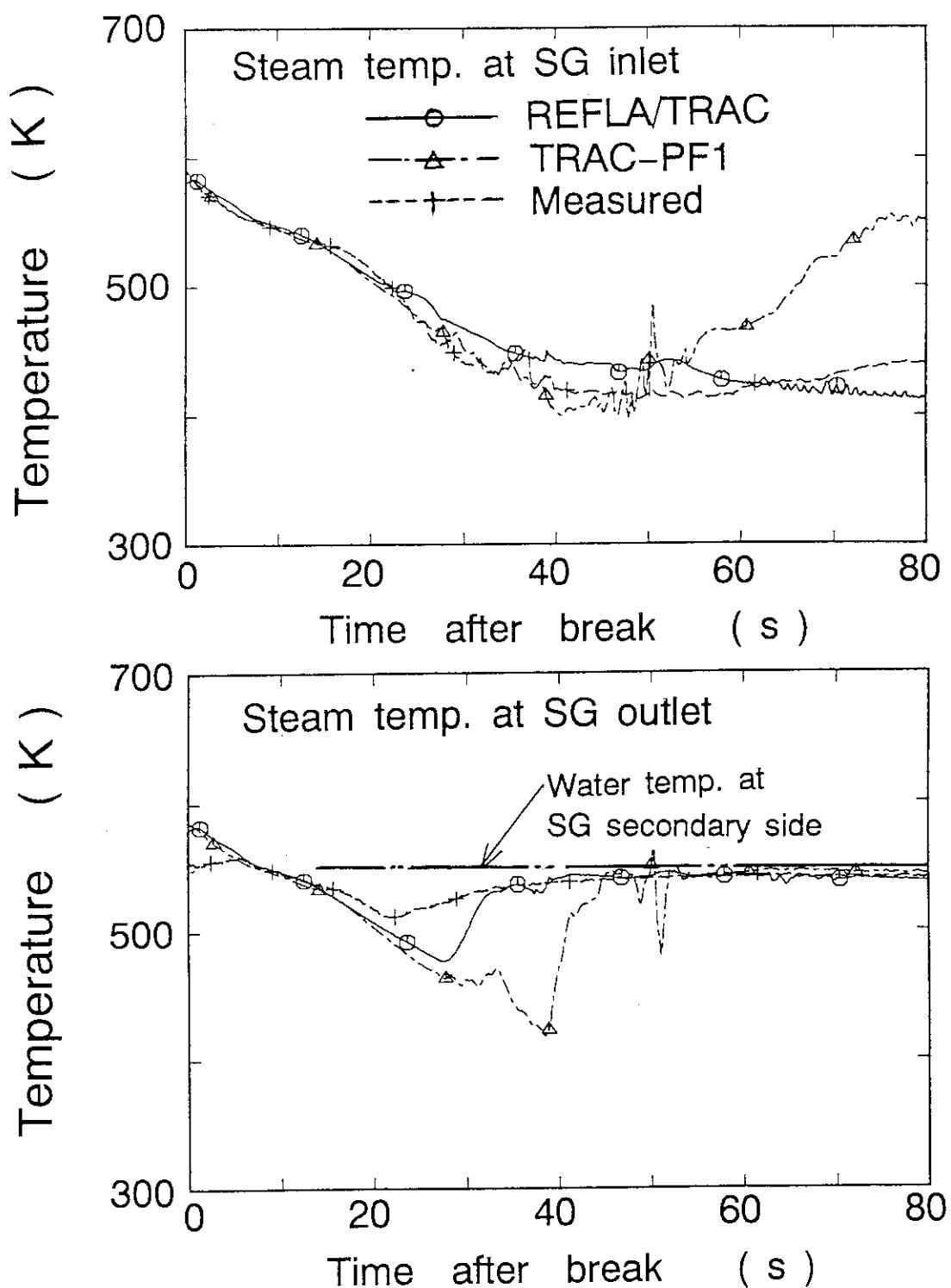


図4.2.2 健全ループ：蒸気発生器出入口プレナムにおける流体温度

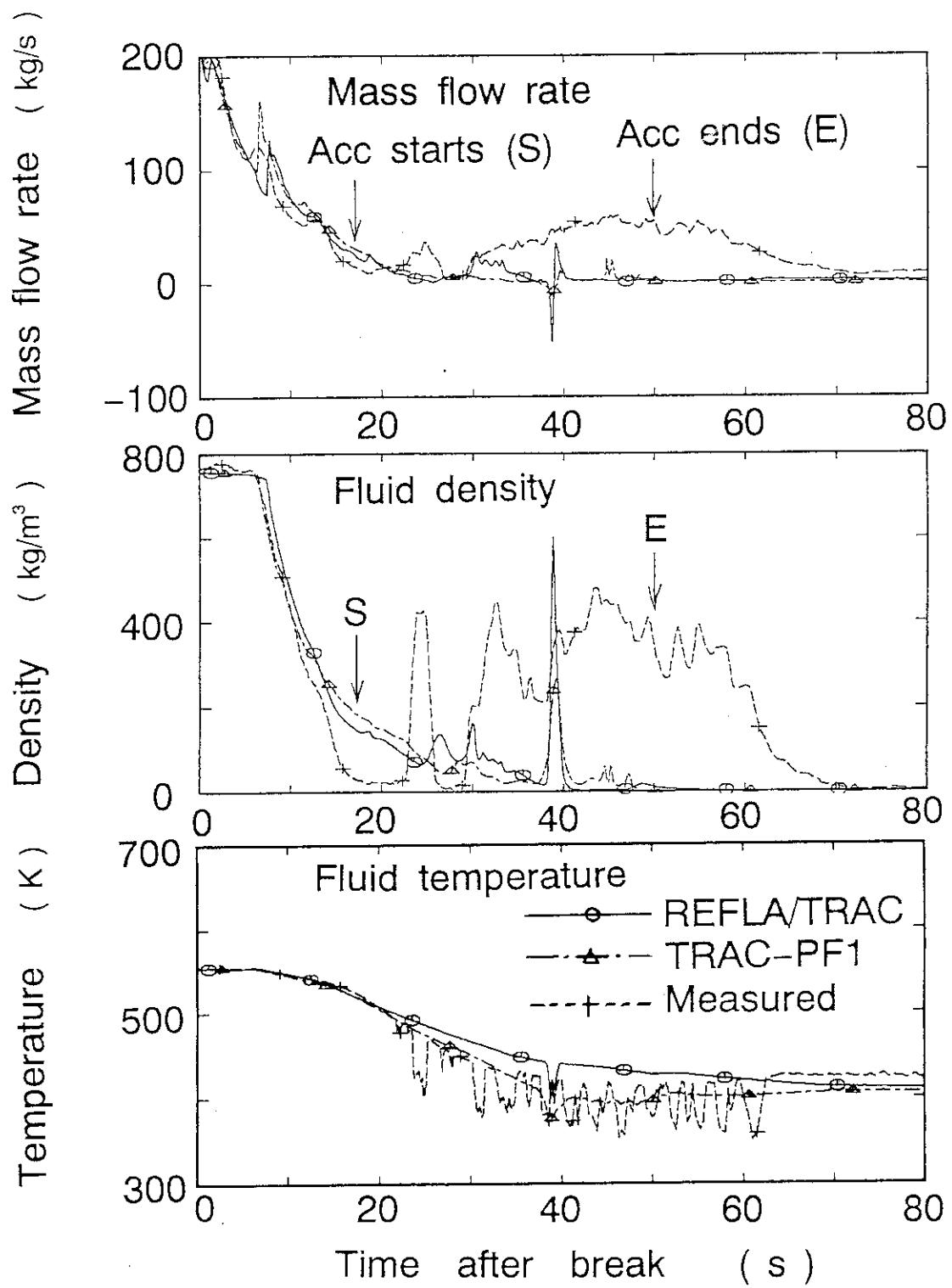


図4.2.3 健全ループ：コールドレグ（ポンプとECCポート間）における挙動

