

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

資料 2 - 3 - 2

解析コード (TRACT) 説明資料  
(参考資料)

平成 27 年 10 月  
東北電力株式会社  
中部電力株式会社

## 目次

1. はじめに .....	1-1
2. 使用実績及び解析モデルについて .....	2-1
2.1. 使用実績 .....	2-2
2.2. 解析モデル .....	2-9
3. 解析結果の例示 .....	3-1
3.1. Peach Bottom2 号機 タービントリップ試験 .....	3-2
3.2. チャンネル安定性試験 (BEST 安定性試験) .....	3-12
3.3. Oskarshamn-2 不安定事象 .....	3-22
3.4. Leibstadt プラント試験 .....	3-26
3.5. 浜岡原子力発電所 4 号機 起動試験 .....	3-32
3.6. 浜岡原子力発電所 5 号機 起動試験 .....	3-37
4. ATWS 解析への適用例 .....	4-1
4.1. BWR5 平衡炉心の MSIV 誤閉止 .....	4-1
5. 参考文献 .....	5-1

別紙 TRACT 及び TRACG 説明資料の比較表

## 1. はじめに

現行の過渡解析（主蒸気隔離弁の誤閉止等）では、事象発生後短時間で原子炉スクラムするため中性子束振動現象は生じることがないが、今回の重大事故等対策の有効性評価のうち原子炉停止機能喪失では、原子炉がスクラムせず、高出力・低流量の状態に至るために中性子束振動が生じる可能性がある。この中性子束振動現象については、REDY コード及び SCAT コードでは取り扱うことができないことから、この取り扱いが可能な解析コードとして米国の設計認証申請において適用例を有する TRACG Ver.2 を改良した TRACT コードによる解析を参照する。

以上を踏まえ、本資料は、炉心損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用する REDY コード（REDY Ver.1（ATWS 用）、REDY Ver.2）及び SCAT コード（SCAT Ver.3）に対する参考として使用する TRACT コード（TRACT Ver.1）について

- ・使用実績及び解析モデル
- ・解析結果の例示
- ・ATWS 解析への適用例

に関してまとめたものである。

## 2. 使用実績及び解析モデルについて

TRACT は、オリジナルの原子炉過渡解析コード (TRAC) <sup>[1]</sup>より BWR 過渡挙動の評価へ適用するため開発された TRACG Ver.2 をベースに、東芝にて改良を加えた解析コードである。この解析コードは、運転時の異常な過渡変化 (AOO) 及び設計基準事故である冷却材喪失事故 (LOCA) からスクラム失敗事象 (ATWS) に至るまでの沸騰水型原子炉 (BWR) の解析を行うための最適評価コードである。この章では、TRACG Ver.2 の米国での適用実績及び TRACT Ver.1 の解析モデルについて記述する。

TRACT Ver.1 と TRACG Ver.2 の相違点は、核モデルについて 3次元沸騰水型原子炉模擬計算コード<sup>[14]</sup>と同等のモデルに改良した点及び熱水力モデルについては基本的には同じであるが、(社)日本原子力学会「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」(以下、原子力学会標準という) <sup>[13]</sup>に対応したモデル等をオプションとして追加された点である。



## 2.1. 使用実績

TRACT は、東芝にて改良を加えたコードであり、海外での適用実績はないので、ベースとした TRACG Ver.2 の米国における適用実績について記述する。

### 2.1.1 背景

TRAC は、従来加圧水型原子炉 (PWR) の解析のため、ロスアラモス国立研究所 (LANL) で PWR 用に開発されたものである。TRAC の最初の PWR バージョンは TRAC-P1A<sup>[2]</sup>と呼ばれた。BWR 用のバージョンの開発は、GE 日立ニュークリアエナジ (株) (以下、GEH という) とアイダホ国立研究所 (INEL) の共同プロジェクトとして 1979 年に開始された。この目的は、BWR の冷却材喪失事故 (LOCA) を模擬できる TRAC のバージョンを開発することにあつた。主に BWR への適用のため、TRAC の基本モデルの改良及び BWR 固有のコンポーネントのためのモデル開発がなされた。GEH でのこの作業には、GEH、原子力規制委員会 (NRC) 及び電力研究所 (EPRI) が、リフィル/再完水及び FIST プログラムの下で共同出資した。作業は、1980 年代半ばに最盛期を迎え、INEL<sup>[3]</sup>での TRAC-BD1/MOD1 の開発、及び GEH<sup>[4]-[10]</sup>での TRACB04 の開発に結実した。これらは BWR の LOCA 解析能力を有する TRAC の主要バージョンであつた。共同開発したことから、二つの BWR 用 TRAC バージョンの基本構造及びコンポーネントモデルは、実質的に同一であつた。この開発期間中、TRACG は、BWR の LOCA 及び過渡を模擬した個別効果試験データ、機器性能評価データ及び総合効果試験に対し、広範に妥当性が確認された。妥当性確認の詳細は、参考文献[4]、[5]、[10]に記載されている。

TRAC の BWR バージョンの開発に関する次の段階では 1985 年に始まり、過渡及び ATWS へ適用できるようにコードの解析能力を向上させることに注力した。この期間中の主な成果は、TOSDYN<sup>[3]</sup>コードをベースとした 3 次元核動特性モデルの実装、熱水力モデルのための陰解法を用いた数値積分法の開発及び BWR 燃料模擬法の改良であつた。1990 年代を通して進展した開発活動の結果、コードバージョンを TRACG と改名した。この期間中、試験装置及び BWR プラント<sup>[11]</sup>、のみならず制御棒落下試験も含めた過渡及び安定性データに対し、TRACG の妥当性が広範に確認された。参考文献[12]に、これらの妥当性を包括的に記述している。

TRACT Ver.1 は、2010 年までにこれらの開発作業の成果である TRACGver.2 をベースにして、核モデルの高度化をさらに進め、原子力学会標準<sup>[13]</sup>に対応したモデルの追加等の熱水力モデルの改良を行っている。

### 2.1.2 コード全体のスコープ及び評価性能

TRACT は、原子炉の熱水力挙動を評価する多次元 2 流体モデル、及び炉心の中性子動特性を評価する 3 次元中性子動特性モデルに基づいている。

熱水力挙動を取り扱うために TRACT で用いる 2 流体モデルは、TRAC-PF1 及び

TRAC-BF1<sup>[1]</sup>に使用されている 2 流体モデルと基本的に同じである。この 2 流体モデルは、気相及び液相に対し、質量、運動量及び、エネルギーの保存式を基礎式として解く。TRACT の基礎式では、二相間の熱的及び力学的な平衡について、いかなる仮定も含めていない。また、気相は蒸気及び非凝縮性ガスの混合気体から構成することが可能であり、液相には水溶性ほう素を含めてもよい。熱水力モデルは、ベッセルコンポーネントを多次元、その他すべてのコンポーネントを 1 次元で定式化している。

質量、運動量及び、エネルギーの保存式は、気液界面及び壁面におけるせん断応力及び熱伝達に対する構成式からなる付加的なモデルを用いることで閉じることができる。構成式は流動様式に依存しており、コード全体で首尾一貫して使用する単一の流動様式マップに基づいて選定する。

基本的な熱水力モデルに加えて、TRACT では再循環ポンプ、ジェットポンプ、燃料チャンネル、気水分離器及び蒸気乾燥器のような BWR 機器のための一連のコンポーネントモデルも備えている。TRACT では、さらに、圧力、水位及び再循環流量制御系のような主要な BWR 制御系を模擬することのできる制御系モデルを備えている。

3 次元核動特性モデルは 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード<sup>[14]</sup>と同一のモデルを有しており、修正 1 群拡散方程式と 6 群の遅発中性子先行核濃度の動特性方程式を解く。制御棒位置及び熱水力モデルから求められた減速材密度、燃料温度、ほう素濃度に基づき反応度フィードバックが求められる。

TRACT の構成はモジュール化手法に基づいている。TRACT の熱水力モデルは、パイプ、ポンプ、弁、T 字管、チャンネル、ジェットポンプ、気水分離器及びベッセルコンポーネントのような一連の基本コンポーネントをモジュールとして含んでいる。これらのコンポーネントを構成要素として使用し組み立てることで解析対象を模擬する。解析に際しては、任意の数のコンポーネントを組み合わせることが可能である。コンポーネントの数、それらの相互関係及び各コンポーネントの詳細は、入力データを通して特定される。TRACT は、このようにして、単純な個別効果試験から完全な BWR プラントまでの広い範囲の設備を模擬できる能力を有している。

TRACT では、個別効果試験、機器性能データ、総合効果試験及び実規模の BWR プラントデータに対し、広範にその妥当性を確認してきている。個別効果試験に対する基本モデルの妥当性確認、総合効果試験に対する妥当性確認及び実プラントデータに対する妥当性確認の中で実施した代表的な結果をこの報告書で説明する。この妥当性確認の目的は、TRACT の基本モデルの適用性を実証すること及びモデルの不確かさを定量化することにある。

### 2.1.3 米国での適用実績

TRACT のベースである Ver.2 について、米国の NRC(Nuclear Regulatory Commission) に承認された LTR(Licensing Topical Report)をもとに AOO, ATWS, 安定性に関する使用

実績を説明する。TRACT の Ver.1 と TRACG Ver.2 との相違点は核動特性モデルが炉心設計に用いられている 3 次元核熱水力計算コード<sup>[14]</sup>に整合がとれるように改良された点である。また、熱水力モデルは基本的には同等であるが原子力学会標準の Post-BT 相関式等のモデルが組み込まれており、それらのモデルを選択できるオプションが追加されている。

表 2.1-1 に米国の NRC に承認された AOO, ATWS, 安定性に関する主な LTR を示す。No.1, No.2 は AOO 及び ATWS に関する LTR を、No.3 は安定性に関する LTR を示しており、それぞれに NRC の SER(Safety Evaluation Report : 安全評価報告書)が添付されている。

#### 2.1.3.1 AOO への適用実績

AOO については、No.1 に解析例が提示されている。No.1 では、代表的な BWR4 プラントを対象として、圧力増加過渡事象についてはタービントリップ（バイパス弁不動作）、給水制御系の故障、主蒸気隔離弁の誤閉止を、圧力減少過渡事象については圧力制御系の故障を、流量増加/減少過渡事象については再循環ポンプトリップ、再循環流量制御系の故障を、サブクール過渡事象については給水加熱喪失を、水位減少過渡事象については給水流量の全喪失を、TRACG Ver.2 を用いて炉心出力、炉心流量、ドーム圧力、圧力容器入口及び出口の流量、CPR(Critical Power Ratio : 限界出力)の時間変化等について評価した結果を示している。

#### 2.1.3.2 ATWS への適用実績

ATWS については、No.2 に解析例が提示されている。No.2 では、代表的な BWR プラントを対象として、圧力増加過渡事象については主蒸気隔離弁の誤閉止に対するスクラム失敗を、圧力減少過渡事象については圧力制御系の故障に対するスクラム失敗を、TRACG Ver.2 を用いて炉心出力、炉心流量、ドーム圧力、圧力容器入口及び出口の流量の時間変化等について評価した結果を示している。

#### 2.1.3.3 安定性への適用実績

安定性については、No.3 に解析例が示されている。No.3 では、炉心サイズの異なる BWR4 プラント及び BWR5, BWR6 プラントを対象として、高出力/低流量における炉心出力の振動を TRACG Ver.2 を用いて解析し、DIVOM(Delta CPR over Initial MCPR Versus Oscillation Magnitude)の評価を行った結果が示されている。

#### 2.1.3.4 審査で参照・評価された LTR

NRC の審査では、上記で説明した各事象評価への TRACG の適用を申請した LTR の審査に、モデル解説書の LTR 及び妥当性確認結果を示す LTR が参照されており、適用範囲に応じた内容が評価されている。モデル解説書の LTR は TRACG Ver.2 の中性子動特性及

び熱水力挙動を解析するために必要な基礎方程式，物理モデル又は構成式，機器・コンポーネントモデル，数値解法について記載されている。また，妥当性確認結果を示す LTR では試験データとの比較により TRACG モデルの妥当性が示されている。表 2.1-2 及び表 2.1-3 に TRACG の妥当性確認に関する実績を示す。

TRACG の妥当性確認では，下記の主要な妥当性確認カテゴリで構成される系統的な方法に従い，個別効果試験及び機器性能評価試験にて解析モデルの不確かさを評価し，総合効果試験にて解析コードの適用性及び解析モデルの総合的な妥当性が確認されている。また，プラント起動試験にて，解析コードの BWR 実規模体系への適用性が確認されている<sup>[12]</sup>。

・個別効果試験 基本モデル及び現象の妥当性確認を特別に指向した十分に制御された試験である。ここに含まれるのは，(1)界面せん断力及びサブクール沸騰モデルを評価するボイド率データ<sup>[16]・[17]</sup>，(2)熱伝達データ<sup>[18]・[19]</sup>，(3)対向流制限(CCFL)及び臨界流などの流れ制限データ<sup>[20]・[22]</sup>，(4)壁面摩擦モデルを評価する圧力損失データ<sup>[23]</sup>，(5)限界出力データ，(6)核動特性モデル化手法を評価する(SPERT 試験炉からの)制御棒落下試験データ<sup>[24]</sup>，(7)密度波伝搬などの現象のモデル化手法を評価する熱水力安定性データである。

・機器性能評価試験 特定の BWR 機器の性能を予測するために，TRACG の能力を評価する根拠を提供する試験である。ここに含まれるのは，(1)順流及び逆流に対するジェットポンプデータ，(2)気液分離及び圧力損失に関する気水分離器データ，(3)BWR 上部プレナムの緊急炉心冷却(ECC)注水及びその分布に関するデータ，(4)炉心スプレイ分布データである。

・総合効果試験 BWR の縮小模擬結果で構成される試験である。これらの試験の主目的は，システム全体の性能及びシステム中の異なる機器間の相互作用を評価することである。これらの試験には，ジェットポンプ付き BWR に対する TLTA<sup>[25]・[27]</sup>，FIST 及び SSTF 試験装置を含む。

・BWR プラント試験 このカテゴリには，BWR プラントの過渡試験及び安定性試験が含まれる。

表 2.1-1 TRACG Ver.2 の米国における使用実績

No.	NRC から承認された LTR (Licensing Topical Report)	適用範囲	解析コード
1	GE Nuclear Energy, “TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) Transient Analyses”, NEDO-32906-A Revision3, September 2006.	BWR2～6 AOO	TRACG ver.2
2	GE Nuclear Energy, “TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analyses”, NEDO-32906 Supplement 1-A, November 2003.	BWR2～6 ATWS	TRACG ver.2
3	GE Nuclear Energy, “Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Application”, NEDO-32465-A, August 1996.	安定性解決策オプション I-D,II,III を使用する BWR, 安定性	TRACG ver.2

表 2.1-2 TRACG Ver.2 の妥当性確認実績(個別効果試験, 機器性能評価試験)

	試験項目	
個別効果試験	ボイド率	Frigg of-64 試験
		Christensen サブクールボイド試験
		Wilson 及び Bartolomei 気泡上昇試験
		EBWR 試験
		PSTF レベルスウェル試験
	熱伝達	THTF 膜沸騰試験
		炉心スプレイ熱伝達(CSHT)
	対向流制限	CSHT 試験
	臨界流	Marviken 臨界流試験
		PSTF 臨界流試験
		Edwards ブローダウン
	圧力降下	ATLAS での圧力降下試験
限界出力	流動振動試験	
	加圧事象及び ABWR 再循環ポンプ全台トリップ試験	
自然循環及び安定性	FRIGG 試験	
反応度投入	SPERTIII 試験	
機器性能評価	ジェットポンプ性能	INEL 1/6 スケールのジェットポンプデータ
		BWR4 実規模 1 本ノズルジェットポンプデータ
		BWR5 実規模 5 本ノズルジェットポンプデータ
	気水分離器	実規模 2 段/3 段気水分離器データ
	上部プレナム効果	SSTF 試験
	炉心スプレイ分布	SSTF 試験

表 2.1-3 TRACG Ver.2 の妥当性確認実績(総合効果試験, BWR プラント試験)

	試験項目
総合効果 試験	TLTA 試験
	FIST 試験
	SSTF 試験
BWR プラント 試験	PEACH BOTTOM ターピントリップ試験
	HATCH 2 台ポンプトリップ試験
	HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験
	LASALLE 不安定事象
	LEIBSTADT 安定性試験
	NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験
	LEIBSTADT 給水流量喪失試験

## 2.2. 解析モデル

この章では、BWRの原子炉内で生じる過渡変化において、過渡時のスクラム失敗事象(ATWS)を対象とした重要な物理現象の評価に必要な基礎方程式及び解析モデルについて説明する。

### 2.2.1 モジュール構造

TRACTは物理領域を主な単位としたモジュール構造を有し、モジュールを組み合わせることによる柔軟な形状模擬能力を持っている。このために、TRACTには、モジュール化した基本的な熱水力コンポーネント、例えばベッセル、チャンネル、パイプ、T字管及び弁などがある。また、これらのコンポーネントを活用した気水分離器、ジェットポンプ及びポンプなどの炉内機器用のコンポーネントも用意されている。これらのコンポーネントは、システム模擬に当たっての構成要素として使用され、互いを組み合わせて接続する。これにより、BWRプラント又は試験体系のように、物理領域の内部で種々の熱流動現象が生起し、領域間の接続を通してそれらが輸送されるシステムを構成する。また、炉心においては、3次元中性子動特性モデルによる解析機能も有しており、BWRプラントの現実的な解析が可能となっている。

一例を図2.2-1に示す。この図では、BWR5の圧力容器をTRACTコンポーネントで模擬している。コンポーネント群は流路又は熱伝達経路を通して互いに結合することができる。また、TRACTには、制御ブロックの組から構成されるモジュール化された制御系システムがある。制御ブロックは、互い同士又は熱水力コンポーネントと結合してBWRの水位制御系のような複雑な制御系を構成できる。

TRACTには、以下の熱水力コンポーネントがある。

**PIPE** パイプ (PIPE) コンポーネントは、TRACT中で最も簡単なコンポーネントであり、管路中の流れに対する1次元熱水力モデル、及び管路壁における径方向熱伝導モデルを有している。

**PUMP** ポンプ (PUMP) コンポーネントは、コンポーネント中のセル境界の一つにポンプモデルが含まれる点を除けばパイプコンポーネントに類似している。ポンプモデルでは、ポンプ速度及び流れに対しポンプが与える揚程を計算する。

**VLVE** 弁 (VLVE) コンポーネントは、セル境界の一つの流路面積が弁の開閉を模擬するよう変化できる点を除けば、パイプコンポーネントに類似している。

**TEE** T字管 (TEE) コンポーネントは、T字管又はY字管を構成するため、互いに連



結した二つのパイプコンポーネントからなる。

気水分離器は、T字管コンポーネントのオプションの一つである。1次分岐部はBWR気水分離器のスタンドパイプ及び胴部を構成する。一方、2次分岐部は液の排水流路を模擬する。気水分離器オプションが選択された場合、当該コンポーネント中の蒸気と液との分離を模擬するための特別なモデルが使用される。

JETP ジェットポンプ (JETP) コンポーネントは、駆動流と吸込流との相互作用及び混合を模擬するための特別なモデルを含む点を除けば、T字管コンポーネントに類似している。

CHAN チャンネル (CHAN) コンポーネントは、T字管コンポーネントに基づき、燃料棒の模擬機能を有する。1次分岐部は加熱チャンネルを模擬し、燃料棒を含む。2次分岐部は、BWR燃料チャンネル下部からの漏洩流路を模擬する。また、オプションの一つとして、内部分岐部で当該のチャンネル内のウォータロッドを模擬できる。さらに、燃料棒内径方向熱伝導を解くための1次元モデルを有する。当該チャンネル中の発熱及び熱伝達に関する特別なモデルも有している。

VSSL ベッセル (VSSL) コンポーネントは、TRACTにおける唯一の多次元体系のコンポーネントである。2次元直交座標系、並びに2次元及び3次元円柱座標系にてノード分割を行うことができる。ベッセルコンポーネント中の多次元流れを取り扱うため、多次元熱水力モデルが使用される。また、構造物を模擬する熱平板をベッセルコンポーネント中の種々の位置に組み込むことができる。例えば、集中定数化熱平板モデルについてはベッセルコンポーネント中のすべてのセル内に、1次元熱平板モデルについては、軸方向又は半径方向に隣接するセル間境界面上に設置することができる。

TRACT中の全てのコンポーネントは、同一の基本モデルを利用する。すなわち、全ての1次元コンポーネントが使用する共通の1次元熱水力モデルがある。多次元熱水力モデルはベッセルコンポーネントのみで使用されるが、このモデルは、1次元に縮約すると1次元モデルと同一になる。また、全ての1次元コンポーネント中の壁面熱伝達、及びベッセルコンポーネント中の径方向ヒートスラブモデルで、一つの共通な熱伝導モデルを使用する。ベッセルコンポーネント内で軸方向ヒートスラブに対し使用する1次元熱伝導モデルも、離散化方法を除けば同様である。最後になるが、TRACT中には、ただ一組のせん断力及び熱伝達に対する構成式群があり、すべてのコンポーネントでこれを使用している。