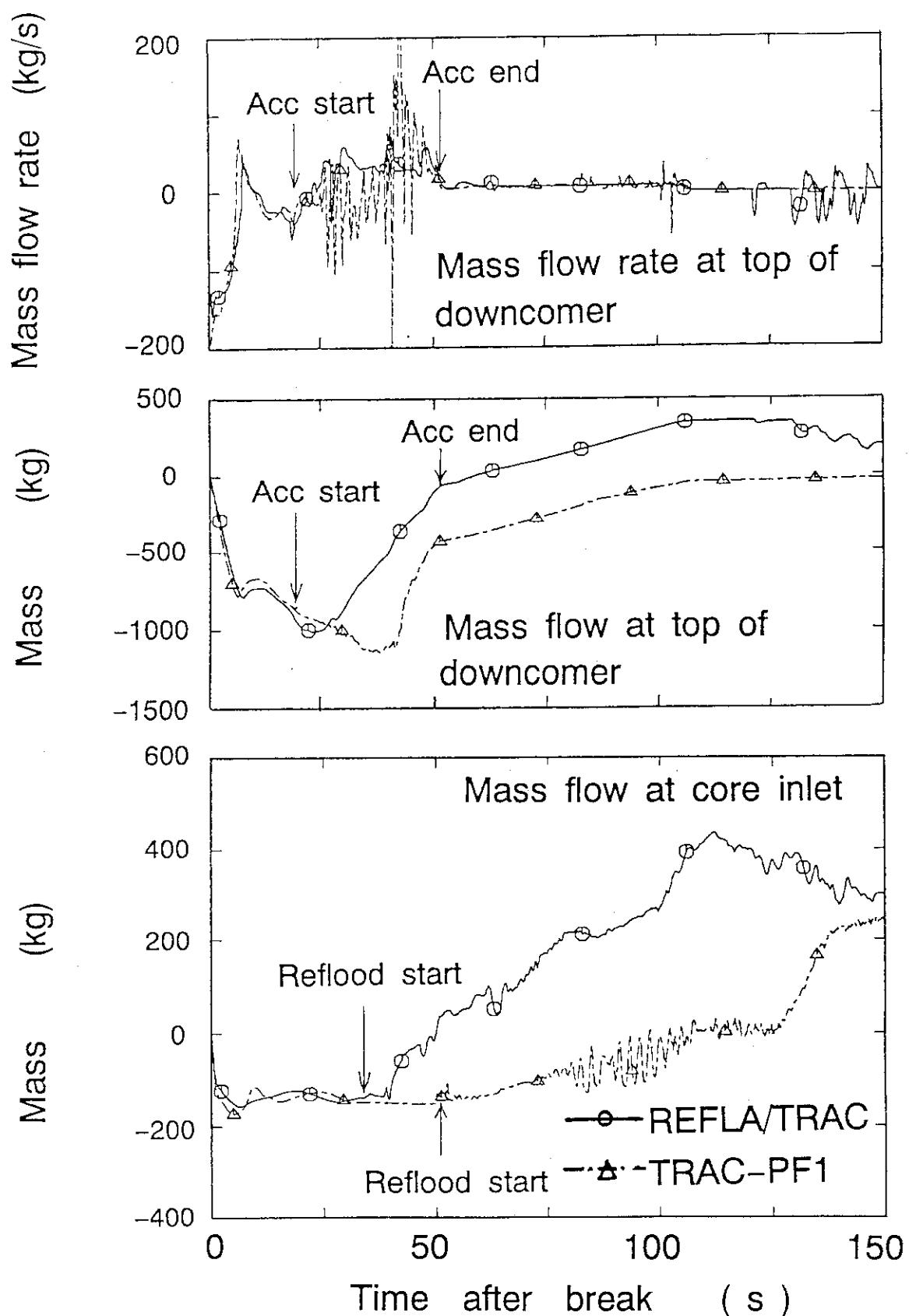


図4.3.1 原子炉容器：ダウンカマ頂部と炉心入口に於ける流量とその積算値

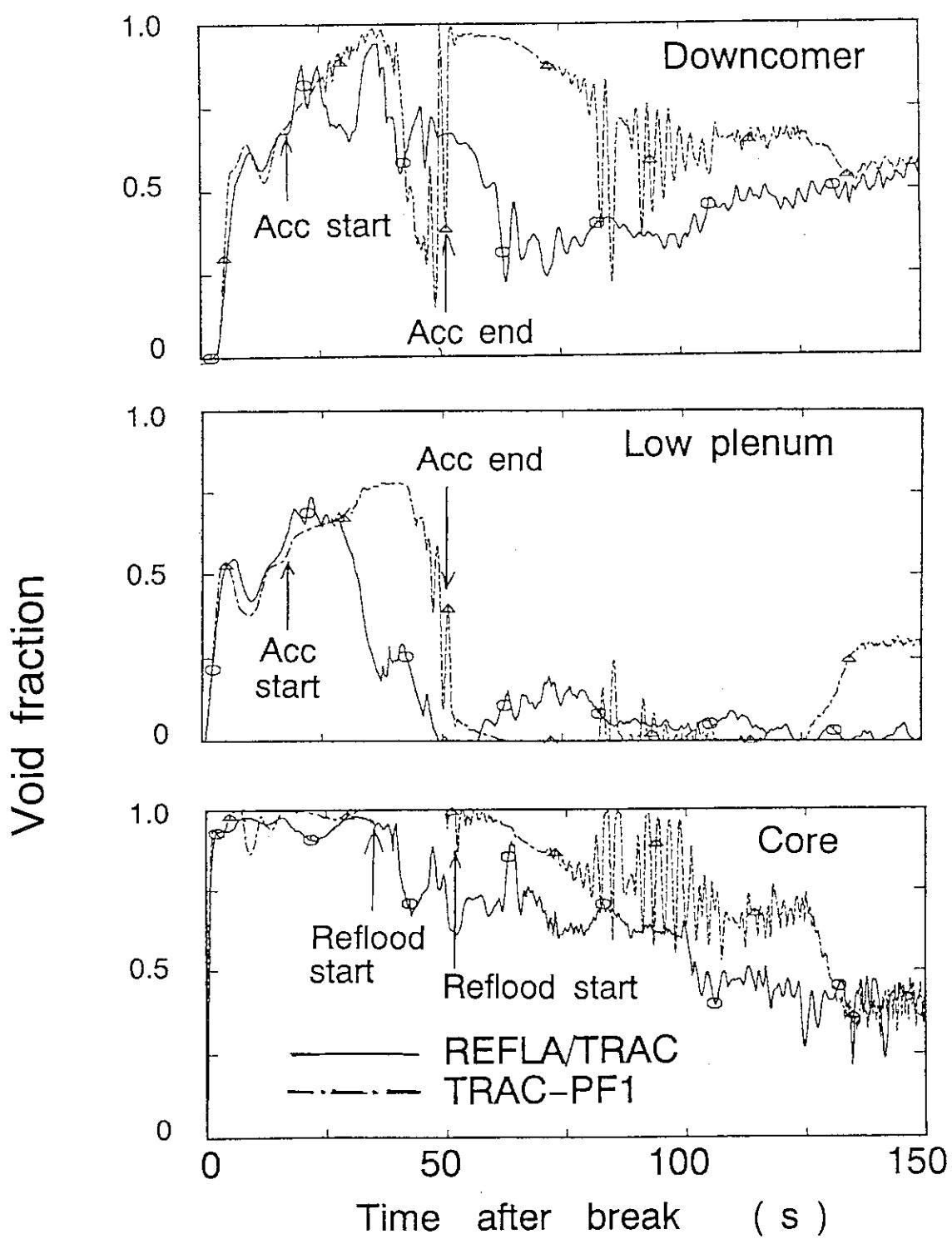


図4.3.2 原子炉容器：ダウンカマ・下部プレナムおよび炉心の平均ボイド率

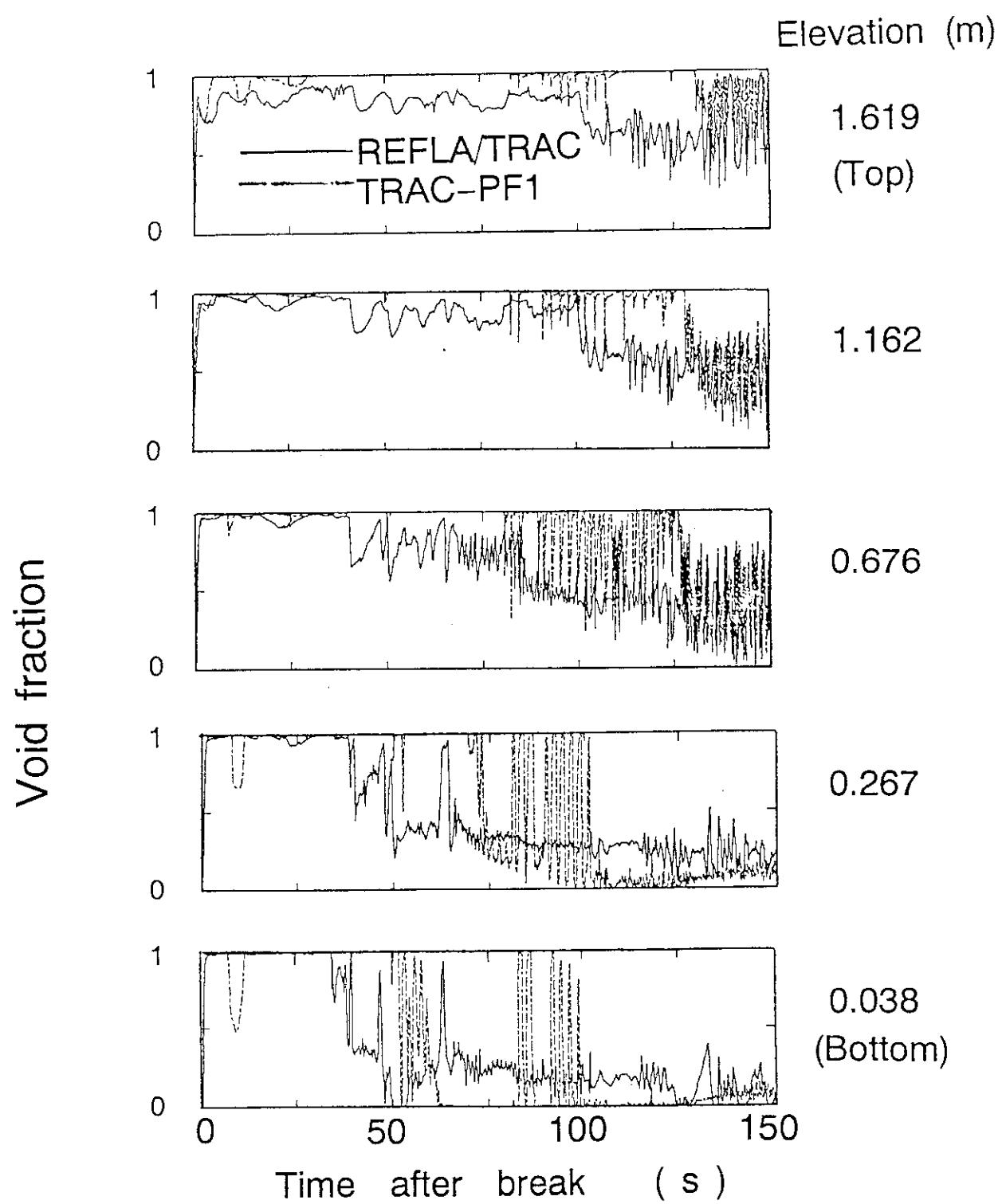