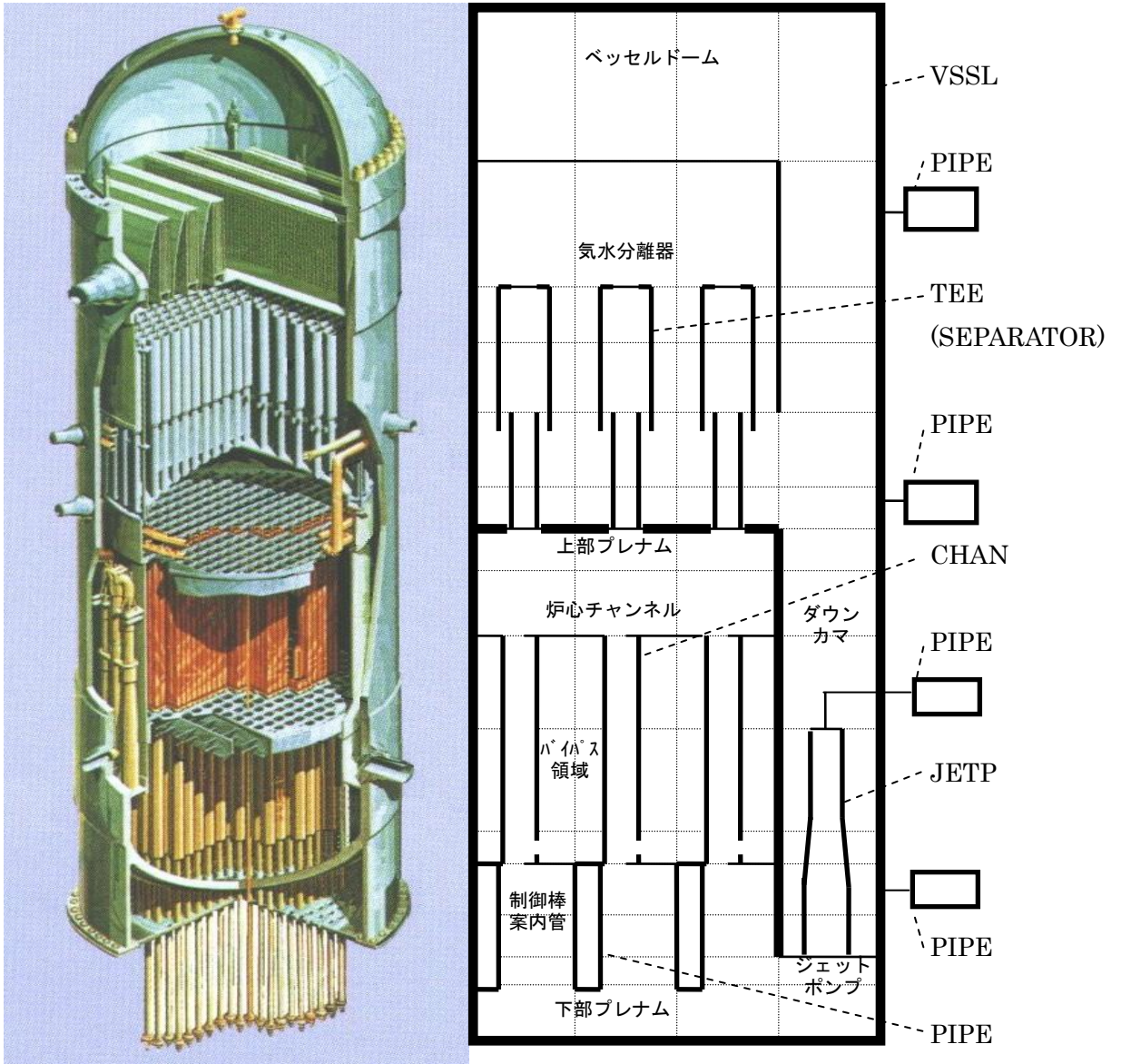


図 2.2-1 BWR の原子炉ベッセル例

## 2.2.2 基礎方程式とモデルの概要

ここでは、重要現象を評価するために必要となる解析モデルで、特に重要である基礎方程式、物理モデル又は構成式について説明する。

### 2.2.2.1 流体場の方程式

BWR の原子炉内で生じる過渡変化は、液水及び蒸気を流体成分とする二相流の下で生じる現象であるため、気液二相流からなる流体場を解く必要がある。また、運転時の異常な過渡変化及び原子炉スクラムの失敗を想定する事象 (ATWS) では、特に炉心中での重要現象がサブクール状態を含む熱的平衡及び沸騰系であるため、主に界面せん断力に規定される気液間相対速度が位置によって大きく変化する非均質系を対象とし、さらに過渡変化の時定数に沿って状態が変化していくため、これに追従できる方程式が必要とされる。

このような適用対象に対して適合する流体場の方程式としては、2 流体場に対する保存式が適切であることが知られており、対象とする質量、エネルギー及び運動量にかかわる物理量の輸送量を決定するに際し、二相流 2 流体場の 6 個の方程式を解くことになる。TRACT は、このような場の保存式に基づいて作成された解析コードである。

TRACT では、このような定式化により非平衡、非均質な二相流を直接取り扱うことができ、熱的平衡性及び相速度に先験的な仮定を導入しない定式化が可能となる。ただし、BWR の過渡事故に適用するに当たって問題とならない範囲で、場の保存式を簡略化する。例えば運動量保存式において、圧力に関し気相及び液相の圧力を等しく置く 1 圧力モデルを導入し、また、気液間の質量輸送に伴って生じる気液界面を界面せん断力に対して無視する。さらにエネルギー保存式において、位置エネルギー、及び変動速度の平均化の過程で生じる変動エネルギー項を無視する。

空間次元に関しては、原子炉容器を除くと 1 次元的な取扱いで十分であり、原子炉容器のみ唯一 3 次元的な取扱いが必要となる。

気相質量保存式：

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha\rho_v) = -\nabla \cdot (\alpha\rho_v\bar{v}_v) + \Gamma_g \quad (2.2-1)$$

液相質量保存式：

$$\frac{\partial}{\partial t}((1-\alpha)\rho_\ell) = -\nabla \cdot ((1-\alpha)\rho_\ell\bar{v}_\ell) - \Gamma_g \quad (2.2-2)$$

気相運動量保存式：

$$\alpha\rho_v \frac{\partial \bar{v}_v}{\partial t} + \alpha\rho_v\bar{v}_v \cdot \nabla \bar{v}_v = -\alpha\nabla P - \bar{F}_{wv} + \alpha\rho_v\bar{g} - \bar{f}_{\ell v} - \bar{f}_{vM} \quad (2.2-3)$$

液相運動量保存式：

$$(1-\alpha)\rho_\ell \frac{\partial \bar{v}_\ell}{\partial t} + (1-\alpha)\rho_\ell \bar{v}_\ell \cdot \nabla \bar{v}_\ell = -(1-\alpha)\nabla P - \bar{F}_{w\ell} \quad (2.2-4)$$

$$+ (1-\alpha)\rho_\ell \bar{g} + \bar{f}_{\ell v} + \bar{f}_{vM}$$

気相エネルギー保存式：

$$\frac{\partial}{\partial t} \left( \alpha \rho_v \left( e_v + \frac{v_v^2}{2} \right) \right) + P \frac{\partial \alpha}{\partial t} = -\nabla \cdot \left( \alpha \rho_v \bar{v}_v \left( e_v + \frac{v_v^2}{2} \right) \right) \quad (2.2-5)$$

$$- \nabla \cdot (P \alpha \bar{v}_v) + q_{wv}''' + q_{iv}''' + \Gamma_g h_g$$

液相エネルギー保存式：

$$\frac{\partial}{\partial t} \left( (1-\alpha)\rho_\ell \left( e_\ell + \frac{v_\ell^2}{2} \right) \right) - P \frac{\partial \alpha}{\partial t} = -\nabla \cdot \left( (1-\alpha)\rho_\ell \bar{v}_\ell \left( e_\ell + \frac{v_\ell^2}{2} \right) \right) \quad (2.2-6)$$

$$- \nabla \cdot (P(1-\alpha)\bar{v}_\ell) + q_{w\ell}''' + q_{i\ell}''' - \Gamma_g h_f$$

ここで

- $\alpha$  : ボイド率
- $\rho_v, \rho_l$  : 気相密度, 液相密度
- $v_v, v_l$  : 気相速度, 液相速度
- $\Gamma_g$  : 界面を通じた質量生成率
- $P$  : 圧力
- $F_{wv}, F_{wl}$  : 気相及び液相へ作用する壁面摩擦力の成分
- $g$  : 重力加速度
- $f_{iv}$  : 界面せん断力
- $f_{vM}$  : 仮想質量
- $e_v, e_l$  : 気相の内部エネルギー, 液相の内部エネルギー
- $q_{wv}, q_{wl}$  : 壁面から気相及び液相への熱流量
- $q_{iv}, q_{il}$  : 界面から気相及び液相への熱流量
- $h_g, h_f$  : 飽和蒸気の比エンタルピー, 飽和水の比エンタルピー
- $t$  : 時間

### 2.2.2.2 構造物についての場の方程式

TRACT では、体系中の燃料棒及び他の構造物に対する場の方程式として、熱伝導方程式を解く。構造物には 1 次元コンポーネントに対するパイプコンポーネント壁、並びにベッセルコンポーネントの外壁及びベッセルコンポーネント中の内部熱平板が含まれる。1 次元コンポーネントの壁において、内壁からの熱伝達は当該コンポーネント中の流体に向かう。一方、外壁からの熱輸送は、他の任意コンポーネント中の流体に向かうことができる。ベッセルコンポーネント中の内部熱平板は、ベッセル中の一つのセル内部に完全に含まれる

か、軸方向又は径方向に位置する二つのセル間でその境界上に配置される。

TRACT は直交座標系及び円柱座標系の 1 次元熱伝導モデルを用いており、燃料棒、二つのベッセル内径方向リングに接する（二つの境界面をもつ）2 面ヒートスラブ、1 次元コンポーネントの壁には円柱座標系を用いている。

直交座標系

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial z} \left( k \frac{\partial T}{\partial z} \right) + q''' \quad (2.2-7)$$

円柱座標系

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( rk \frac{\partial T}{\partial r} \right) + q''' \quad (2.2-8)$$

ここで

- $\rho$  : 密度
- $C_p$  : 定圧比熱
- $T$  : 温度
- $r, z$  : 径方向位置, 軸方向位置
- $k$  : 熱伝導率
- $q'''$  : 体積熱生成率

### 2.2.2.3 物理モデル又は構成式

二相流流動様式、サブクール沸騰、界面せん断力、界面熱伝達、界面積濃度、壁面摩擦、壁面熱伝達、臨界流、局所圧力損失、限界出力及びリウエットの物理モデル又は構成式については、TRACG ver.2 と同じものを有している。原子力学会標準<sup>[13]</sup>に対応する相関式等がオプションとして追加されているがここでの説明は省略する。物理モデル又は構成式は、米国において AOO、安定性及び ATWS 等へ適用されており、十分な実績を有している。

### 2.2.2.4 中性子動特性方程式

TRACT モデルの導出は、3 群の時間依存拡散方程式と遅発中性子先行核密度 6 グループから始める。エネルギー 2 群、3 群の上方散乱はなく、1 群から 3 群への下方散乱もないと仮定すると、以下の 3 群の中性子動特性方程式となる。

$$\frac{1}{v_1} \frac{\partial \phi_1}{\partial t} = \nabla \cdot D_1 \nabla \phi_1 - \Sigma_1 \phi_1 + \frac{(1-\beta)}{\mu_0} \sum_{g=1}^3 v \Sigma_{fg} \phi_g + \sum_{n=1}^N \lambda_n C_n \quad (2.2-9)$$

$$\frac{1}{v_2} \frac{\partial \phi_2}{\partial t} = \nabla \cdot D_2 \nabla \phi_2 - \Sigma_2 \phi_2 + \Sigma_{s1} \phi_1 \quad (2.2-10)$$

$$\frac{1}{v_3} \frac{\partial \phi_3}{\partial t} = \nabla \cdot D_3 \nabla \phi_3 - \Sigma_3 \phi_3 + \Sigma_{sl2} \phi_2 \quad (2.2-11)$$

$$\frac{\partial C_n}{\partial t} = -\lambda_n C_n + \frac{\beta_n}{\mu_0} \sum_{g=1}^3 v \Sigma_{fg} \phi_g \quad (2.2-12)$$

: 遅発中性子先行核グループ (n=1, …, 6)

C	遅発中性子先行核密度
D	拡散係数
N	遅発中性子先行核グループ数 (N=6)
t	時間
v	平均中性子速度
$\beta$	遅発中性子割合
$\phi$	中性子束
$\Sigma_f$	核分裂断面積
$\lambda$	崩壊定数
$\nu$	核分裂あたりの中性子発生数
$\mu_0$	初期実効増倍率
$\Sigma$	全除去断面積
$\Sigma_{sl}$	減速断面積

TRACT では、修正 1 群核モデルを導入している。各エネルギー群の中性子束のバックリングが等しいものと仮定して、エネルギー 3 群の上式を高速中性子群 1 群の方程式に縮約して計算し、3 次元中性子拡散方程式を改良型準正近似により時間積分する。このバックリングについては、トランジェントについても定常のバックリングを使用している。

基本式とモデル上の仮定は、3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード<sup>[14]</sup>に同様である。

TRACT の 3 次元動特性モデルでは、中性子束と遅発中性子先行核密度を、減速材密度、燃料温度、ボロン濃度、制御棒密度に対する応答として、数値積分により求める。燃焼度とゼノン濃度分布は過渡時に一定と仮定する。ほう素の混合については質量保存式を取り扱うことにより、液相の流れ場とともに移動する溶質として考慮している。

核モデルの断面積や無限増倍率は燃料集合体核特性計算コード<sup>[15]</sup>で得られる 3 群断面積から導出するものとする。断面積は、燃料、被覆管、チャンネル、内部水、外部水、制御棒や可燃性毒物について、均質断面積として定義する。

中性子動特性モデルでは、炉心中の出力分布を直交 3 次元系で計算するが、その際に燃料温度及び冷却材密度の変化、並びに制御棒移動を考慮する。チャンネル熱水力及び燃料

熱伝達にかかわるモデルでは、炉心を並行多チャンネルとして模擬し、それぞれのチャンネルが複数の燃料集合体をもつように関係付ける。また、状態量は各チャンネルの各軸方向ノードで解く。チャンネル群の水力的な境界条件は、解析コード中の炉心外モデルにて定める。各コンポーネントは、図 2.2-2 に示したデータを通じて結合される。

TRACT では、上記の 3 次元中性子動特性モデル及び上述した熱水力挙動を評価する 2 流体モデルを有していることから、一点炉近似モデルの REDY コードでは取り扱うことができない中性子束振動現象を評価することができる。

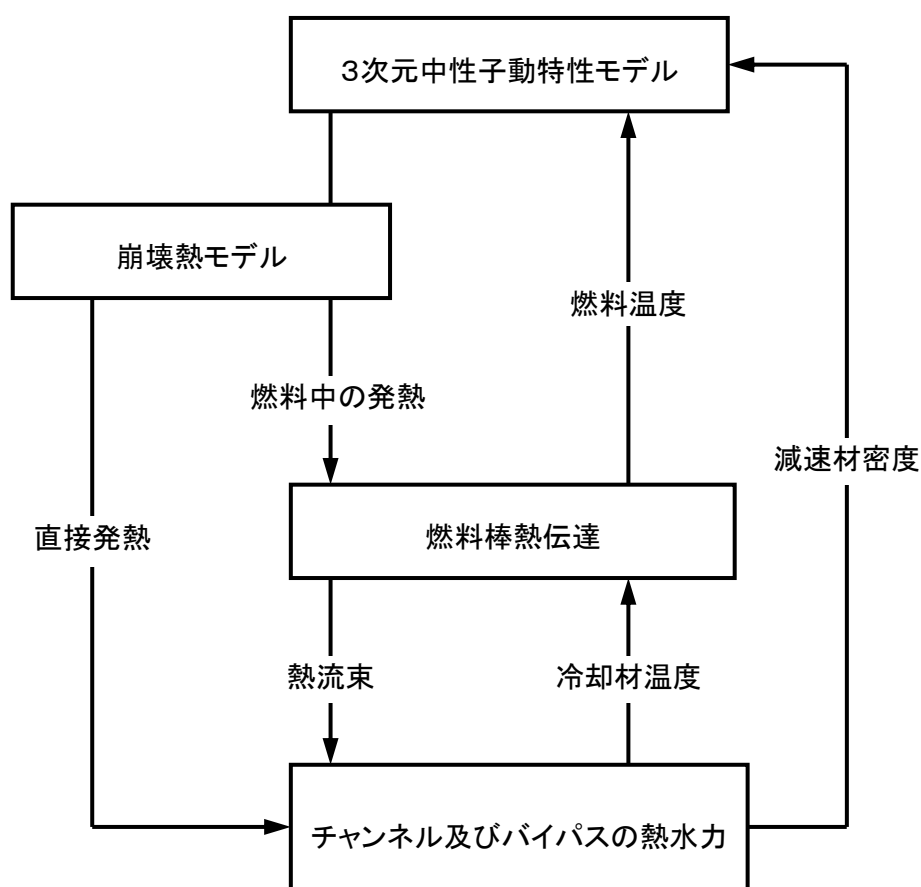


図 2.2-2 TRACT のモデル間でのデータの流れ

### 3. 解析結果の例示

この章では、ATWSを対象とした評価で重要な物理現象を考慮して、TRACTがTRACG Ver.2から改良された核動特性モデルの確認、REDY/SCATで取り扱うことのできない振動現象の評価、国内のBWR及びABWRの評価に関する観点で、参考解析結果を例示する。



### 3.1. Peach Bottom2 号機 タービントリップ試験

#### 3.1.1. 試験の説明

Peach Bottom2 号機（電気出力 1100MW, BWR4）におけるタービントリップ試験は、電力中央研究所支援のもと GE 社とフィラデルフィア電力が共同で 1977 年に実施したものであり、第 2 サイクル末期にて実施された。Peach Bottom2 号機のプラント仕様を表 3.1-1 に示す。

タービントリップ試験は、TT1, TT2, TT3 と定義した 3 回の炉心昇圧試験として、定格炉心流量近傍の 3 つの炉心出力レベルにおいて、手動でタービンをトリップさせることで実施された。試験条件のまとめを表 3.1-2 に示す。

タービントリップ時はタービン主蒸気止め弁(TSV)が閉止し、原子炉スクラム信号が発生する。しかし、試験では MSV 閉による原子炉スクラム信号の発生を遅らすことで中性子束を増加させている。その結果、中性子束は、中性子束高スクラム信号による原子炉スクラムで事象が収束している。

#### 3.1.2. 解析モデル

図 3.1-1 に Peach Bottom 2 号機タービントリップ試験の TRACT 解析ノードを示す。試験装置は VSSL, CHAN, TEE, PIPE, PUMP, VLVE などの 62 個のコンポーネントで模擬した。圧力容器は高さレベル 15 分割、径方向リング 4 分割 VSSL コンポーネントでモデル化した。CHAN のグループ分割を図 3.1-2 に示す。



主要なプラント制御システム、圧力制御系、再循環流量制御系、給水流量制御系、給水温度制御系、スクラムロジック、再循環ポンプトリップロジックなどは TRACT の control system data を用いて模擬した。

TRACT の 3 次元中性子動特性モデルの初期条件は、3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード<sup>[14]</sup>によって作成されており、計算された炉心出力分布は各チャンネルグループの出力分布に分配される。

#### 3.1.3. 試験データとの比較

タービントリップ試験における TRACT 検証解析の出力（中性子束相当）応答と原子炉圧力応答について、TRACT 解析と試験データの比較を図 3.1-4 から図 3.1-9 に示す。また、中性子束ピーク値についての比較をそれぞれ表 3.1-3 に示す。

実機と TRACT による出力ピークの値は、良く一致している。また、出力ピークに対応した原子炉圧力の第 1 ピークの値も実機と TRACT で、良く一致していることがわかる。

スクラム後の原子炉圧力応答には若干の違いもあるが、タービントリップ後の出力、原子炉圧力の応答は良く実機を模擬しており、原子炉保護系の模擬に関しても実機を良く模擬できており、TRACTによるプラント過渡事象の模擬の妥当性は検証されたものと考えられる。

表 3.1-1 Peach Bottom2 号機のプラント主要仕様

項 目	定 格 値
原 子 炉 出 力	3,293(MWt)
原 子 炉 圧 力	7.03(MPa)
炉 心 流 量	12,915(kg/s)

表 3.1-2 Peach Bottom2 号機タービントリップ試験の初期運転状態

試験名	原子炉熱出力		炉心流量		原子炉圧力
	MWt	%Rated	kg/s	%Rated	MPa[abs]
TT1	1,562	47.4	12,764	98.8	6.93
TT2	2,030	61.6	10,445	80.9	6.86
TT3	2,275	69.1	12,839	99.4	6.93