図4.3.3 原子炉容器：炉心内の局所ボイド率

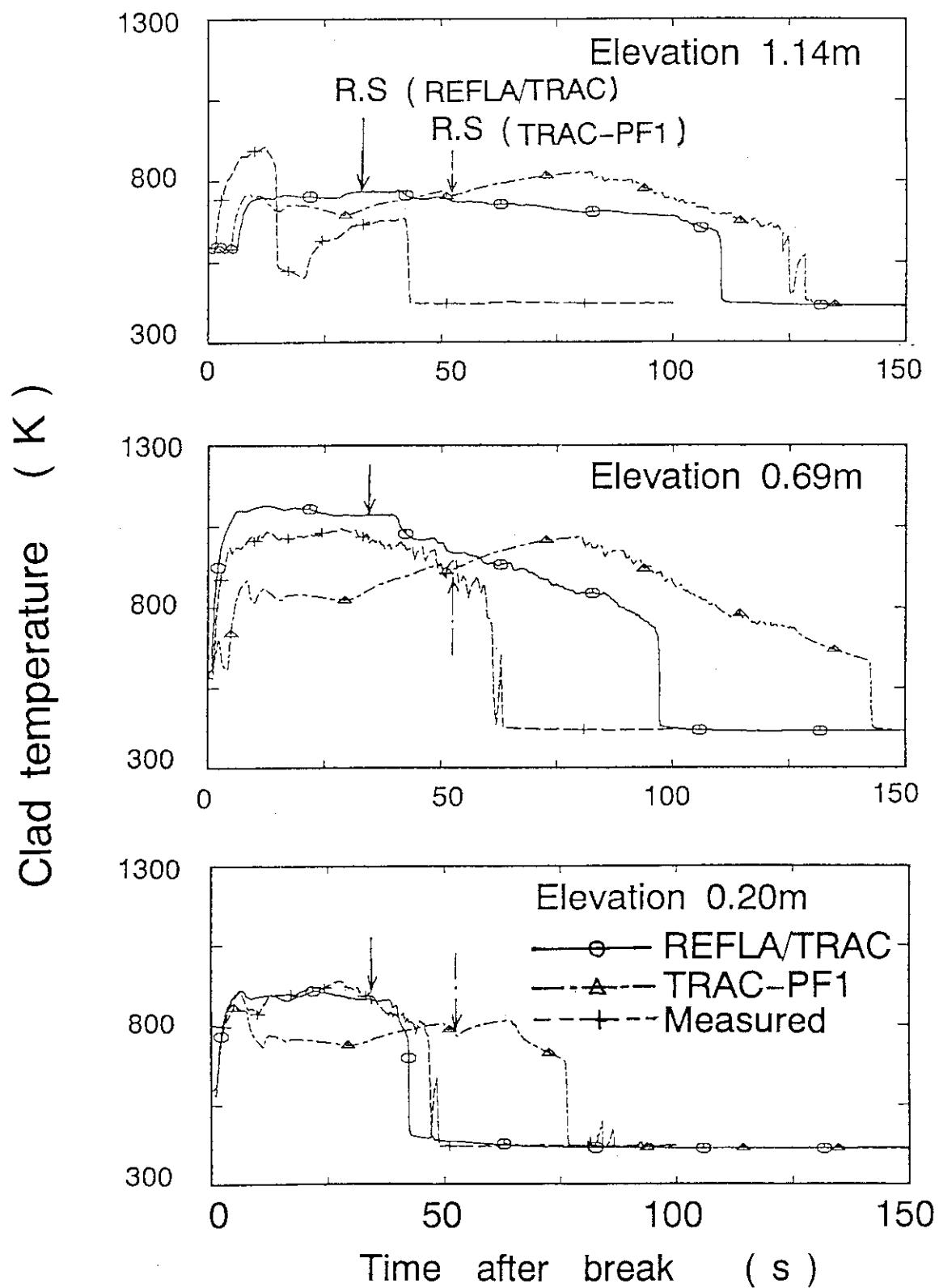


図4.3.4 原子炉容器：高出力棒被覆管温度履歴

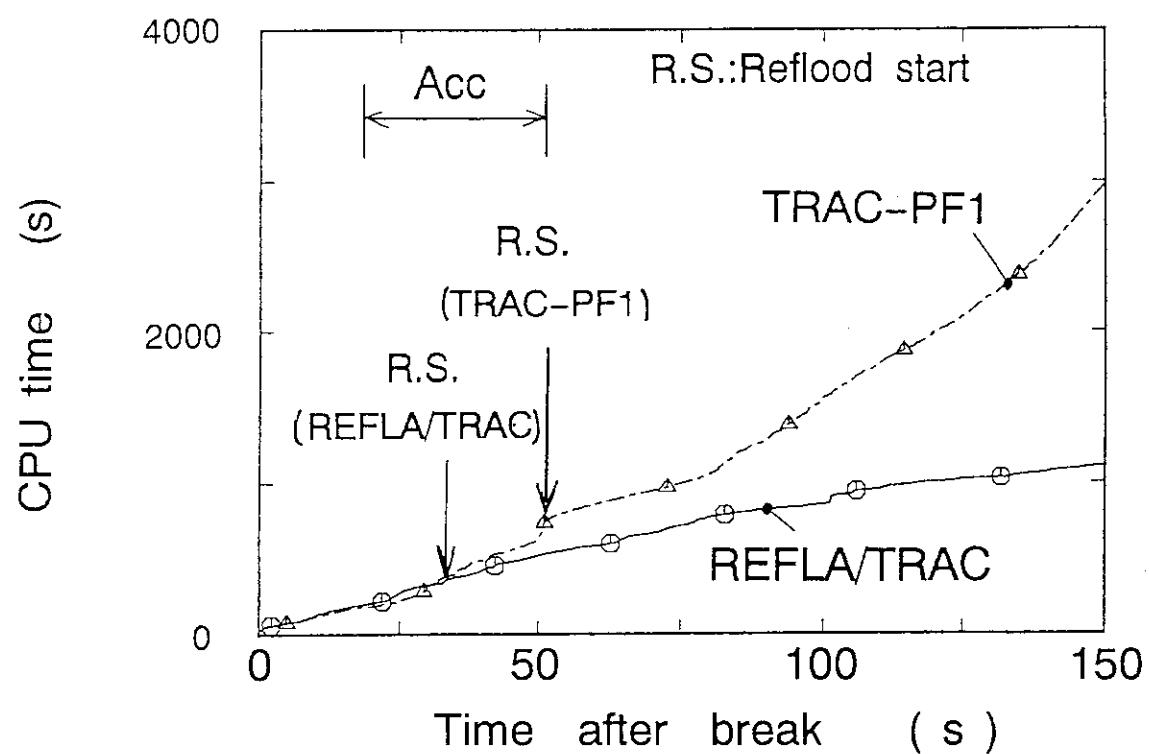


図4.4.1 計算時間

5. 結論

PWR大破断LOCA事象に対する予測性能を評価するために、代表的なPWR大破断LOCA総合試験であるLOFT L2-5試験データを用い、REFLA/TRACコードによる試験後解析を行った。計算結果と測定結果を比較検討するとともに、TRAC-PF1コードの計算結果との比較をあわせて行い、REFLA/TRACコードに組み込んだ改良モデルが計算に与えた影響について検討した。

その結果から、REFLA/TRACコードにより、減圧挙動、破断流量、各部の差圧と流量、非常用炉心冷却水のバイパス挙動、および、炉心上部の一時的なリウェット挙動を除いた被覆管温度履歴について、測定結果と定性的に一致し、かつ、定量的にも実用上十分な範囲で測定結果と一致した計算結果が得られていることがわかった。

また、TRAC-PF1コードと比べて、プローダウン期の熱水力挙動については同等な予測精度が得られ、蓄圧器注水期間および再冠水期の熱水力挙動については予測精度並びに計算の安定性が向上していることが確認できた。破断から150秒間の過渡現象を計算するための計算時間は、TRAC-PF1コードの約1/3に短縮されていた。

以上の結果から、REFLA/TRACコードによりPWR大破断LOCA時のシステム内熱水力挙動を安定かつ高速に実用上十分な精度で予測できることを確認できた。

謝辞

本報告書をまとめるにあたり、伝熱流動研究室の井口正主任研究員並びに大久保努副主任研究員からは数多くの助言を賜りました。ここに深謝いたします。また、CRC総合研究所新田芳和氏からは入力データ整備に際し助力を賜りました。ここに謝意を表します。