表 3.1-3 PeachBottom2 号機タービントリップ試験における出力ピークの  
TRACT 解析値と試験データの比較



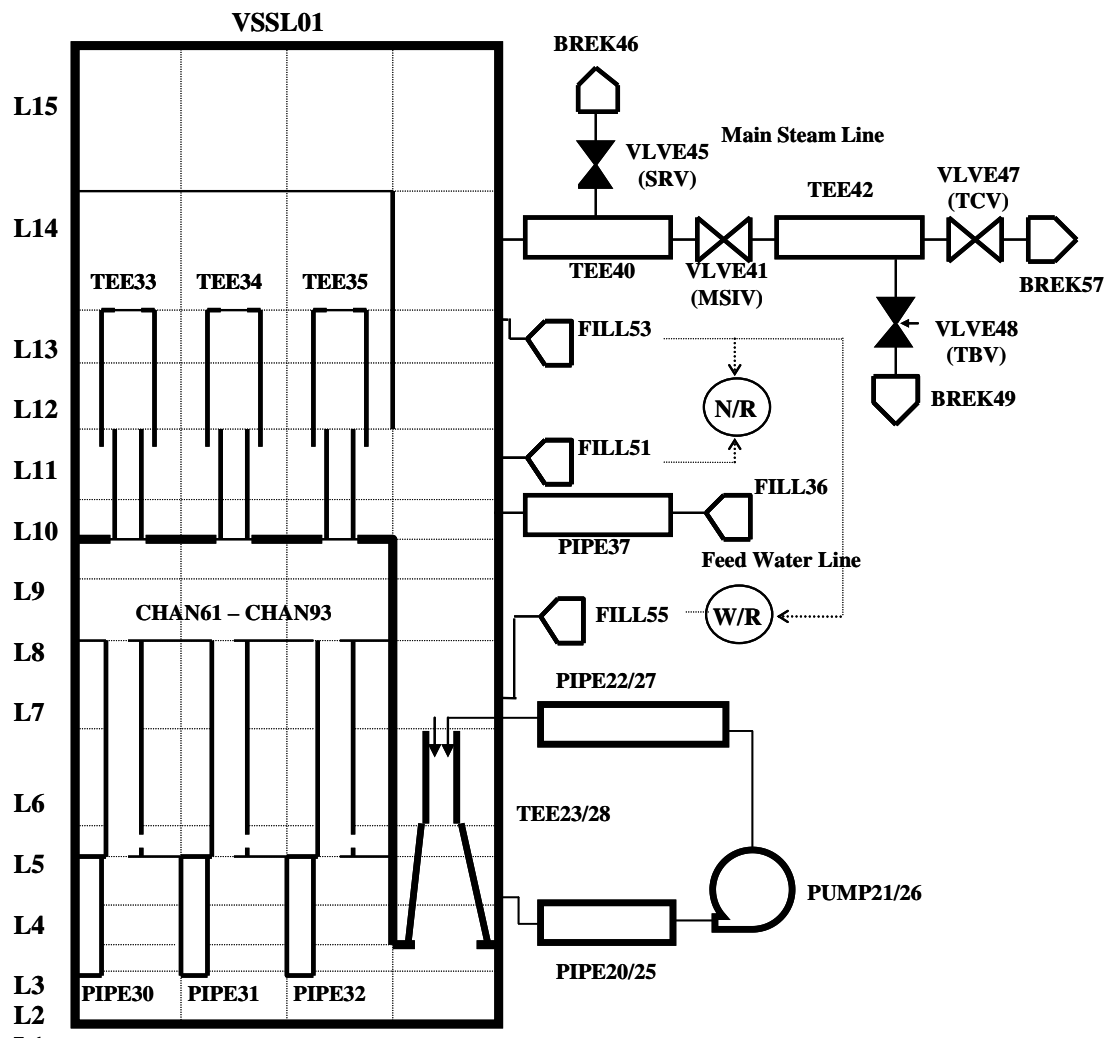


図 3.1-1 PB-2 タービントリップ試験解析に用いた TRACT モデル

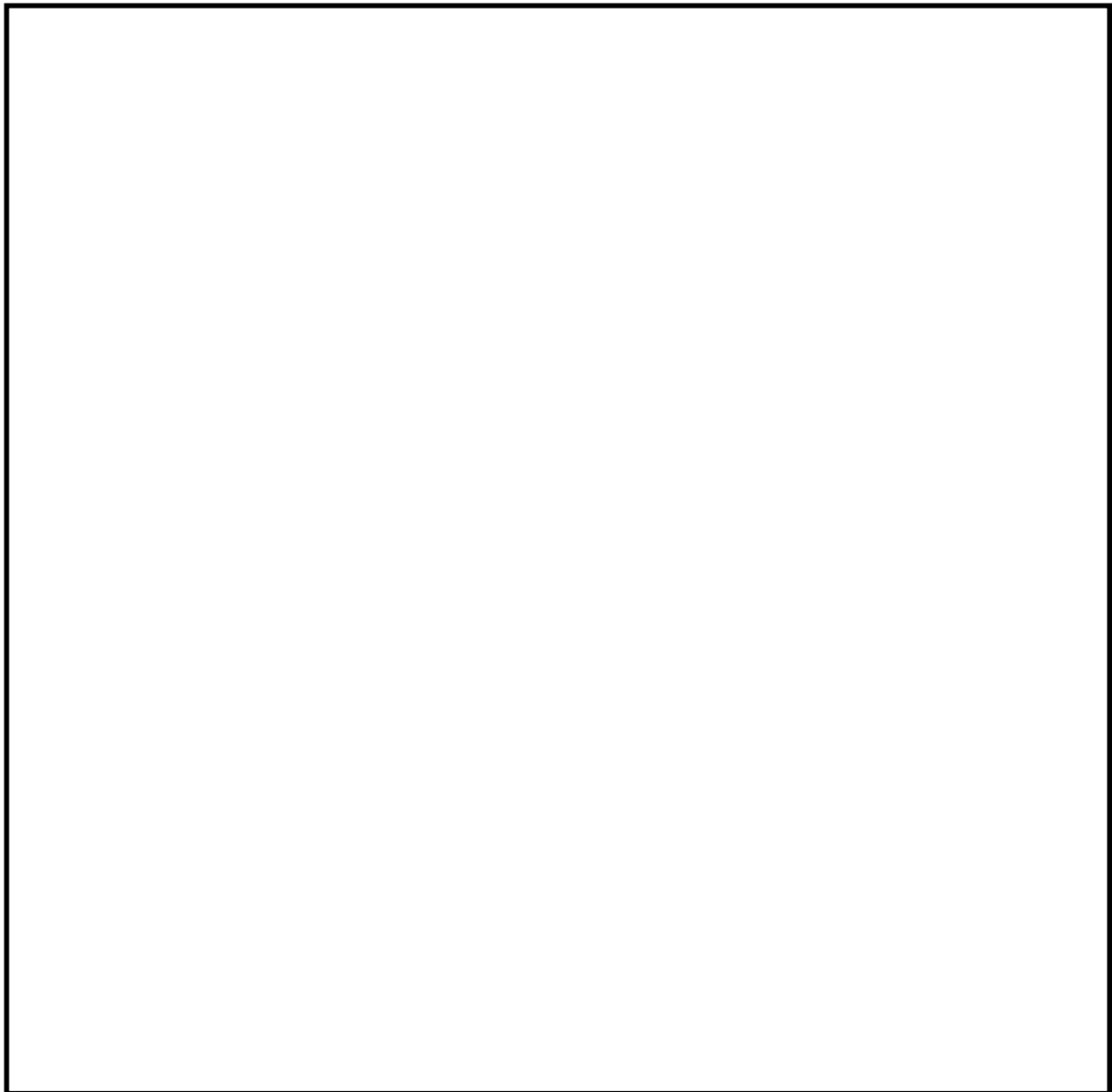


図 3.1-2 PB-2 タービントリップ試験解析に用いた炉心の CHAN 分割

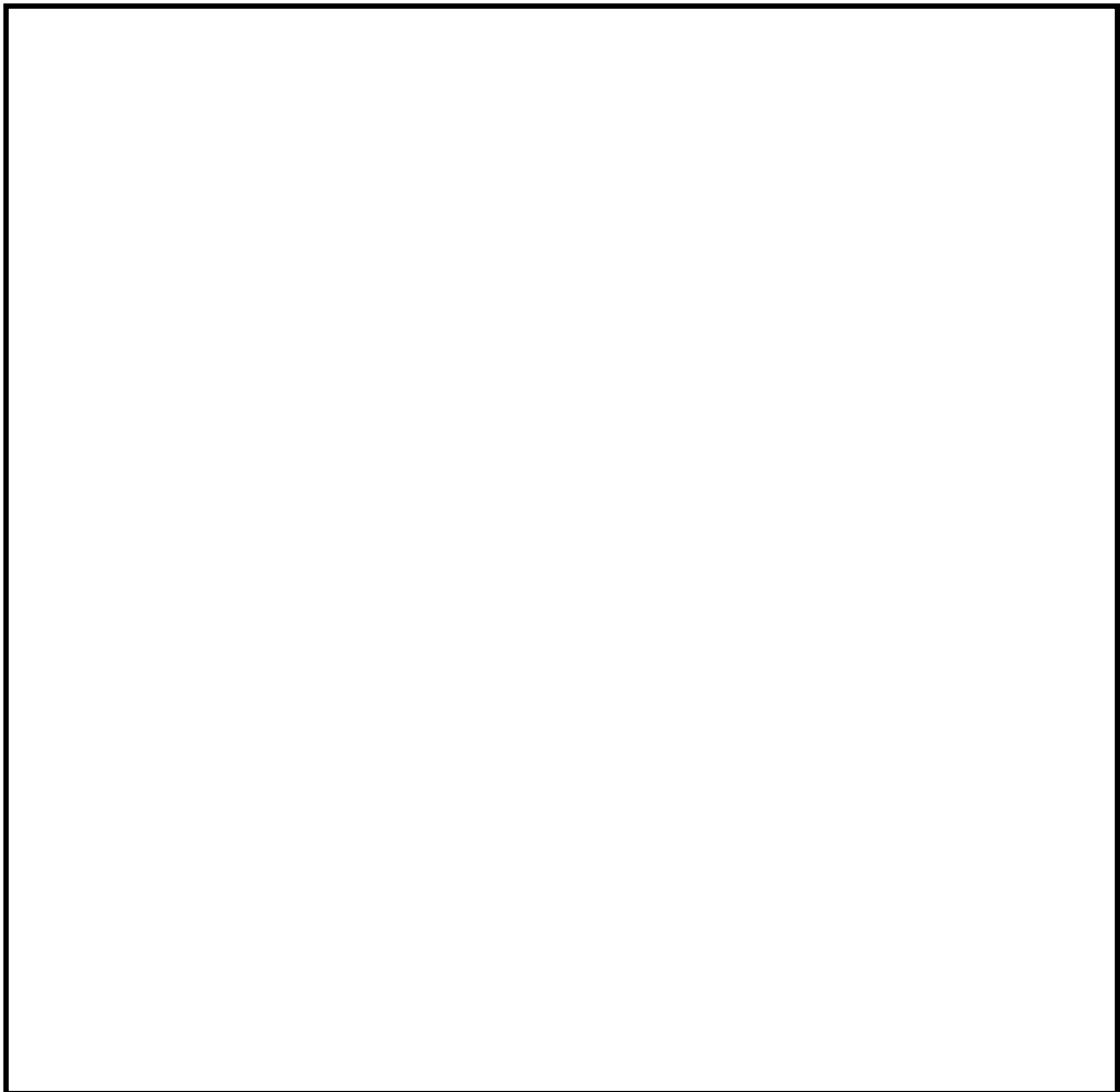


図 3.1-3 PB-2 タービントリップ試験解析に用いた軸方向ノード分割

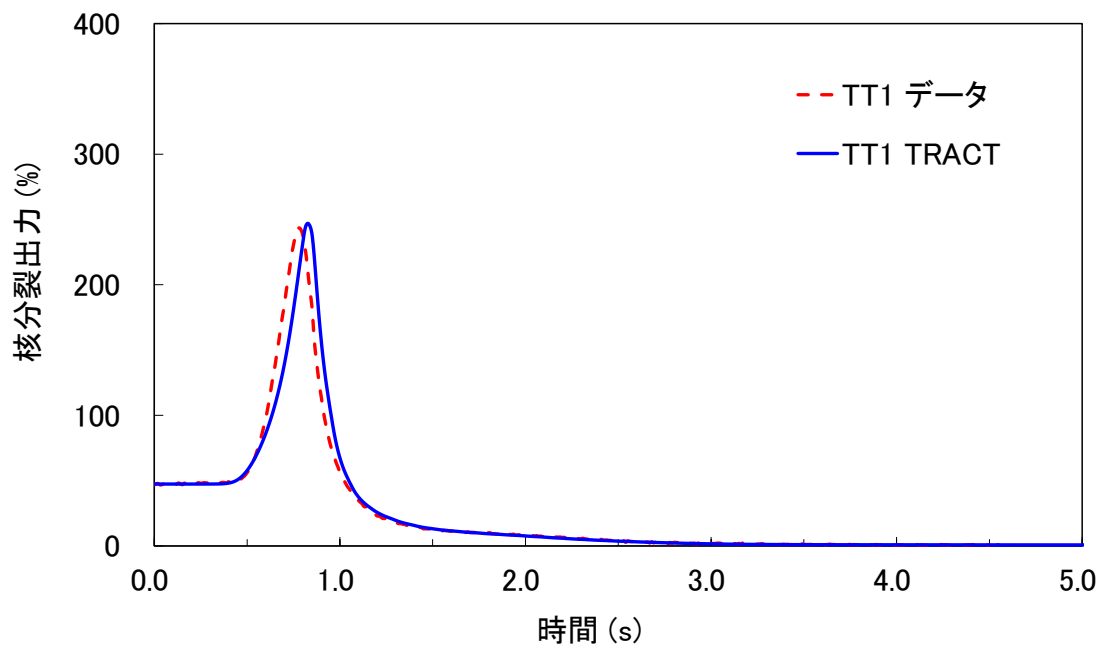


図 3.1-4 PeachBottom2 号機タービントリップ試験における出力挙動の TRACT 解析値と試験データの比較(TT1 試験)

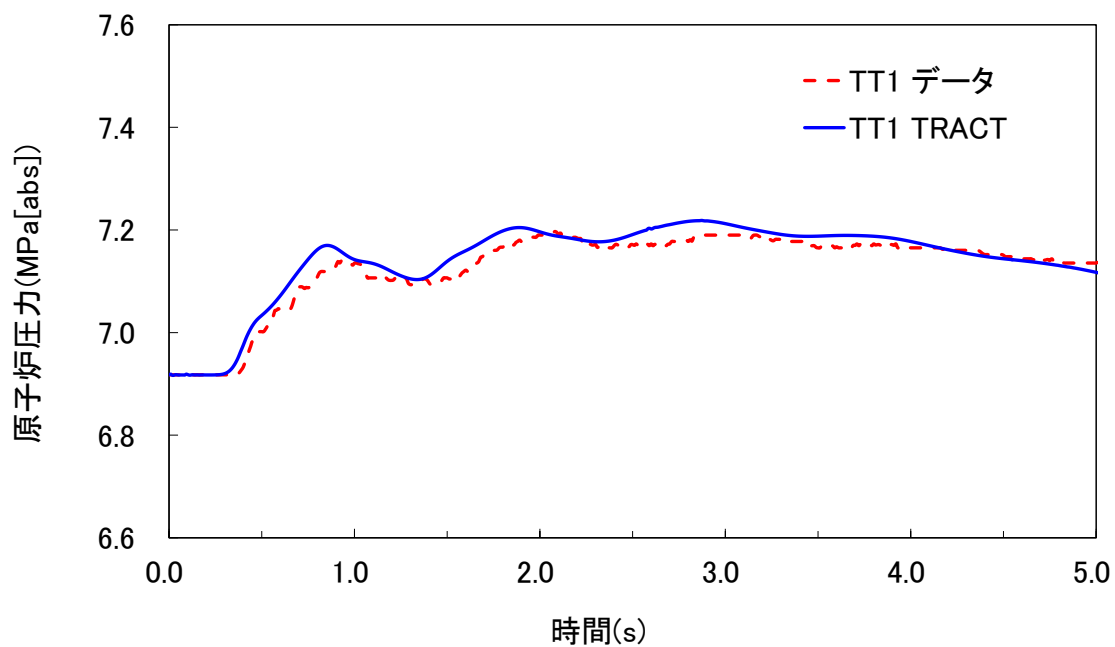


図 3.1-5 PeachBottom2 号機タービントリップ試験における原子炉圧力挙動の TRACT 解析値と試験データの比較(TT1 試験)



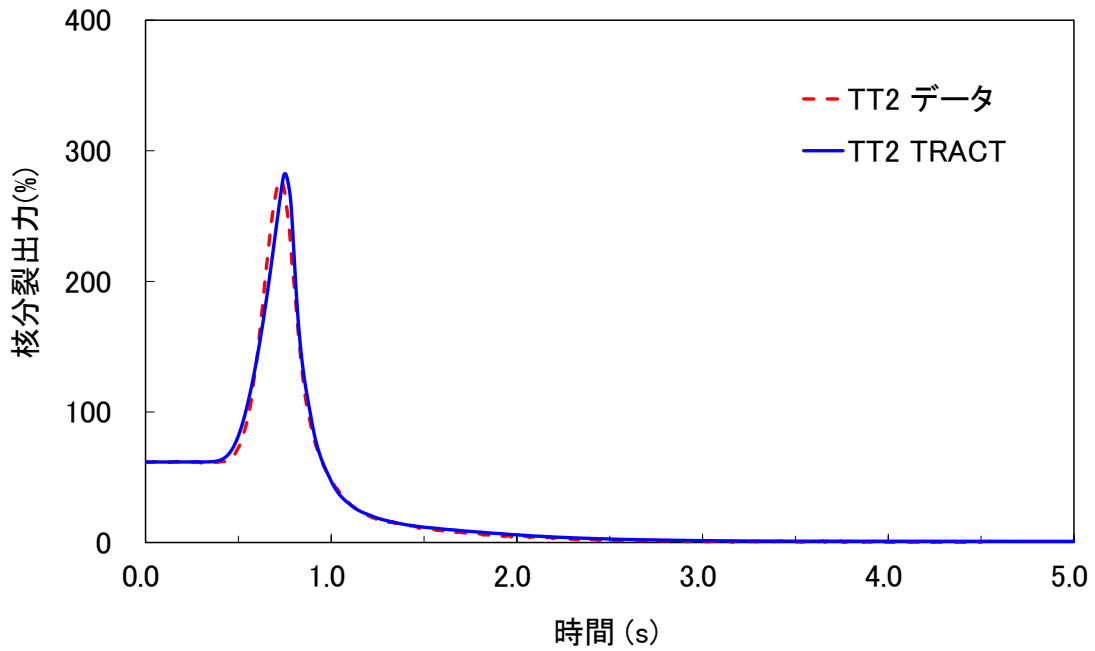


図 3.1-6 PeachBottom2 号機タービントリップ試験における出力挙動の TRACT 解析値と試験データの比較(TT2 試験)

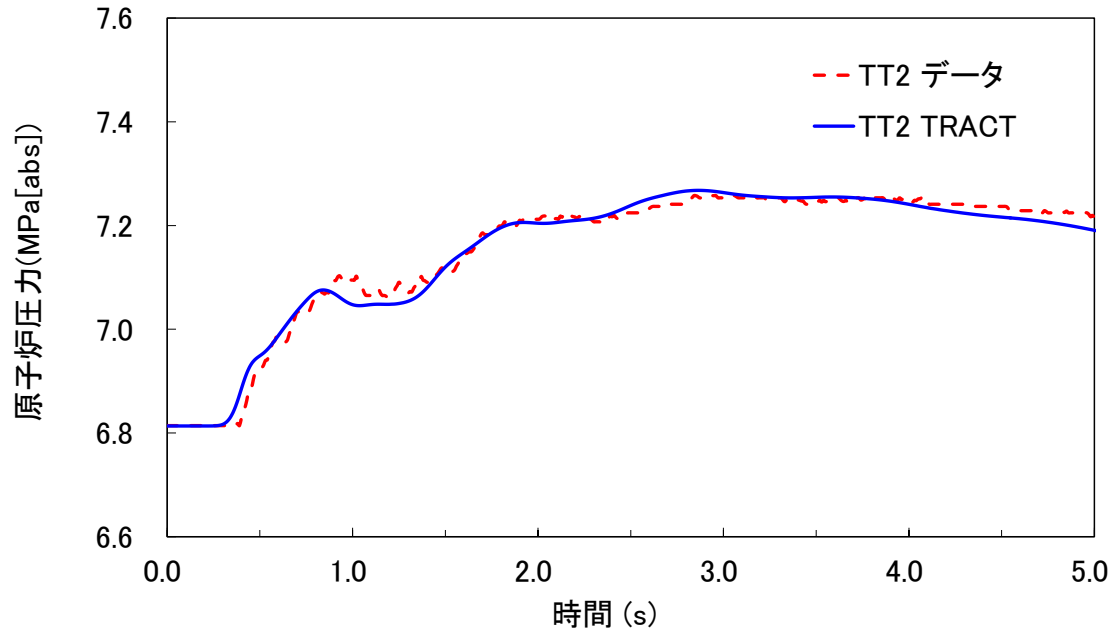


図 3.1-7 PeachBottom2 号機タービントリップ試験における原子炉圧力挙動の TRACT 解析値と試験データの比較(TT2 試験)

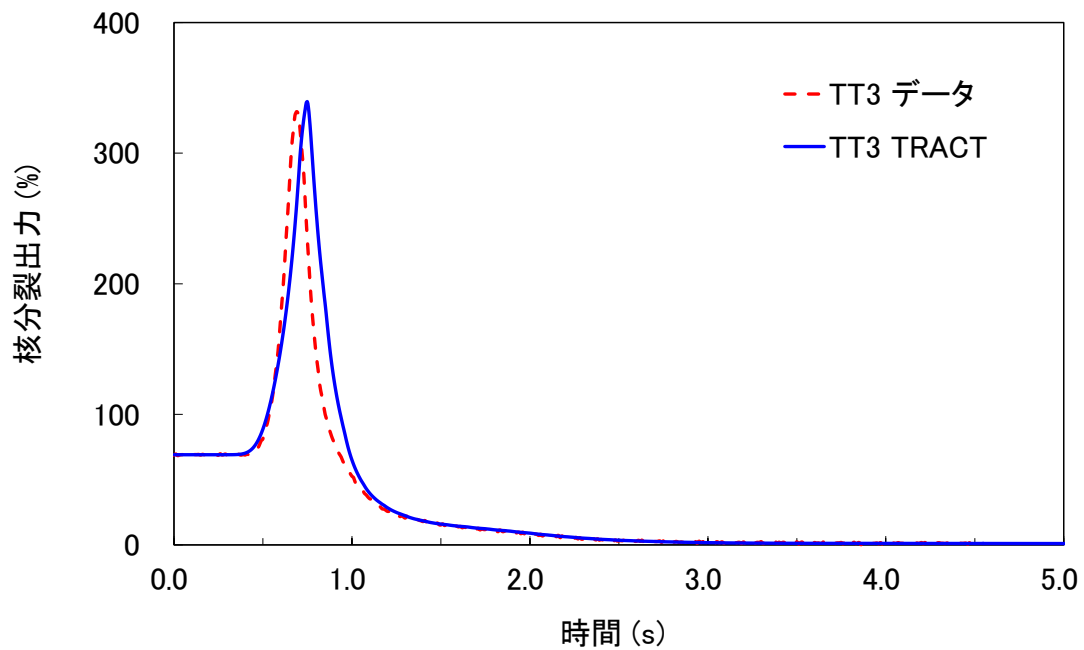


図 3.1-8 PeachBottom2 号機タービントリップ試験における出力挙動の TRACT 解析値と試験データの比較(TT3 試験)

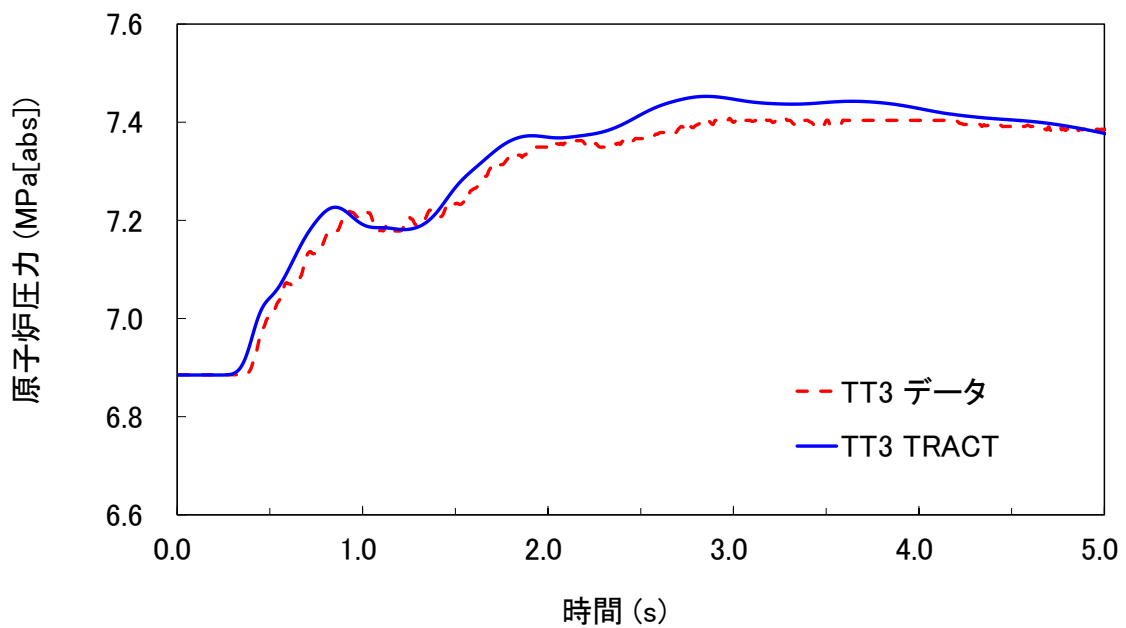


図 3.1-9 PeachBottom2 号機タービントリップ試験における原子炉圧力挙動の TRACT 解析値と試験データの比較(TT3 試験)

## 3.2. チャンネル安定性試験 (BEST 安定性試験)

### 3.2.1. 試験の説明

チャンネル安定性試験は、炉心の振動現象の要因の一つである燃料集合体を流れる二相流に関する流動安定性を調べることを目的に実施された試験である。

並行チャンネル熱水力試験装置 BEST は、BWR 実機燃料集合体を鉛直方向に対して実スケールで模擬可能な試験装置であり、水・蒸気系により実機運転条件と同じ熱水力的な条件で、燃料集合体内の熱流動現象を模擬することができる。試験部分は図 3.2-1 に示すように、熱水力的に厳しい高出力チャンネル試験部と、炉心の平均的な熱水力条件を模擬した平均チャンネル部が上下のプレナム部で結合した並行流路から構成されている。平均チャンネル部は、ホットチャンネル部の数倍の流量が流れることにより、上下プレナム間の圧力損失を一定に保つバイパスチャンネルとしての役割を果たしている。

高出力チャンネル部は、燃料棒が  $9 \times 9$  で配置された  $9 \times 9$  燃料 (A 型) を模擬するため、 $9 \times 9$  燃料 (A 型) バンドルの  $9$  分の  $1$  対称部分である  $3 \times 3$  の正方格子状に配置したバンドル形状を模擬燃料バンドルに採用した。図 3.2-2 に試験部のバンドル形状を示す。また、表 3.2-1 にバンドル形状寸法を示す。なお、平均チャンネル部は  $8 \times 8$  燃料バンドル形状を用いている。

発熱体である模擬燃料棒は間接通電による加熱方法を採用しており、有効発熱長は  外径は  であり共に実機燃料と同じ寸法である。また、図 3.2-2 からわかるようにバンドルの中心部燃料を部分長燃料棒 (PLR) として模擬することも可能である。

スペーサは  $9 \times 9$  燃料 (A 型) コンパクトチャンネル用丸セルスペーサ相当を模擬しており、実機同様の軸方向位置に  $7$  個設置している。また、入口オリフィスは図 3.2-1 の下部プレナムから試験体ベッセル部への分岐管内部に設置されており、単相部の圧力損失が実機と同じになるように調整されている。

### 3.2.2. 解析モデル

TRACT の解析ノードを図 3.2-3 に示す。図 3.2-1 の並行流路部の中で、高出力チャンネル部分のみを模擬している。加熱部は  $24$  ノードの等間隔で分割しており、平均チャンネルと結合している上下プレナム部との分岐管部の高さ方向のみを非加熱領域で模擬している。分岐部の水平管部の圧力損失は無視できるとして、模擬には含まれていない。以上は CHAN コンポーネントで模擬しており、CHAN コンポーネントの上下に圧力境界 (BREK) を設定した。これは、平均チャンネル部の流量が高出力チャンネル部より十分大きいいため、上下プレナム間の圧力損失は一定に保たれるものとして模擬した。

オリフィス圧損係数、スペーサ圧損係数は、単相圧力損失測定値から、試験条件レイノルズ数相当の範囲で一定となる範囲での値を採用しており、オリフィス係数に関しては異なる口径の代表的な  $2$  つのタイプについて実施した。

上下プレナム部の圧力境界条件にてチャンネル間圧損を指定し、その圧力損失から設定さ

れるチャンネル流量が試験条件と一致するように試験条件相当の定常状態を模擬する。試験パラメータとしては、安定性に大きな影響を与える代表的なパラメータである、入口オリフィス、流量、チャンネル入口サブクール度、PLRの有無の4つを条件として変えた9試験点を選んだ。以上の試験条件をまとめて表 3.2-2 に示す。なお、加熱部の出力分布は一様である。

### 3.2.3. 試験データとの比較

解析値から安定限界出力（試験体の入口流量が不安定になる出力）は減幅比の内挿から求めた。図 3.2-4 と図 3.2-5 にその例として、試験点 1 における入口質量流束の応答例を示す。試験の安定限界出力である [ ] では TRACT の質量流束応答の減幅比は約 [ ] となり安定限界出力には達していない。そこで、出力を [ ] まで上げた条件で解析を実施して求めた減幅比は図 3.2-5 からわかるように約 [ ] である。以上の 2 点における解析結果から減幅比が 1.0 となる安定限界出力は [ ] と推定できる。

以上のように TRACT で推定した安定限界出力をまとめて表 3.2-3 に示す。また、結果の比較を図示したものを図 3.2-6 に示す。この結果から安定限界出力の相対誤差の平均は [ ] ，標準偏差は [ ] であり、参考文献[30]に掲載されている周波数領域安定性解析コードを用いた結果より推定精度は高くなっている。

#### 3.2.4. 結論

BEST 安定性試験において TRACT 検証解析を実施した。その結果、チャンネル安定性の解析は試験データと良く一致しており、TRACT のチャンネル安定性の解析は良好に再現していることを確認した。

表 3.2-1 BEST 安定性試験における高出力チャンネル部の形状寸法



表 3.2-2 BEST 安定性試験の試験条件

--

表 3.2-3 BEST 安定性試験における TRACT 解析値と  
試験データの比較

--

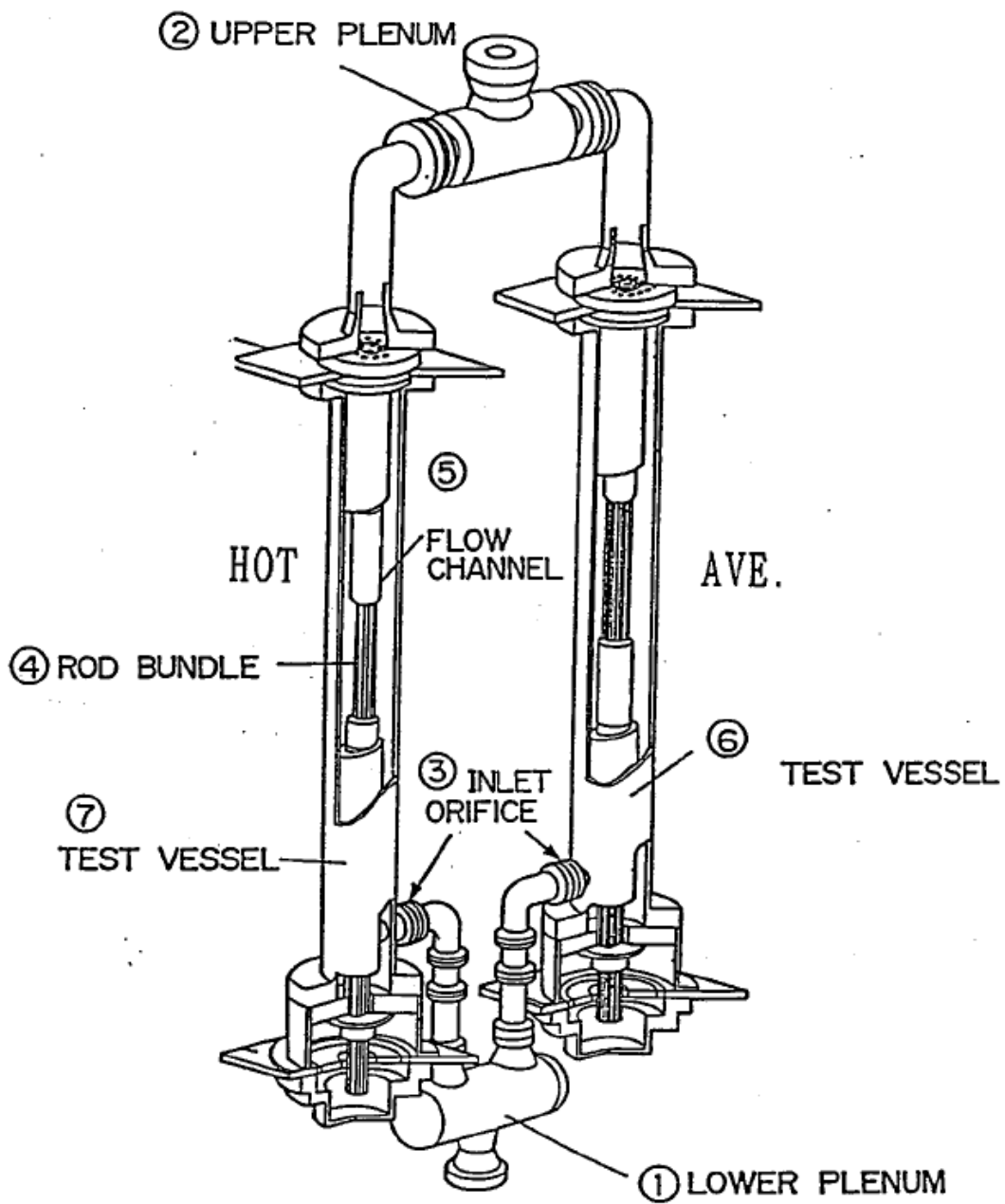


図 3.2-1 BEST 安定性試験の試験装置概観



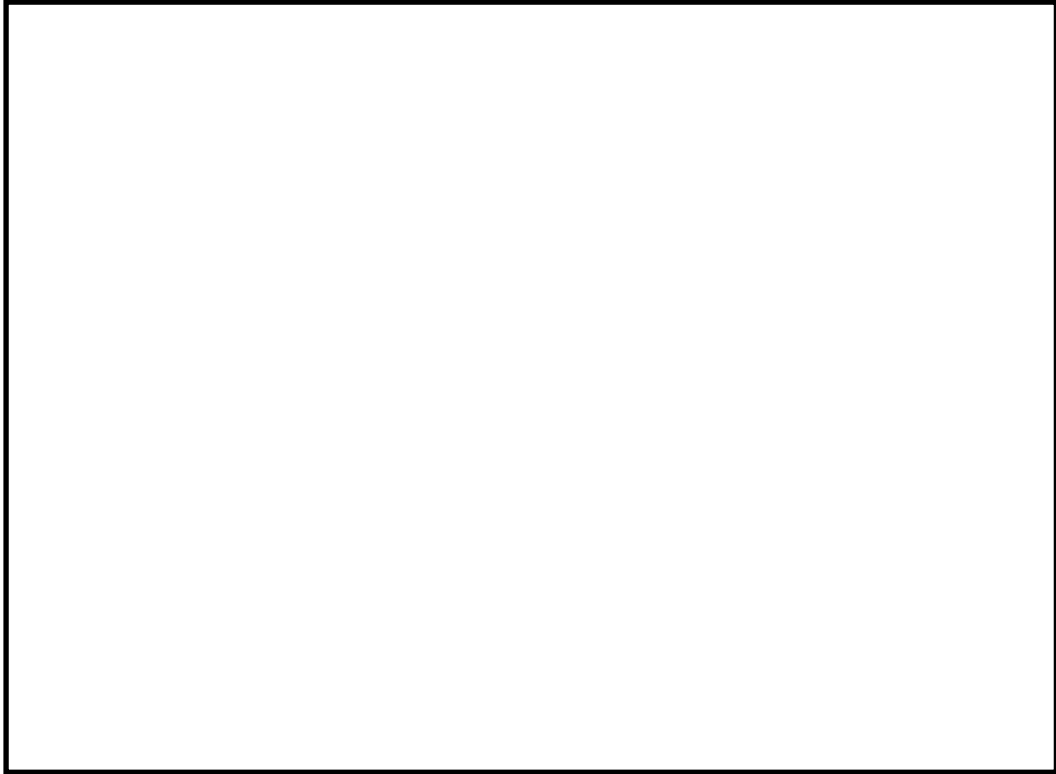


図 3.2-2 BEST 安定性試験における高出力チャンネルのバンドル形状

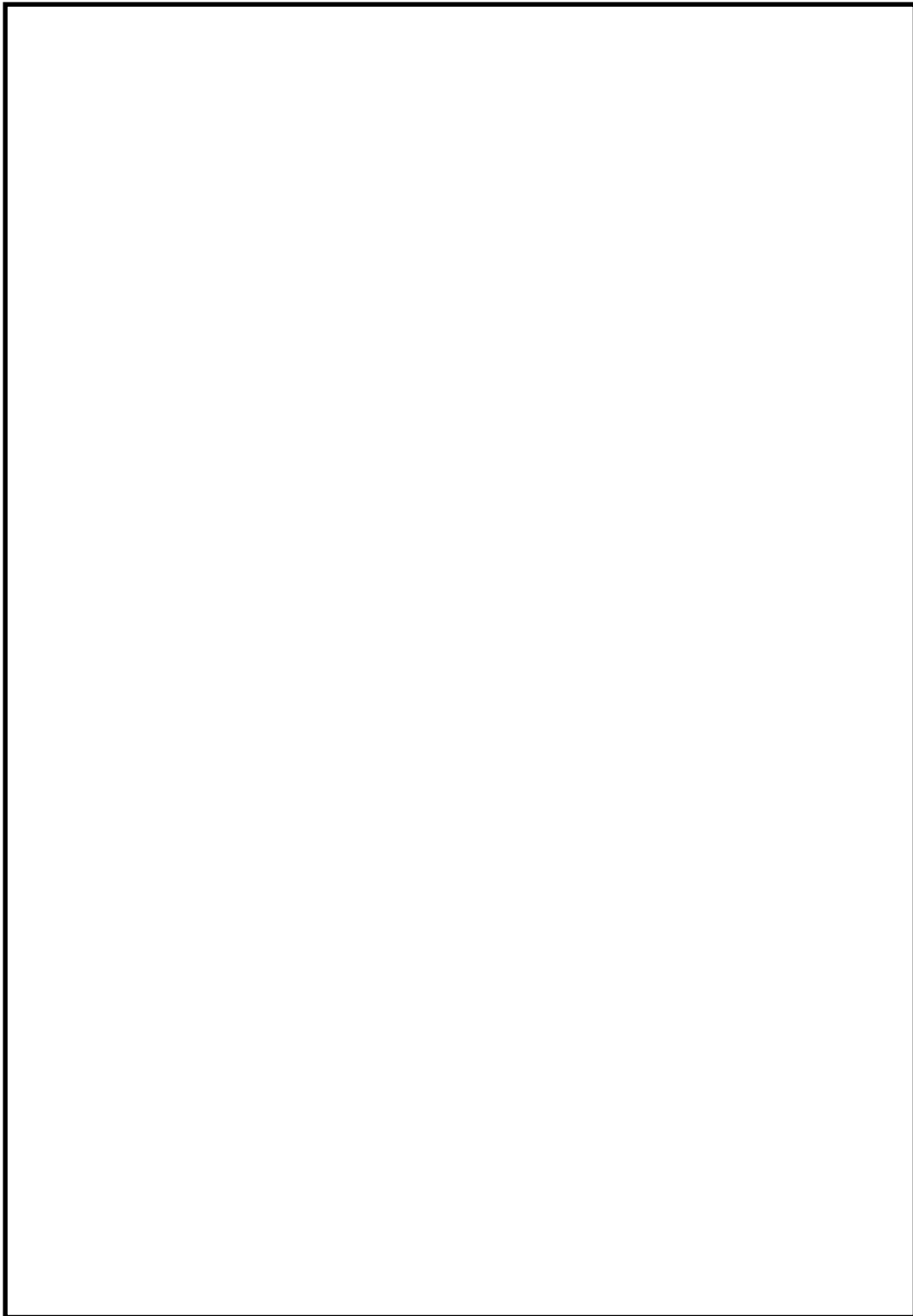


図 3.2-3 BEST 安定性試験の検証解析における TRACT 解析モデル

3-19

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

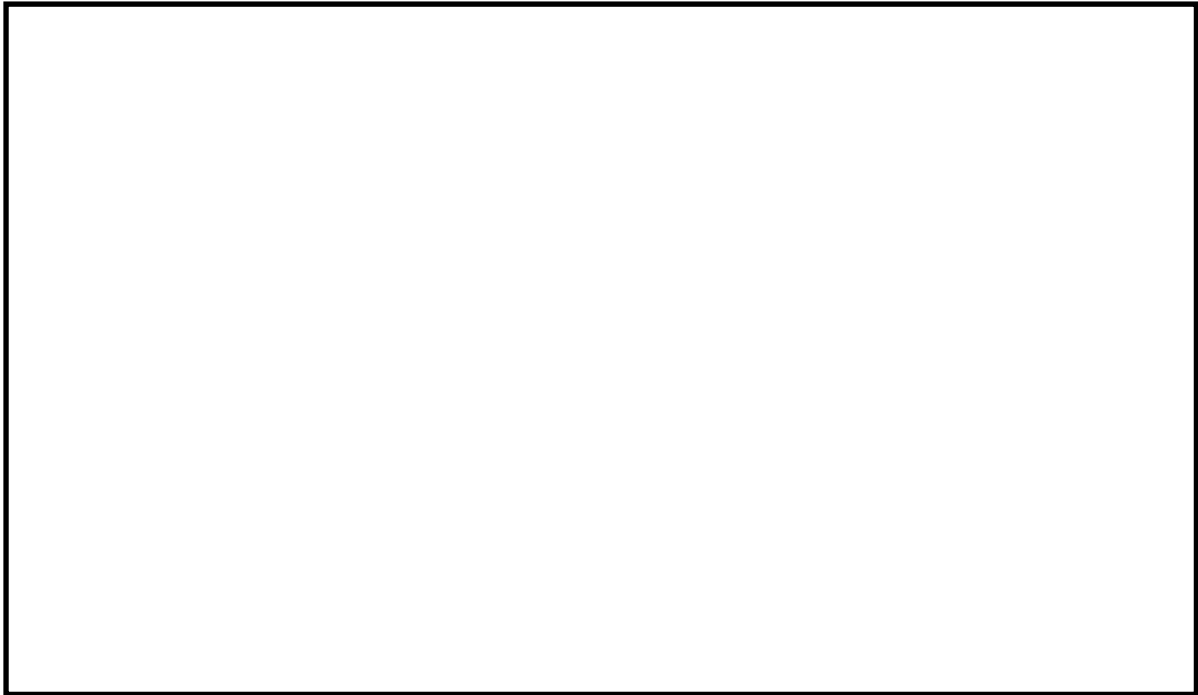


図 3.2-4 BEST 安定性試験における TRACT 解析結果の例  
(入口質量流束応答：試験点 1, 出力 )