5. 結論

PWR大破断LOCA事象に対する予測性能を評価するために、代表的なPWR大破断LOCA総合試験であるLOFT L2-5試験データを用い、REFLA/TRACコードによる試験後解析を行った。計算結果と測定結果を比較検討するとともに、TRAC-PF1コードの計算結果との比較をあわせて行い、REFLA/TRACコードに組み込んだ改良モデルが計算に与えた影響について検討した。

その結果から、REFLA/TRACコードにより、減圧挙動、破断流量、各部の差圧と流量、非常用炉心冷却水のバイパス挙動、および、炉心上部の一時的なリウェット挙動を除いた被覆管温度履歴について、測定結果と定性的に一致し、かつ、定量的にも実用上十分な範囲で測定結果と一致した計算結果が得られていることがわかった。

また、TRAC-PF1コードと比べて、プローダウン期の熱水力挙動については同等な予測精度が得られ、蓄圧器注水期間および再冠水期の熱水力挙動については予測精度並びに計算の安定性が向上していることが確認できた。破断から150秒間の過渡現象を計算するための計算時間は、TRAC-PF1コードの約1/3に短縮されていた。

以上の結果から、REFLA/TRACコードによりPWR大破断LOCA時のシステム内熱水力挙動を安定かつ高速に実用上十分な精度で予測できることを確認できた。

謝辞

本報告書をまとめるにあたり、伝熱流動研究室の井口正主任研究員並びに大久保努副主任研究員からは数多くの助言を賜りました。ここに深謝いたします。また、CRC総合研究所新田芳和氏からは入力データ整備に際し助力を賜りました。ここに謝意を表します。

参考文献

- (1) Los Alamos National Laboratory : TRAC-PF1; An advanced best-estimate computer program for pressurized water reactor thermal-hydraulic analysis, NUREG/CR-3858 LA-10157 R4, July 1986.
- (2) 秋本 肇, 大貫 晃, 阿部 豊, 村尾 良夫 : PWR大破断LOCAに対するTRAC-PF1/MOD1コードの予測性能評価, JAERI-M 93-028, 1993年3月.
- (3) ABE, Y., AKIMOTO, H. and MURAO, Y. : Estimation of Shear Stress in Counter-Current Flow, J. Nucl. Sci. Technol., 28(3), pp. 208 (1991).
- (4) MURAO, Y., et al. : REPLA-1D/MOD3 ; A computer code for reflood thermo-hydrodynamic analysis PWR LOCA -user's manual -, JAERI-M 84-243, February (1985).
- (5) AKIMOTO, H. and MURAO, Y. : Development of Reflood Model for Two Fluid Model Code Based on Physical Models Used in REFLA Code, J. Nucl. Sci. Technol., 29(7), pp. 642-655, July (1992).
- (6) 秋本 肇, 大貫 晃, 村尾 良夫 : TRAC-PF1/MOD1コードへの原研再冠水モデルの導入, JAERI-M 93-027, 1993年2月.
- (7) 秋本 肇, 大貫 晃, 村尾 良夫 : REFLA/TRACコード1次元再冠水モデルの予測性能評価, JAERI-M 93-240, 1993年2月.
- (8) 秋本 肇他 : TRAC-PF1コード凝縮モデルの改良方法の検討, 日本原子力学会昭和63年秋の大会予稿集D29, 1988年9月.
- (9) 阿部 豊、秋本 肇、大貫 晃、村尾 良夫 : 二流体モデルコードへの壁面摩擦相関式の組み込み方法、1990年（第28回）日本原子力学会年会要旨集（第I分冊）E37、1990年4月.
- (10) REEDER, D. L. : LOFT System and Test Description (5.5-ft Nuclear Core I LOCES), NUREG/CR-0247 TREE-1208, (1978).
- (11) BAYLESS, P. D. and DEVINE, J. M. : Experimental Data Report for LOFT Large Break Loss-of-Coolant Experiment L2-5, NUREG/CR-0251 TREE-1123, (1978).
- (12) BOYACK, B. E. : TRAC-PF1 Developmental Assessment, NUREG/CR-3820 LA-9704-M, (1983).