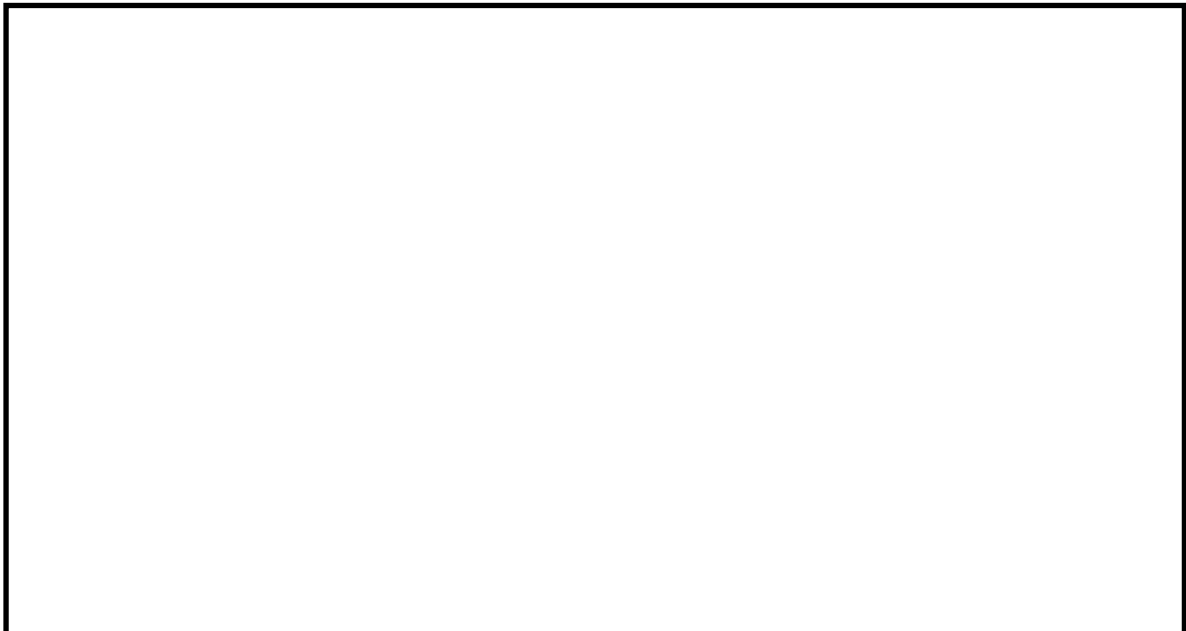


図 3.2-5 BEST 安定性試験における TRACT 解析結果の例  
(入口質量流束応答：試験点 1, 出力 )

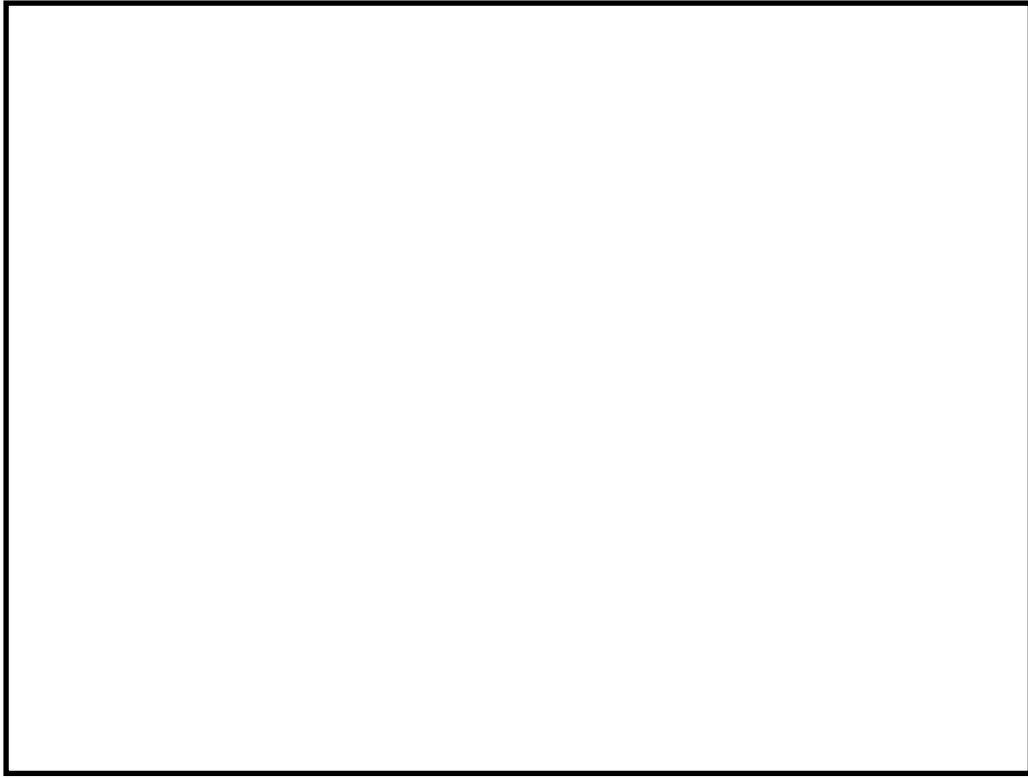


図 3.2-6 BEST 安定性試験における安定限界出力の TRACT 解析値と試験データの比較

### 3.3. Oskarshamn-2 不安定事象

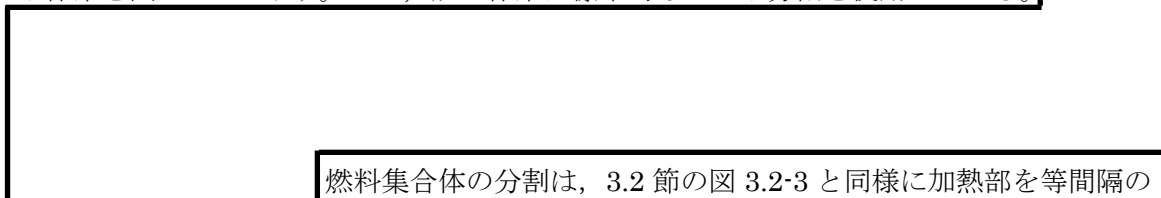
#### 3.3.1. 事象の概要<sup>[32][33][34]</sup>

1999年2月スウェーデンのOskarshamn2号機(60万kW級BWR)で発生した不安定事象は、炉心一体の振動に関する事象として広く知られている。

表3.3-1に初期条件を、図3.3-1及び図3.3-2に原子炉出力及び再循環流量の変化を、図3.3-3に運転特性図上の出力・炉心流量の推移を示す。106%定格出力、71%定格流量での運転中に、開閉所の保守点検作業において発電機負荷遮断信号が発生した。発電機負荷遮断信号はタービン側に送信されタービンバイパス弁を開放し、またタービンに流入する蒸気を遮断したが、リレー回路の欠陥により、原子炉側には伝わらなかった。そのため、原子炉側で期待されていた選択制御棒挿入及び再循環ポンプトリップは作動しない結果となり、さらに、給水加熱喪失が発生して給水温度が低下した。再循環流量制御系による出力制御と運転員操作による選択制御棒の挿入によって出力は65%程度まで、炉心流量は42%程度まで減少するが、給水加熱喪失の影響で出力が増加し、運転特性図における不安定領域に至った。そこで原子炉出力は振動を始め、事象開始の約3分後、中性子束高スクラムにより事象は収束した。

#### 3.3.2. 解析モデル

Oskarshamn2号機不安定事象についてのTRACT解析におけるチャンネルコンポーネント体系を図3.3-4に示す。また、炉心体系は標準的なノード分割を使用している。



燃料集合体の分割は、3.2節の図3.2-3と同様に加熱部を等間隔の24ノードに、非加熱部を下部2ノード、上部1ノードにそれぞれ分割している。初期の炉心の定常状態は、燃料集合体核特性計算コード<sup>[15]</sup>及び3次元沸騰水型原子炉模擬計算コード<sup>[14]</sup>によって作成した。

#### 3.3.3. 測定データとの比較

Oskarshamn2号機不安定事象の検証解析を実施する上で与えられている境界条件(給水流量、給水温度、再循環ポンプ速度、原子炉圧力)<sup>[32]</sup>を用いて解析を実施した。不安定事象の原子炉出力変化について、測定値と解析値との比較を図3.3-5に示す。この結果、解析結果が実機プラントで確認された炉心不安定事象の挙動を良好に再現できることを確認した。

### 3.3.4. 結論

Oskarshamn2 号機不安定事象の検証解析において、実機プラントで発生した炉心一体振動を再現することができ、TRACT の安定性解析への適用性を示すことができた。

表 3.3-1 Oskarshamn2 号機不安定事象の初期条件<sup>[34]</sup>

原子炉出力 (MWt)	炉心流量 (kg/s)	原子炉圧力 (MPa[abs])
約 1800 (約 106%)	約 5500 (約 71%)	約 7.0

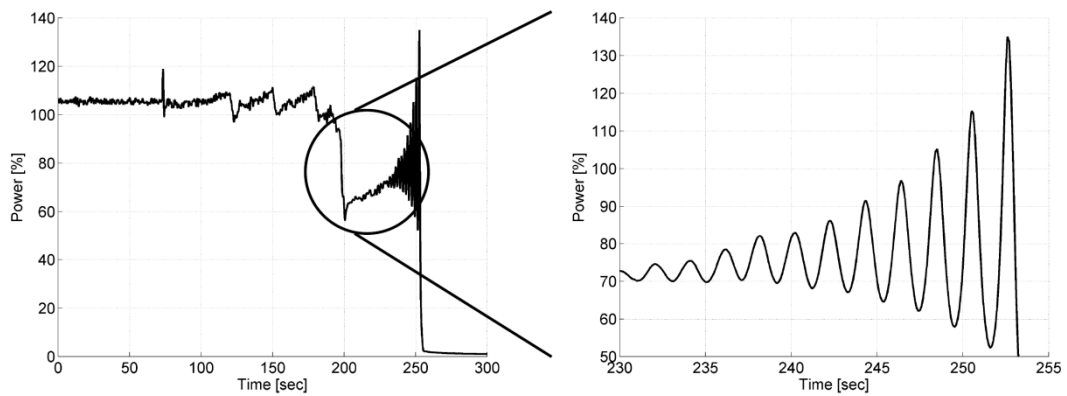


図 3.3-1 Oskarshamn2 号機不安定事象における出力変化の測定値<sup>[33][34]</sup>

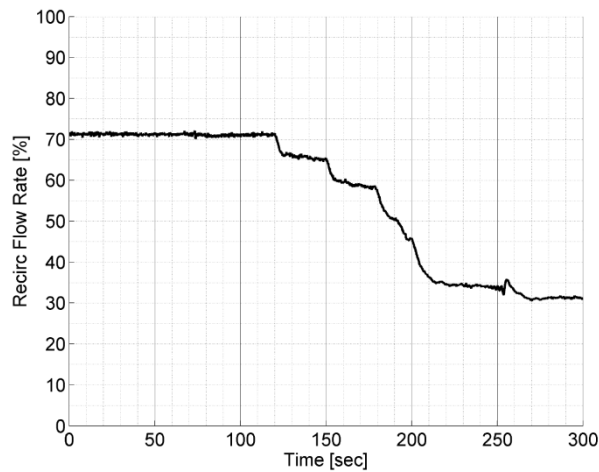


図 3.3-2 Oskarshamn2 号機不安定事象における再循環流量変化の測定値<sup>[34]</sup>

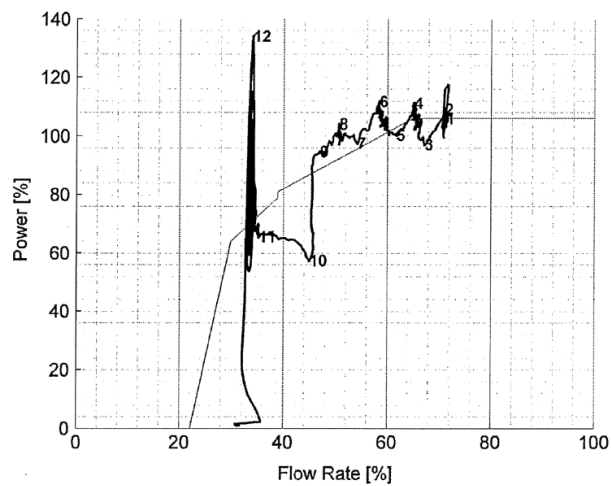


図 3.3-3 Oskarshamn2 号機不安定事象における運転特性図上の出力・炉心流量測定値の推移<sup>[33]</sup>

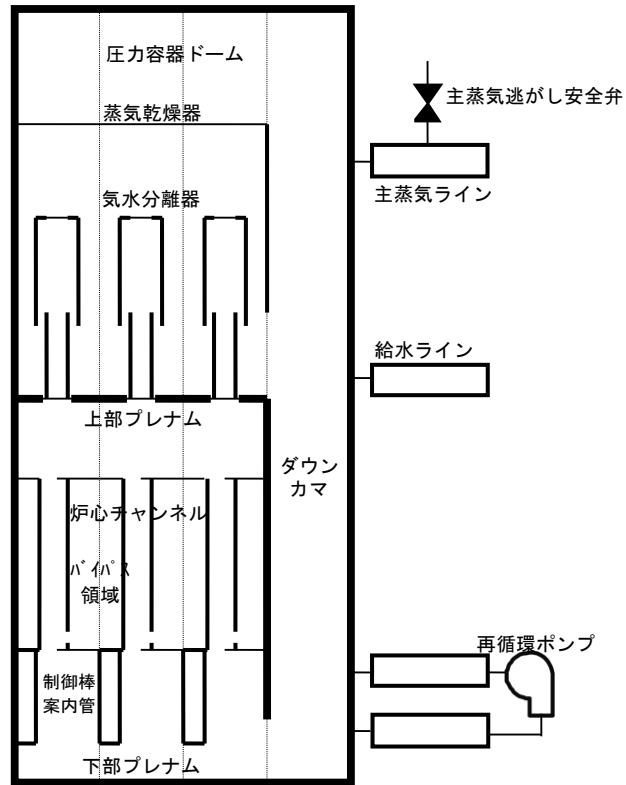


図 3.3-4 解析ノーディング図

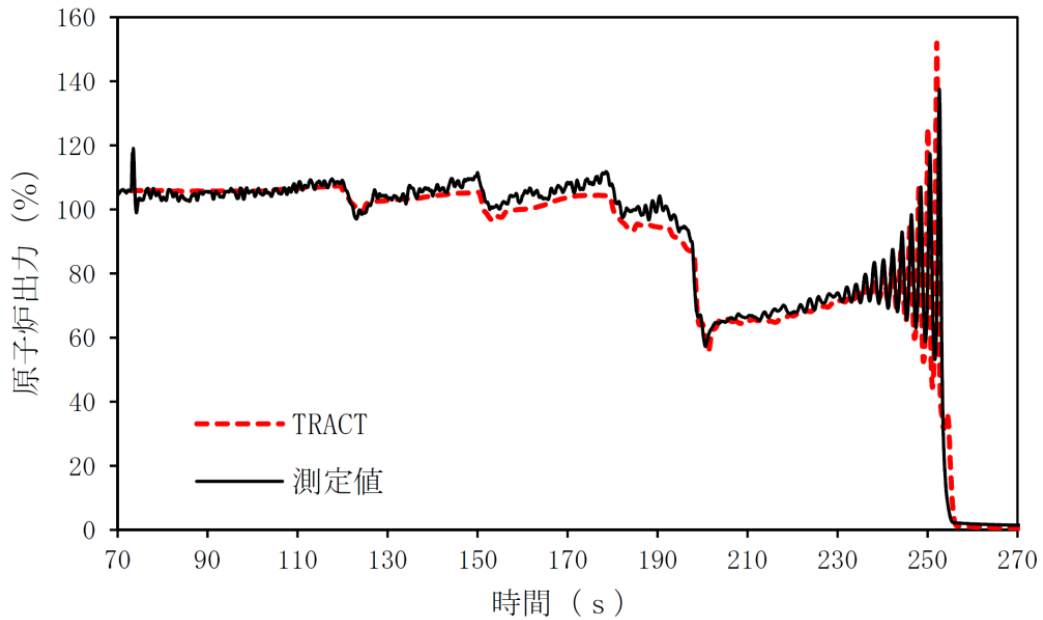


図 3.3-5 Oskarshamn2 号機不安定事象における出力変化の測定値と TRACT 解析値の比較



### 3.4. Leibstadt プラント試験

#### 3.4.1. 試験の説明

1984年にLeibstadt（定格熱出力 3,012(MWt), 定格炉心流量 40,100(t/h)）で実施された安定性試験は、異なる炉心状態において炉心の不安定性現象を生じさせる試験である。試験の結果、領域振動が確認されており、APRM 及び LPRM のデータが取得された。

TRACT では、Leibstadt で実施された領域安定性試験を対象に領域不安定性の解析を行った。試験条件における炉心出力と炉心流量を表 3.4-1 にまとめる。この条件において領域不安定性が確認されており、その振動はリミットサイクルとなる。このリミットサイクルは核熱水力結合に起因する非線形性により生じると考えられており、線形不安定時の振幅は指数関数的に増大するが、時間経過後に一定の振幅を持つリミットサイクルへと到達する。ただし、ここで示す不安定現象は、半炉心ずつ互いに逆位相で振動する、すなわち方位角方向 1 次モードで振動する領域不安定を対象としている。

#### 3.4.2. 解析モデル

本資料では TP4 の領域安定性に係る検討結果について述べる。

#### 3.4.3. 試験データとの比較

Leibstadt の試験条件 TP4 における領域安定性解析を行った。炉心流量と出力を図 3.4-3 と図 3.4-4 に示す。炉心流量および出力は実際の試験条件と完全に一致させることができないため、流量は約 0.2% (7 kg/s) 過小、出力は約 0.2% (4MW) 過大となっている。また、時刻 0s において振幅が乱れているのは初期外乱としてチャンネル流量に変動を与えているためである。その後、初期流量よりも増加しやや下降傾向にある。領域不安定解析により得られた出力（初期出力との比）応答を図 3.4-5 に示す。振動対称位置にあるそれぞれの半炉心領域を領域 A, B としている。領域 A, B それぞれが逆位相で振動しており、領域不安定が発生していることがわかる。領域 A, B の振幅は [ ] であるのに対し、炉心出力の振幅は逆位相の振動であるため [ ] と小さい。次に最大振幅となるチャンネルタイプ 9 と 18 の流量応答と出力応答を図 3.4-6, 図 3.4-7 に示す。チャンネル単位の応答についても逆位相の振動が確認できる。 [ ] であり、Leibstadt 試験結果相当 [ ] のリミットサイクルとなっている。初

めに流量が増加するのは、初期外乱に対して各チャンネルの圧損分布が変化し、流量が再配分されたためと考えられる。他のチャンネルについても初めの流量増減に違いはあるものの、概ね同様の出力応答および流量応答を示している。

#### 3.4.4. 結論

Leibstadt 試験の検証解析においては、試験結果のリミットサイクル（ホットチャンネルで  の振幅）を再現することができ、TRACT の安定性解析への適用性を示すことができた。

表 3.4-1 Leibstadt 試験点における出力と炉心流量

	単位	Test Point#4(TP4)	Test Point#5(TP5)
出力	%	56	46
炉心流量	%	31	29
燃料集合体数	体	648	

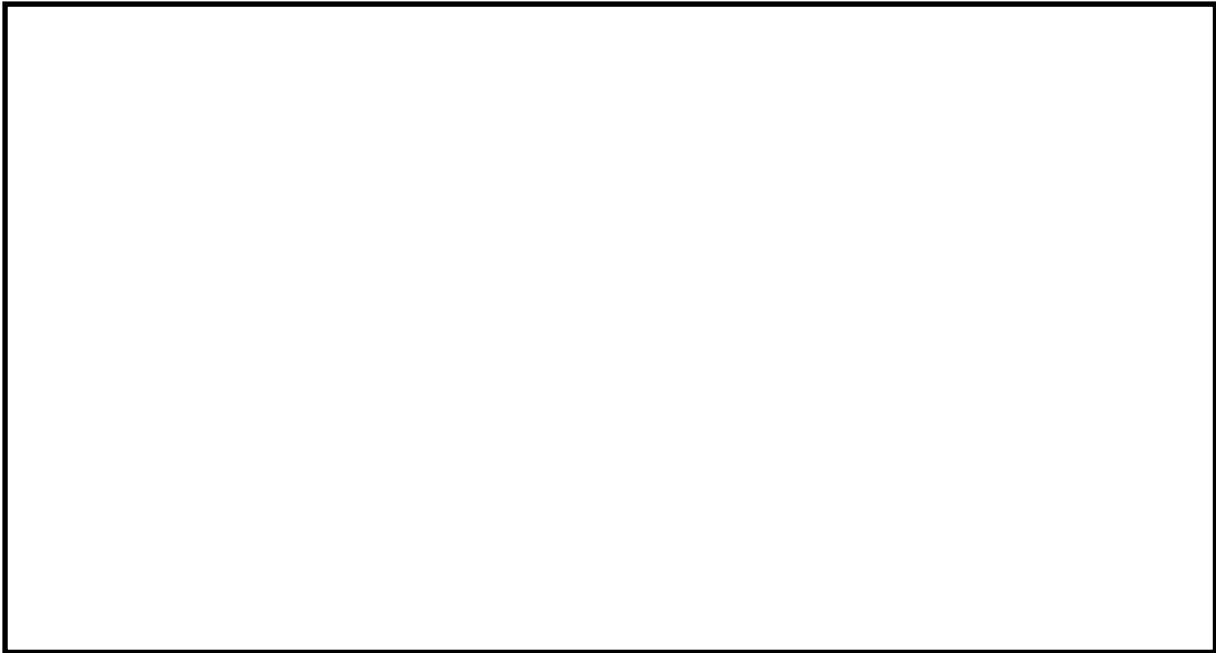


図 3.4-1 領域不安定性事象模擬のためのチャンネルグルーピング

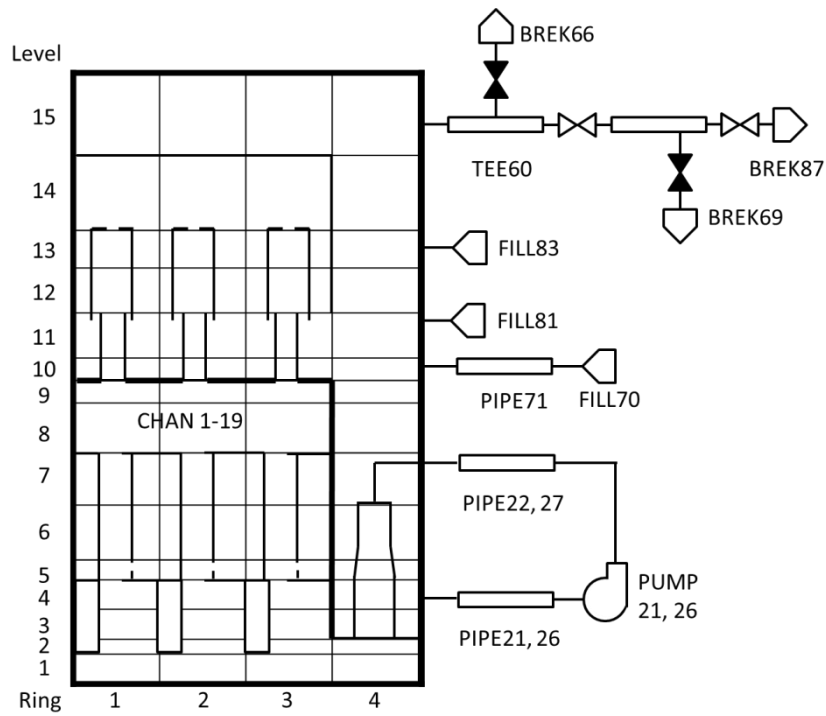


図 3.4-2 解析ノーディング図

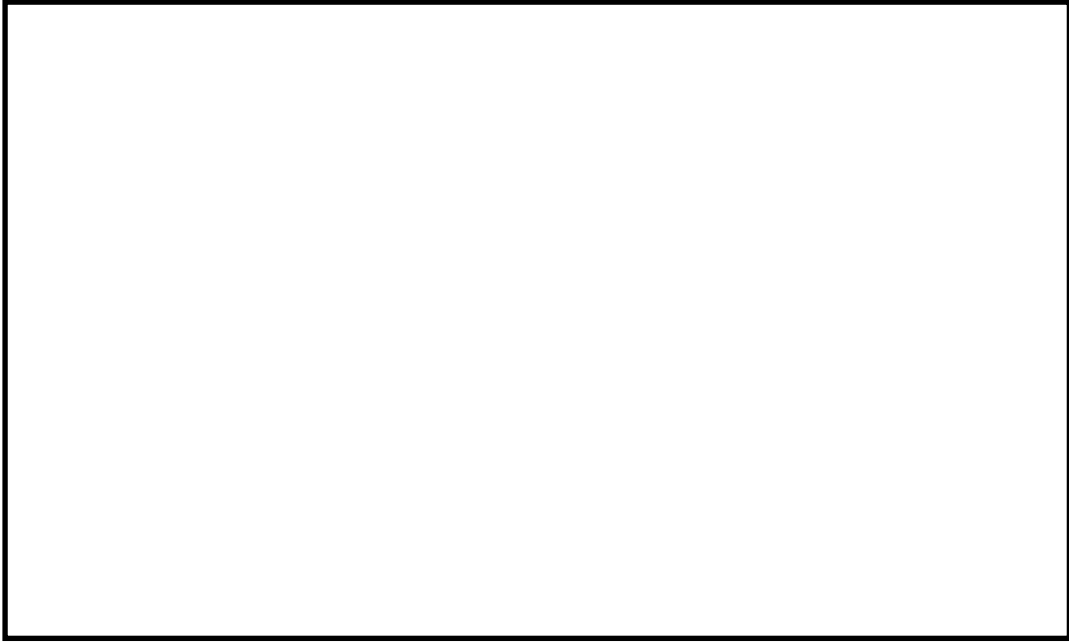


図 3.4-3 炉心流量（基本ケース）

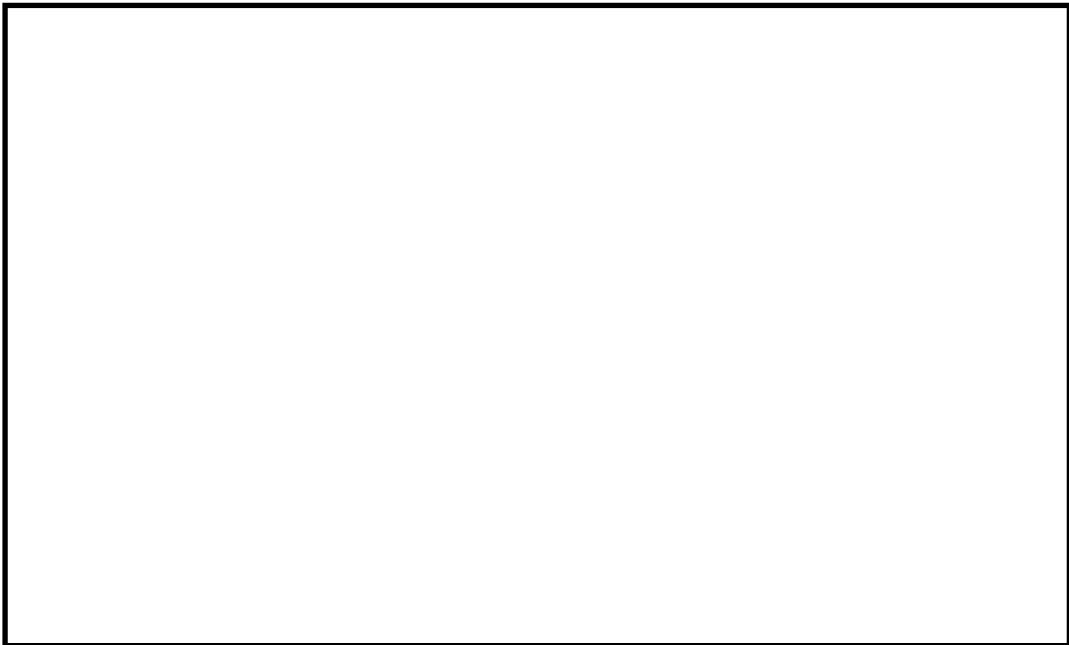


図 3.4-4 炉心出力（基本ケース）

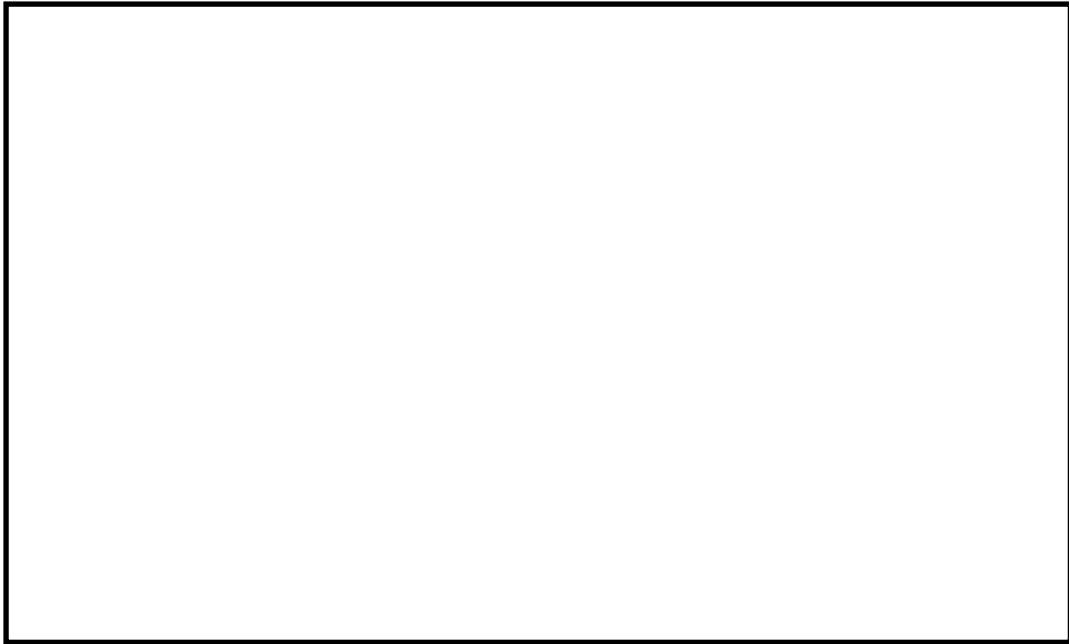


図 3.4-5 出力応答（初期出力との比：基本ケース）

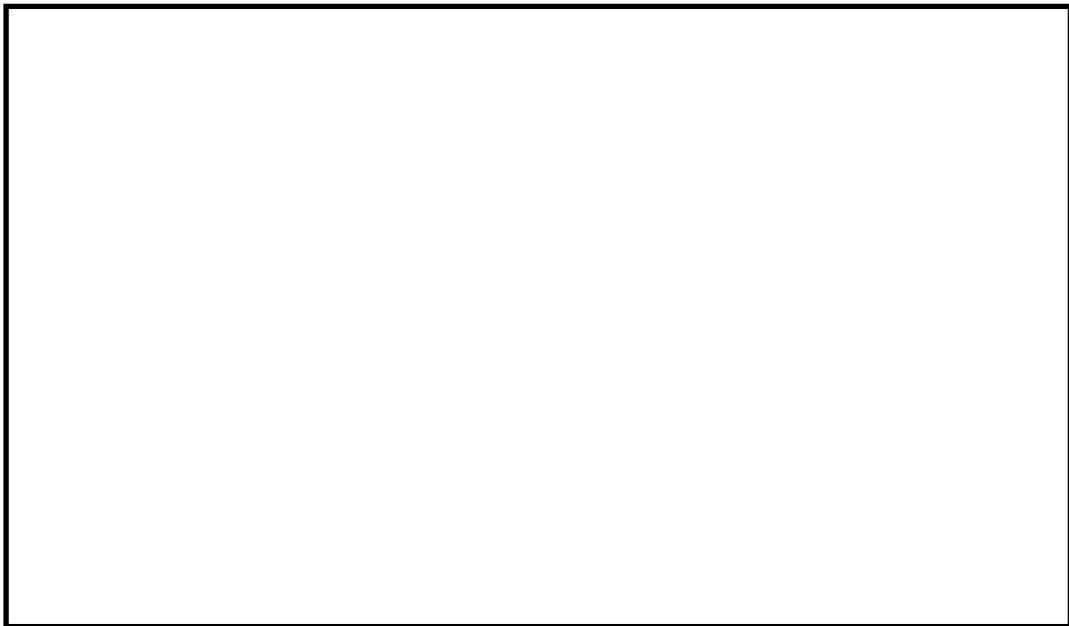


図 3.4-6 チャンネル流量（チャンネルタイプ 9, 18：基本ケース）



図 3.4-7 チャンネル出力（チャンネルタイプ 9, 18 : 基本ケース）

### 3.5. 浜岡原子力発電所 4号機 起動試験

浜岡原子力発電所第4号機(以下 H-4)は1993年9月に商業運転を開始した110万kWe級BWR5である。ここでは、代表的なプラント過渡試験として主蒸気隔離弁全弁閉鎖試験(試験点:定格電気出力相当)を対象にTRACTによる解析例を示す。

#### 3.5.1. 試験の説明

主蒸気隔離弁全弁閉止試験は起動試験の1つとして1993年5月26日に実施された。この試験は、発電機出力が定格値の約100%で安定運転中に、主蒸気流量高の模擬信号投入によりMSIVを全弁同時閉止させ、プラント過渡応答を確認するものである。

この試験における主要パラメータの初期値を表3.5-1に示す。また、主蒸気隔離弁閉止試験時の事象進展の流れ図を図3.5-1に示す。

本試験は、主蒸気流量高の模擬信号投入により、MSIV全弁が閉止し、原子炉圧力が増加する。これは、逃がし安全弁の作動により増加が緩和される。また、MSIVの閉止に伴い、原子炉がスクラムすることで原子炉出力が低下し、原子炉水位が低下する。この原子炉水位は再循環ポンプランバックすることで緩和することができ、原子炉水位低(L-2)に至ることなく、安定にプラントが整定する。

#### 3.5.2. 試験データとの比較

TRACT解析と試験データの比較を図3.5-2に示す。

以下に主要パラメータ挙動を示す。

##### (a) 中性子束(APRM)

MSIV閉止に伴う原子炉スクラムにより低下する。

##### (b) 炉心流量

原子炉圧力の増加により、炉内のボイド率が低下するため、炉心圧損の減少に伴い、一時的に炉心流量は増加する。その後、原子炉スクラムに伴う再循環ポンプのランバック動作により、ポンプ速度が低下するため、炉心流量が減少して整定する。

##### (c) 主蒸気流量

MSIV全弁閉止により主蒸気流量は低下する。原子炉圧力の増加に伴い、逃がし安全弁が作動するため、過渡的に原子炉圧力容器からの流出蒸気が増加する。この効果は、主蒸気流量計が逃がし安全弁よりタービン側の主蒸気管に設置していることで表れてこない。

##### (d) 原子炉水位

MSIV10%閉止による原子炉スクラム及び原子炉圧力の上昇より、炉心内ボイドが消滅し原子炉水位は下降する。その後、逃がし弁開による原子炉圧力の低下やランバックにより下降が緩和し、崩壊熱により緩やかに上昇する。80秒付近では逃がし弁手動閉により下降となる。

(e) 原子炉圧力

MSIV 全弁閉止による蒸気流量の遮断により原子炉圧力は増加する。しかし、逃がし弁作動により原子炉圧力の上昇が抑制され、逃がし安全弁は全閉する。その後、崩壊熱による再度原子炉圧力が増加するため、運転員による逃がし安全弁の手動開により、原子炉圧力が低下する。約80秒では、逃がし安全弁の手動閉している。

(3) 結論

TRACTによる浜岡4号機の起動試験として主蒸気隔離弁閉止試験の解析を実施し、原子炉圧力最大値を[ ]で模擬できることを確認した。また、その他の主要なパラメータについても実機プラントの挙動を良好に再現できることを確認した。



表 3.5-1 浜岡 4 号機の主蒸気隔離弁閉鎖試験における初期運転状態

項 目	試 験 条 件
原 子 炉 出 力	約 3260MW (定格値の約 99%)
原 子 炉 圧 力	約 6.85MPa[gage]
炉 心 流 量	約 47000 (t/h) (定格値の約 97%)
原 子 炉 水 位	約 93(cm)
主 蒸 気 流 量	約 6500 (t/h) (定格値の約 101%)

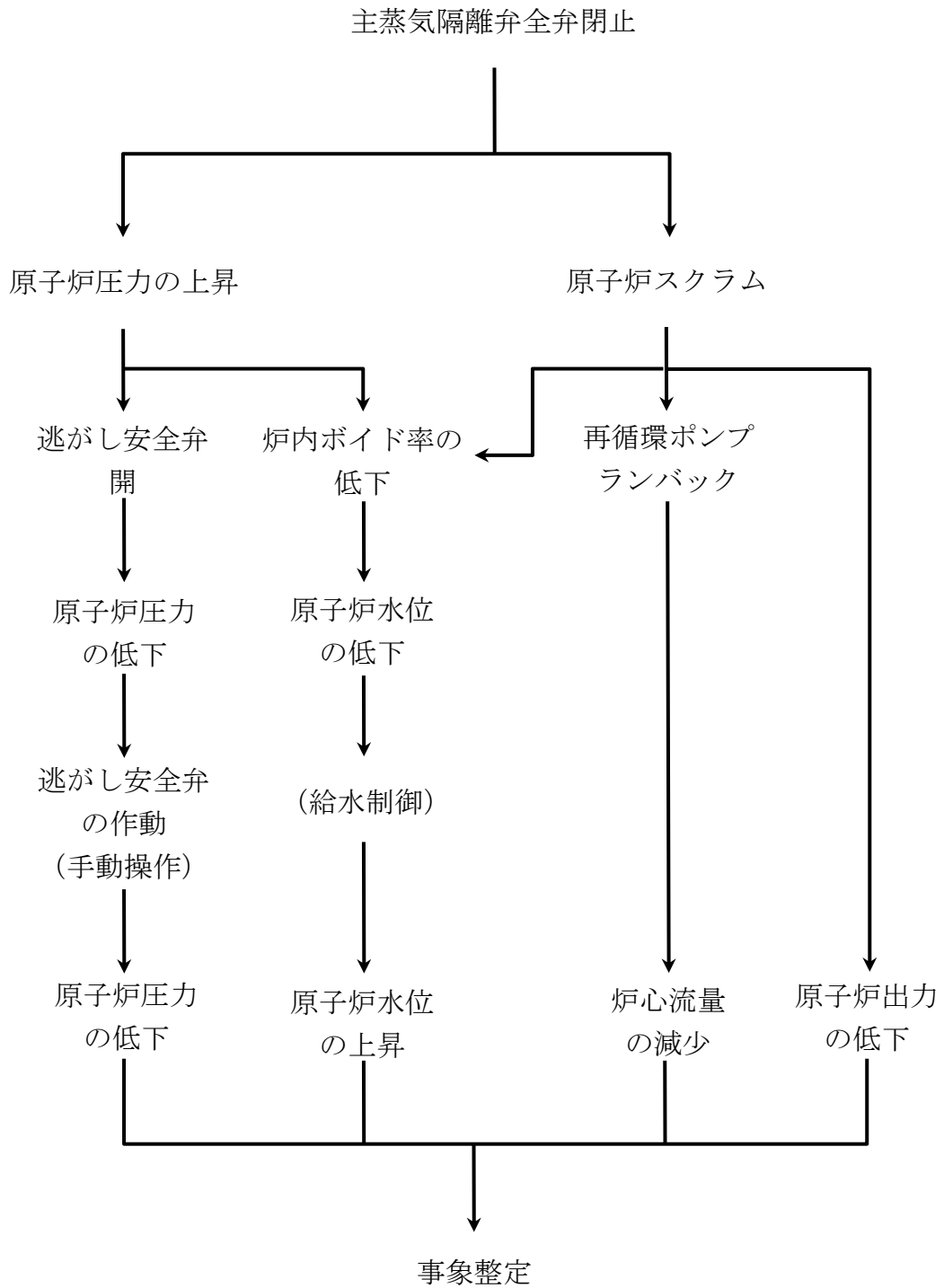


図 3.5-1 浜岡 4 号機の主蒸気隔離弁閉鎖試験における事象フロー図

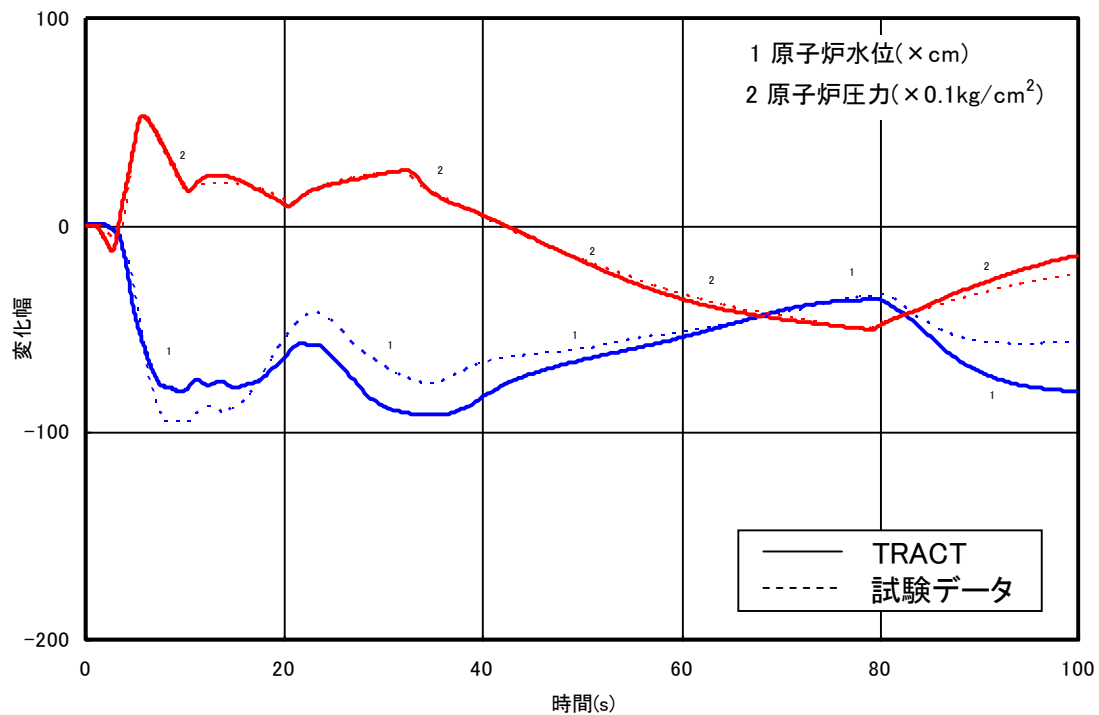
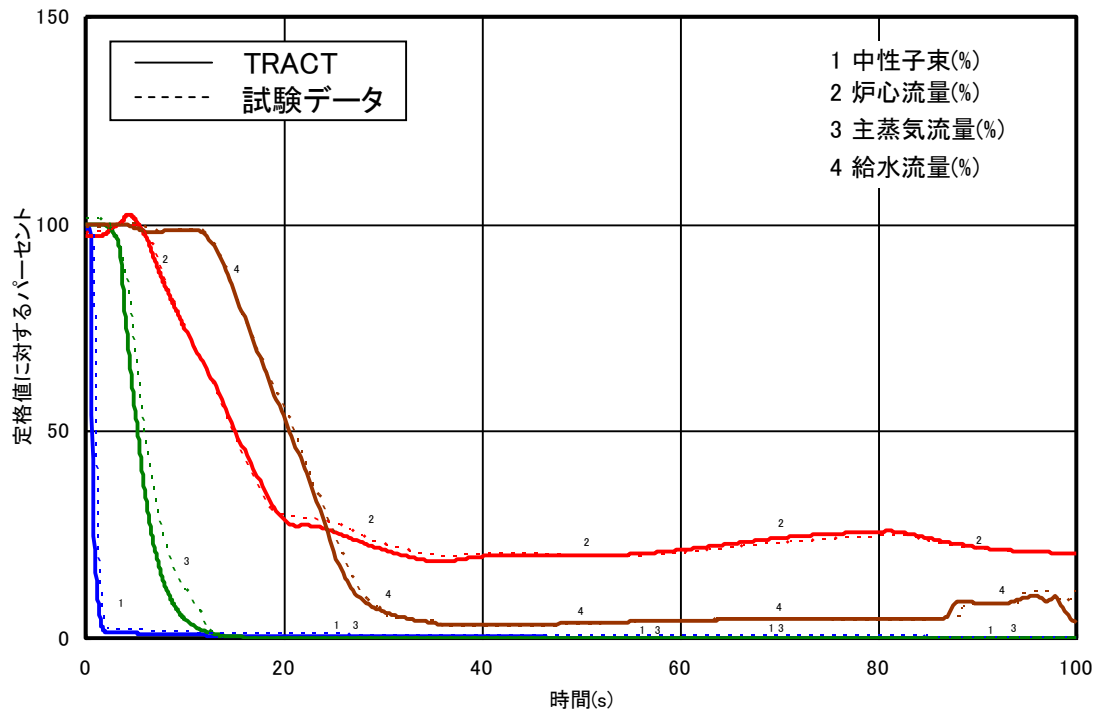


図 3.5-2 浜岡 4 号機の主蒸気隔離弁閉鎖試験における主要パラメータの TRACT 解析値と試験データの比較

### 3.6. 浜岡原子力発電所 5 号機 起動試験

浜岡原子力発電所第 5 号機(以下、「浜岡 5 号機」と言う。)は、2004 年 2 月 19 日の燃料装荷から始まり、2005 年 1 月に商業運転を始めた国内で 3 機目の ABWR である。ここでは以下に示す代表的なプラント過渡試験を対象に TRACT による解析例を示す。

- ・原子炉再循環ポンプトリップ試験 (試験点：定格電気出力相当)
- ・主蒸気隔離弁全弁閉鎖試験(試験点：定格電気出力相当)

### 3.6.1. 再循環ポンプトリップ試験

#### (1) 試験の説明

再循環ポンプトリップ試験は起動試験の1つとして、2004年8月19日に実施された。この試験は、発電機出力が定格値の約100%で安定運転中に、再循環ポンプ3台を手動でトリップさせ、プラント過渡応答を確認するものである。

この試験における初期運転状態を表3.6.1-1に示す。また、再循環ポンプ3台トリップ試験時の事象進展の流れ図を図3.6.1-1に示す。

再循環ポンプ3台がトリップすると、炉心流量が低下して整定する。

原子炉出力は炉心流量の低下に伴い、炉内のボイド率が増加することで低下する。その後、反応度フィードバック効果により、原子炉出力は若干増加して整定する。

炉内ボイドが増加することで原子炉水位が上昇するものの、原子炉水位高(L-8)に到達することがなく安定に制御される。

#### (2) 試験データとの比較

TRACT解析結果と試験結果の比較を図3.6.1-2に示す。以下は、主要パラメータ挙動を示し、ここでは比較的变化が大きいパラメータを対象とする。

##### (a) 中性子束(APRM)

再循環ポンプが3台トリップすることで炉心流量が低下し、炉内ボイド率が増加することで中性子束(APRM)は低下する。その後、表面熱流束の低下による反応度フィードバック効果により、中性子束が若干増加して整定する。

##### (b) 炉心流量

再循環ポンプ3台トリップすることで炉心流量が低下する。なお、再循環ポンプが3台トリップすると、再循環流量制御系の速度制御器が手動運転モードに切り替わるため、再循環ポンプ7台の初期速度に相当する値で整定する。

(c) 主蒸気流量

再循環ポンプ 3 台がトリップすることで原子炉出力が低下する。これに伴い、表面熱流束も同様に低下する。表面熱流束は中性子束(APRM)に対して時間遅れを持つため、主蒸気流量の低下割合も同様に小さく、比較的緩慢な挙動を示す。

(d) 給水流量

再循環ポンプ 3 台トリップに伴う炉内ボイド率の増加に伴い、原子炉水位が増加する。原子炉水位の増加を抑えるために、給水流量は給水制御系の動作により低下し、初期状態まで回復して整定する。

表 3.6.1-1 浜岡 5 号機の再循環ポンプトリップ試験  
における初期運転状態

項 目	試 験 条 件
原 子 炉 出 力	約 3864MW (定格値の約 98%)
原 子 炉 圧 力	約 7.02MPa[gage]
炉 心 流 量	約 50400(t/h) (定格値の約 97%)
原 子 炉 水 位	約 118(cm)
給 水 流 量	約 7530(t/h) (定格値の約 99%)

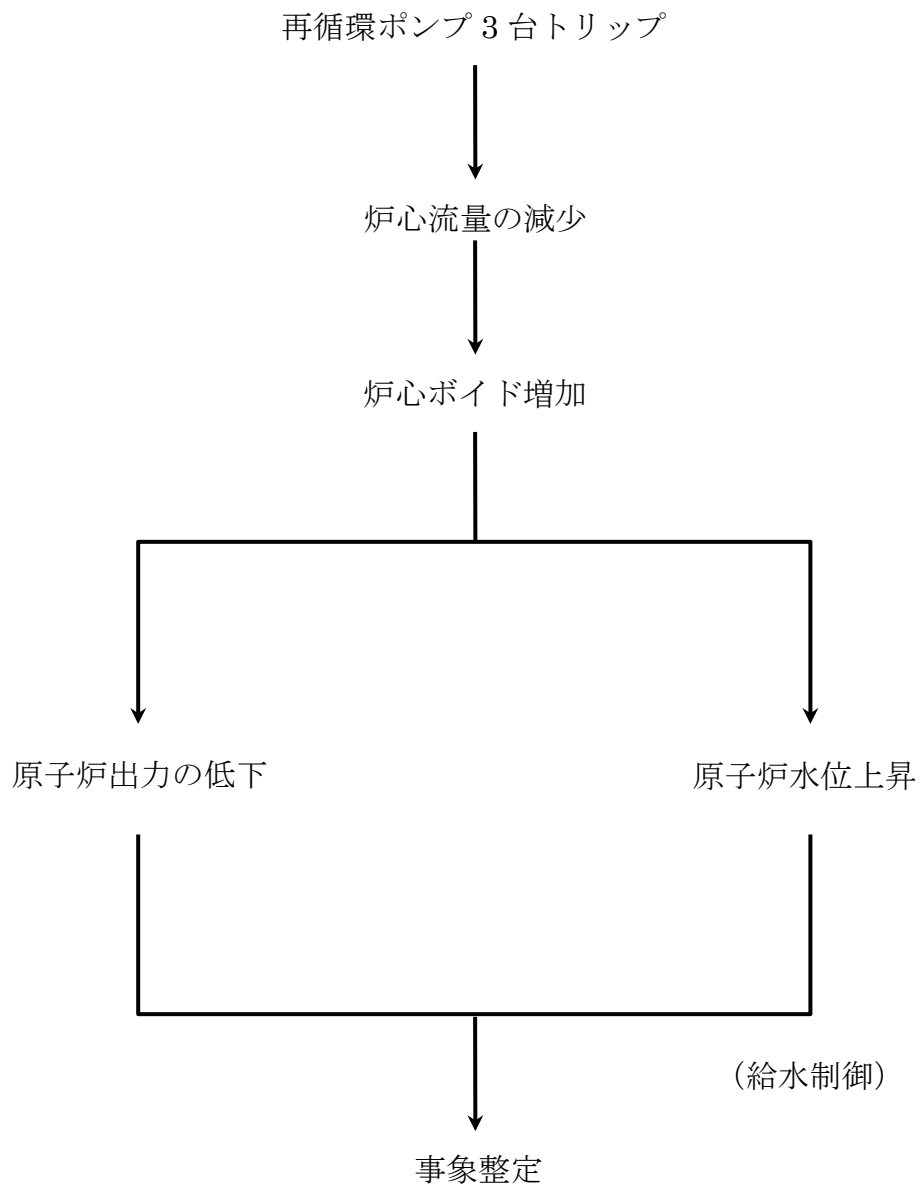


図 3.6.1-1 浜岡 5 号機の再循環ポンプトリップ試験における事象フロー図



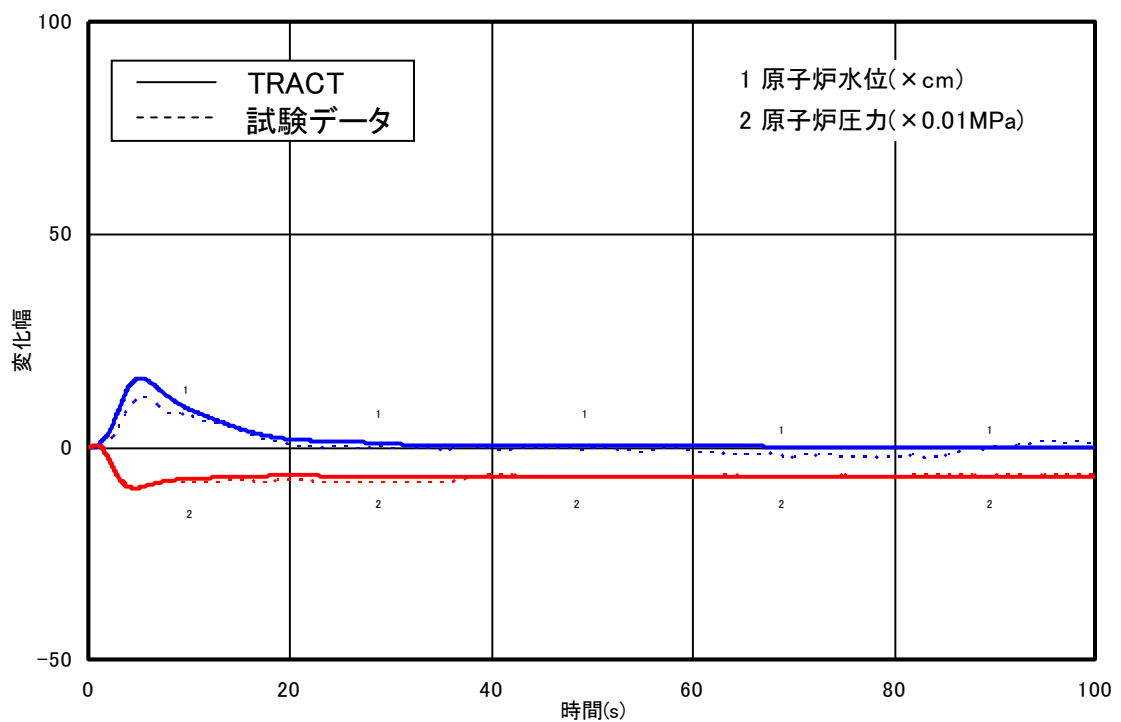
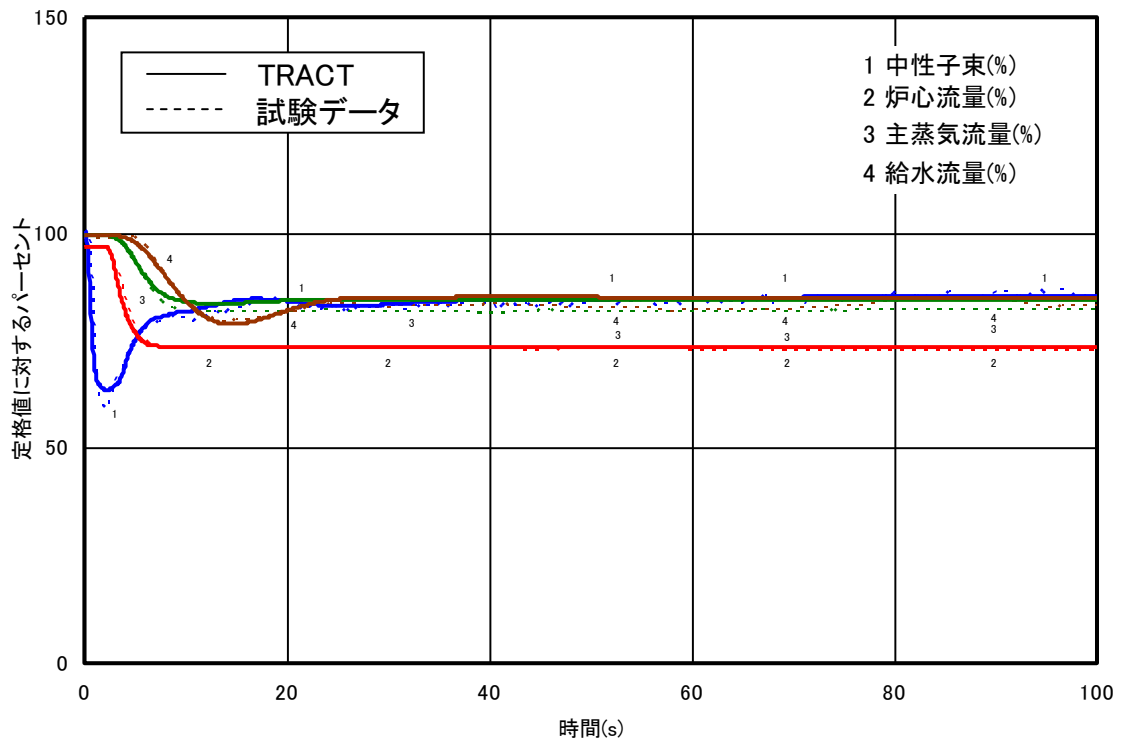


図 3.6.1-2 浜岡 5 号機の再循環ポンプトリップ試験における主要パラメータの TRACT 解析値と試験データの比較

### 3.6.2. 主蒸気隔離弁閉鎖試験

#### (1) 試験の説明

主蒸気隔離弁全弁閉鎖試験は起動試験の1つとして、2004年9月14日に実施された。この試験は、発電機出力が定格値の約100%で安定運転中に、「主蒸気管流量大」の模擬信号を投入し、主蒸気隔離弁(MSIV)の全弁閉鎖を行い、プラント過渡応答を確認するものである。

この試験における初期運転状態を表3.6.2-1に示す。また、主蒸気隔離弁閉鎖試験時の事象進展の流れ図を図3.6.2-1に示す。

主蒸気隔離弁(MSIV)が全弁閉鎖すると、90%開度で原子炉スクラムが発生し、急速に原子炉出力が低下する。また、MSIV閉鎖に伴い原子炉圧力が増加するものの、逃がし安全弁が作動することで抑制される。

原子炉水位は、原子炉スクラムの作動及び原子炉圧力の上昇により低下する。しかし、RIPランバック及び原子炉水位低RPTによる炉心流量の低下により、一時的に水位低下が抑えられる。その後、給水流量及び原子炉圧力の低下による回復する。

#### (2) 試験データとの比較

TRACT解析結果と試験結果の比較を図3.6.2-2に示す。以下は、主要パラメータ挙動を示す。

##### (a) 中性子束(APRM)

MSIV閉鎖により、開度が90%になると原子炉スクラムが作動し、中性子束は急速に低下する。

##### (b) 炉心流量

原子炉スクラムによるRIPランバック及びタービントリップによるRPTにより、炉心流量は低下する。再循環ポンプが最低ポンプ速度まで低下すると炉心流量は整定する。

(c) 原子炉圧力

MSIV 閉鎖による原子炉圧力の上昇より、原子炉スクラム信号が早めに出力されるため、一時低下する。その後、MSIV 閉止による蒸気遮断により、原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁が第 3 段まで作動することで抑えられる。その後、原子炉圧力は低下することで逃がし安全弁の各段が閉止する。

逃がし安全弁が全弁閉止すると原子炉圧力は再度上昇する。しかし、冷却材の炉内循環力が高いこと、かつ、これがサブクール化することで原子炉ドームの蒸気凝縮により緩やかな低下に転じる挙動を示す。

(d) 主蒸気流量

MSIV 閉鎖により原子炉からの流出蒸気流量が低下する。その後、原子炉圧力の上昇により逃がし安全弁が作動するため、主蒸気流量の低下は逃がし安全弁の吹き出し流量までになる。原子炉圧力が低下し、逃がし安全弁が閉止すると蒸気流量は再度低下する。

(e) 原子炉水位

原子炉圧力の上昇と原子炉スクラムによる出力低下により、炉心内ボイドの減少することで低下する。これは、原子炉スクラムによる RIP ランバック及び原子炉水位低 RPT により一時的に改善される。その後、RIP ランバックによる再循環ポンプ速度が整定すると原子炉水位は再低下するものの、原子炉圧力の低下及び給水流量と主蒸気流量のミスマッチにより回復する。

原子炉水位が一時整定した後、原子炉圧力が蒸気凝縮による低下するため、緩やかに増加する。

表 3.6.2-1 浜岡 5 号機の主蒸気隔離弁閉鎖試験における初期運転状態

項 目	試 験 条 件
原 子 炉 出 力	約 3880MW (定格値の約 99%)
原 子 炉 圧 力	約 7.02MPa[gage]
炉 心 流 量	約 51100(t/h) (定格値の約 98%)
原 子 炉 水 位	約 119(cm)
主 蒸 気 流 量	約 7560(t/h) (定格値の約 99%)

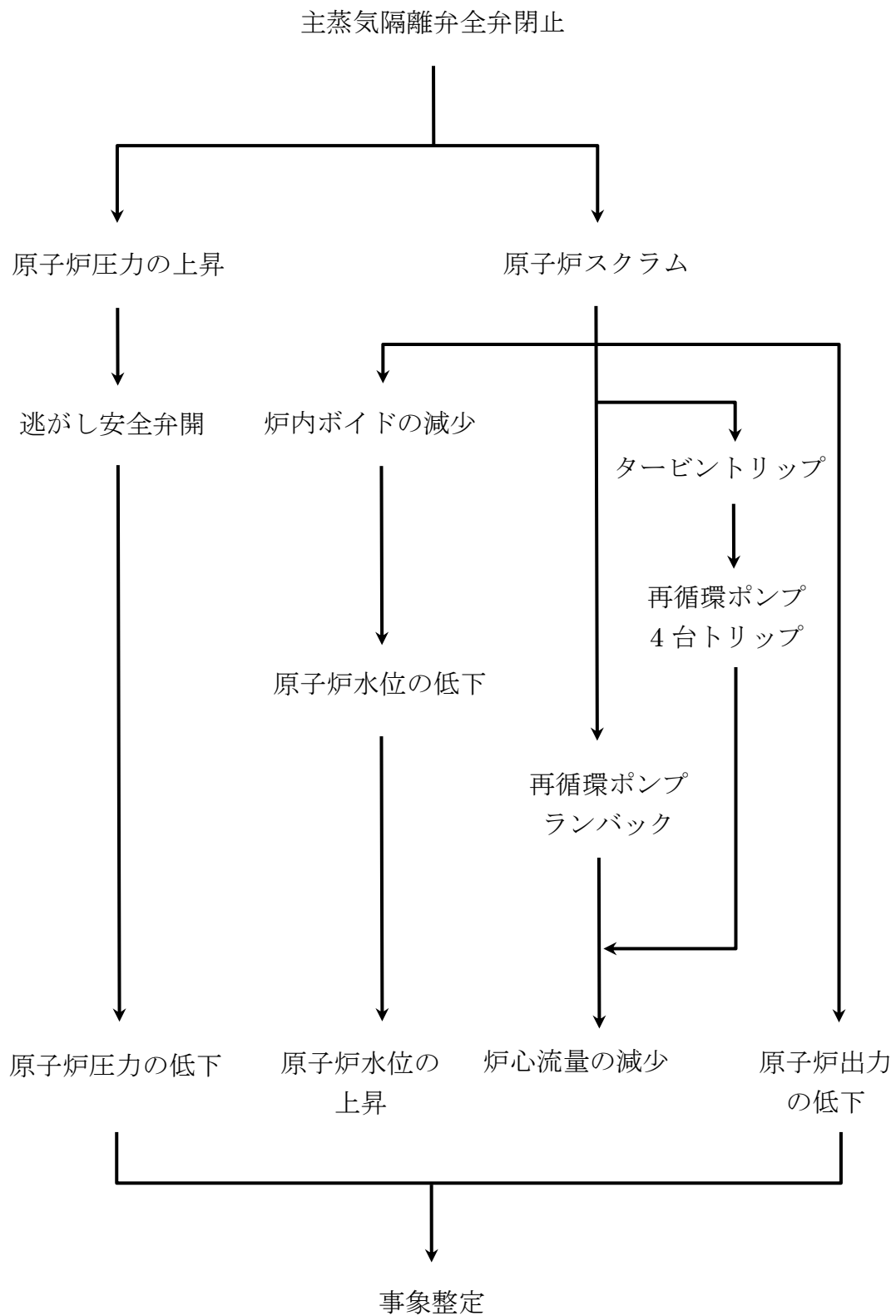


図 3.6.2-1 浜岡 5 号機の主蒸気隔離弁閉鎖試験における事象フロー図

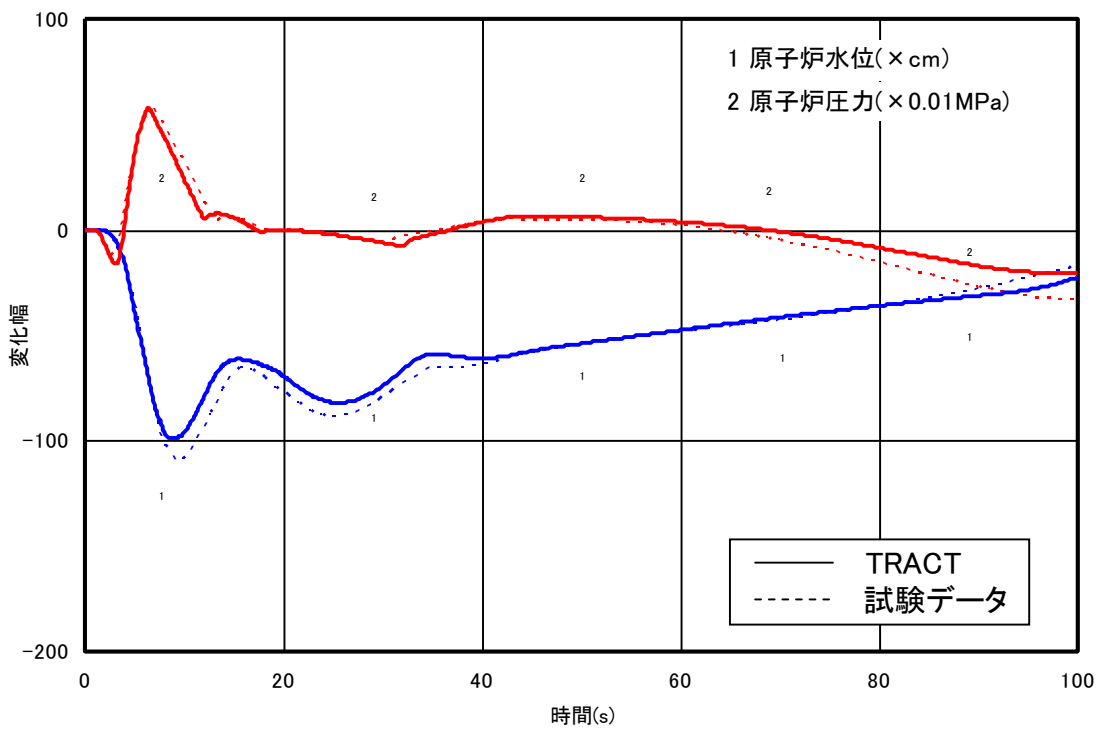
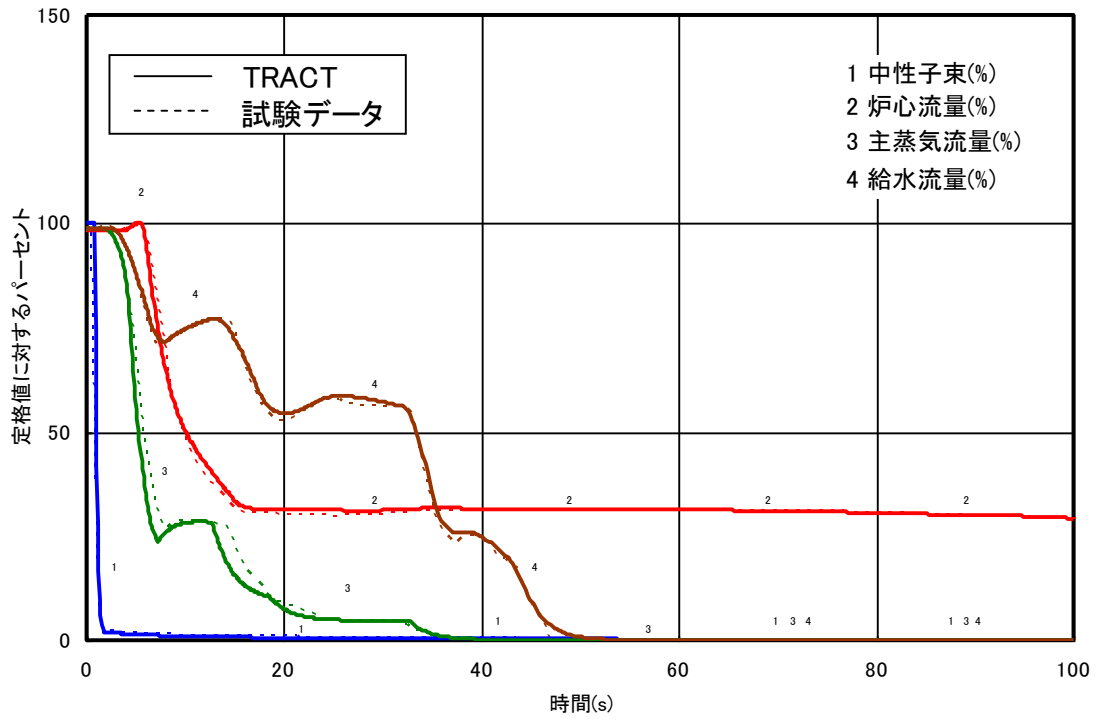


図 3.6.2-2 浜岡 5 号機の主蒸気隔離弁閉鎖試験における主要パラメータの TRACT 解析値と試験データの比較

### 3.6.3. 結論

TRACTによる浜岡5号機の起動試験として再循環ポンプトリップ試験及び主蒸気隔離弁閉鎖試験の検証解析を実施した。再循環ポンプトリップ試験については、炉心流量の整定値を[ ]で模擬できることを確認した。中性子束は再循環ポンプがトリップ後の最小値を[ ]に評価しているが、その後の整定値では[ ]で模擬できることを確認した。

主蒸気隔離弁閉鎖試験については、原子炉圧力最大値を[ ]で模擬できることを確認した。また、それぞれの解析において、他の主要なパラメータについても良好に再現できることを確認した。

#### 4. ATWS 解析への適用例

REDY コード(REDY Ver.1(ATWS 用), REDY Ver.2)及びSCAT コード(SCAT Ver.3)の有効性評価に対して, 比較用の参考解析として TRACT コードを ATWS 解析に適用した結果について例示する。

##### 4.1. BWR5 平衡炉心の MSIV 誤閉止

図 4.1-1~図 4.1-8 に BWR5 の平衡炉心において MSIV の誤閉止を想定した場合の ATWS 解析結果を示す。燃料被覆管温度は最高で約 500°C であり, 燃料被覆管温度は判断基準に対して十分な余裕があることが分かる。

参考に, 軸方向出力分布, 燃焼度点が異なる条件についても確認した。評価した中で安定性の観点から厳しい結果を与える下部ピーク炉心, サイクル末期であっても, 燃料被覆管温度は 500°C より下であり, 燃料被覆管温度は判断基準に対して十分な余裕があることを確認した。図 4.1-9~図 4.1-16 に ATWS 解析結果を示す。



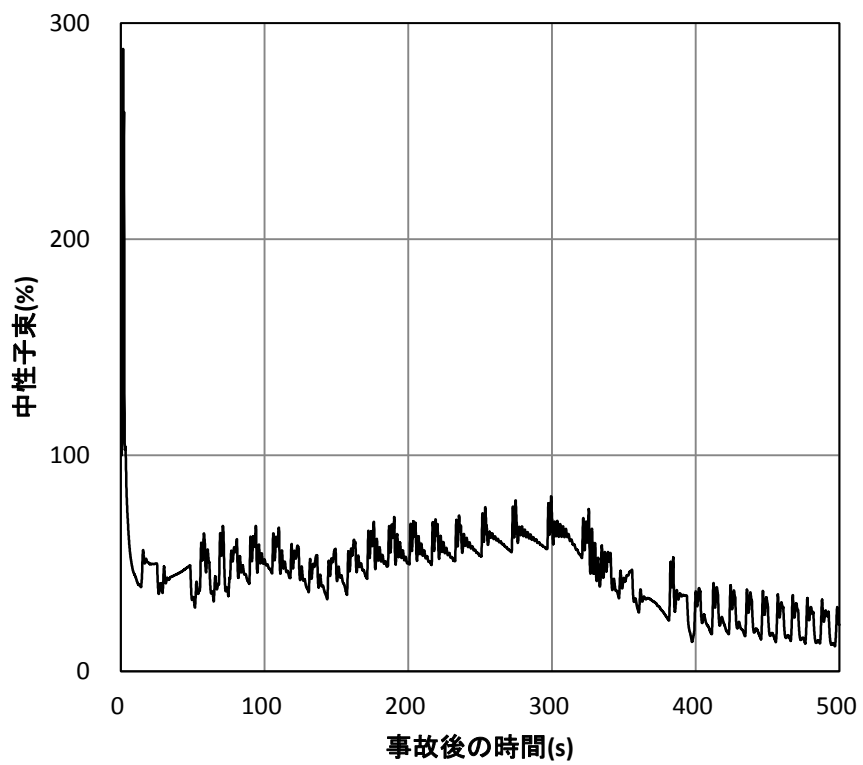


図 4.1-1 ATWS 時の中性子束の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心)

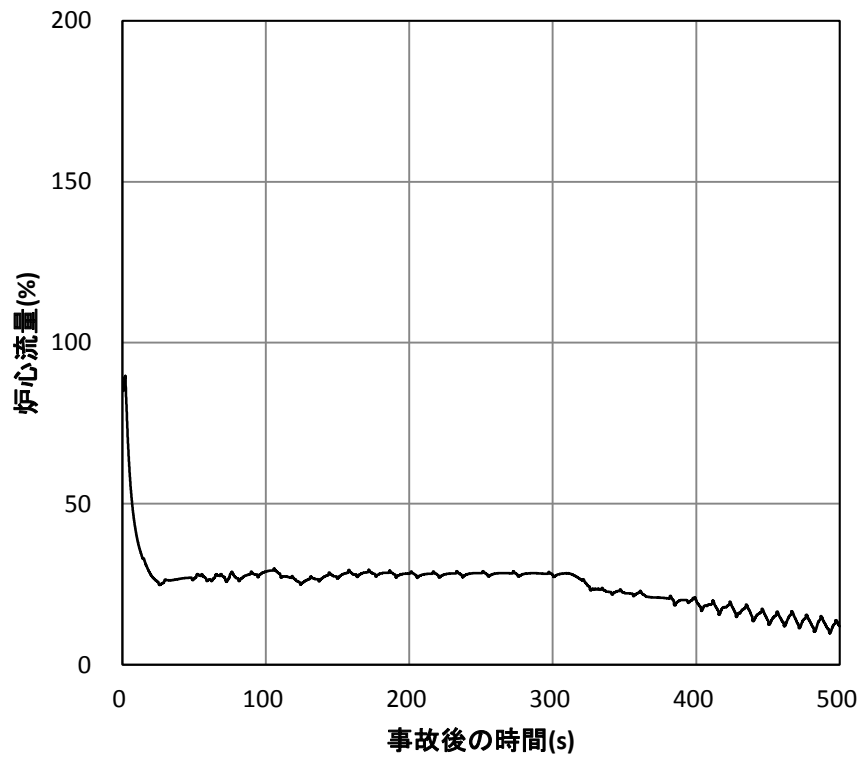


図 4.1-2 ATWS 時の炉心流量の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心)

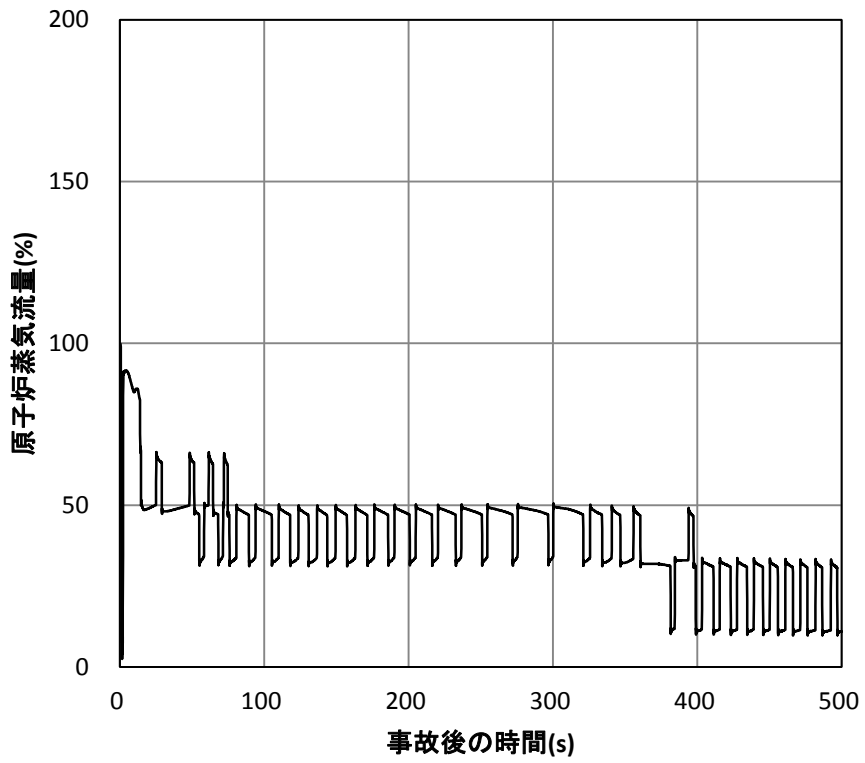


図 4.1-3 ATWS 時の原子炉蒸気流量の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心)

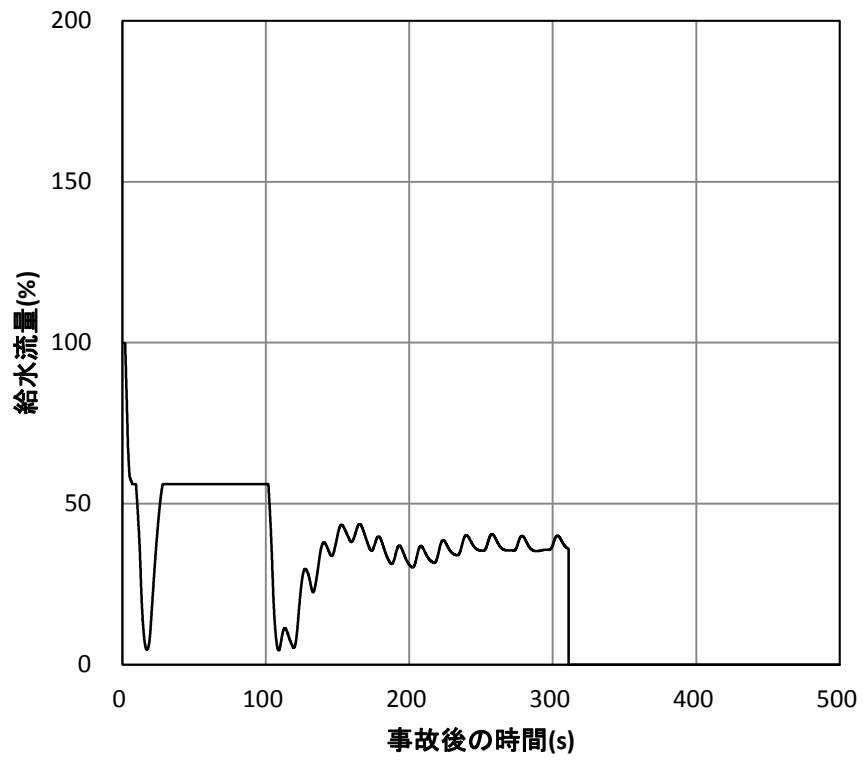


図 4.1-4 ATWS 時の給水流量の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心)

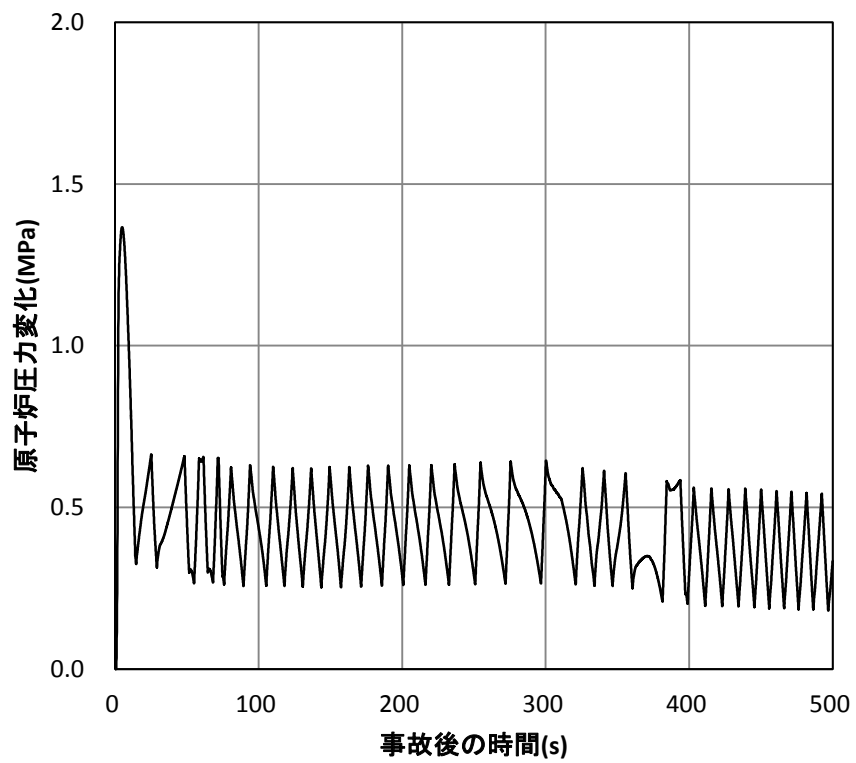


図 4.1-5 ATWS 時の原子炉圧力の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心)

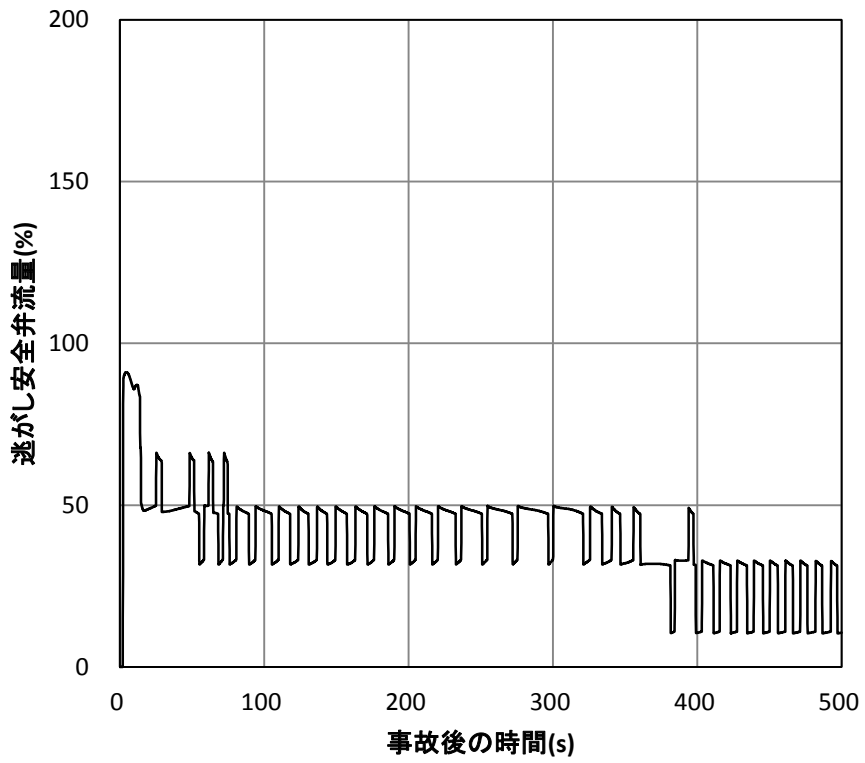


図 4.1-6 ATWS 時の逃がし安全弁流量の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心)

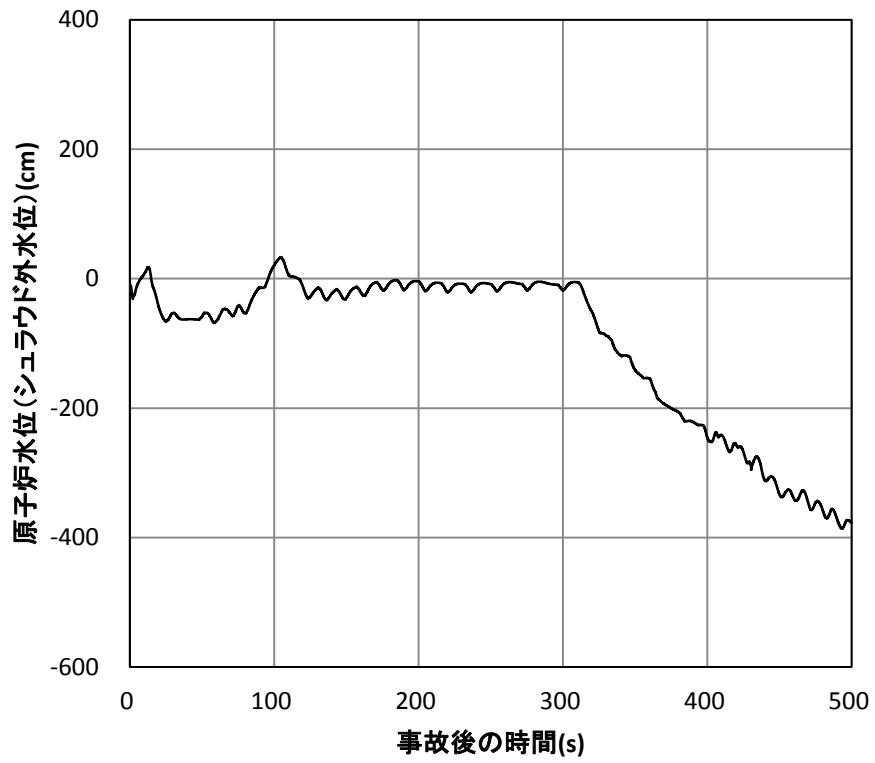


図 4.1-7 ATWS 時の原子炉水位の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心)

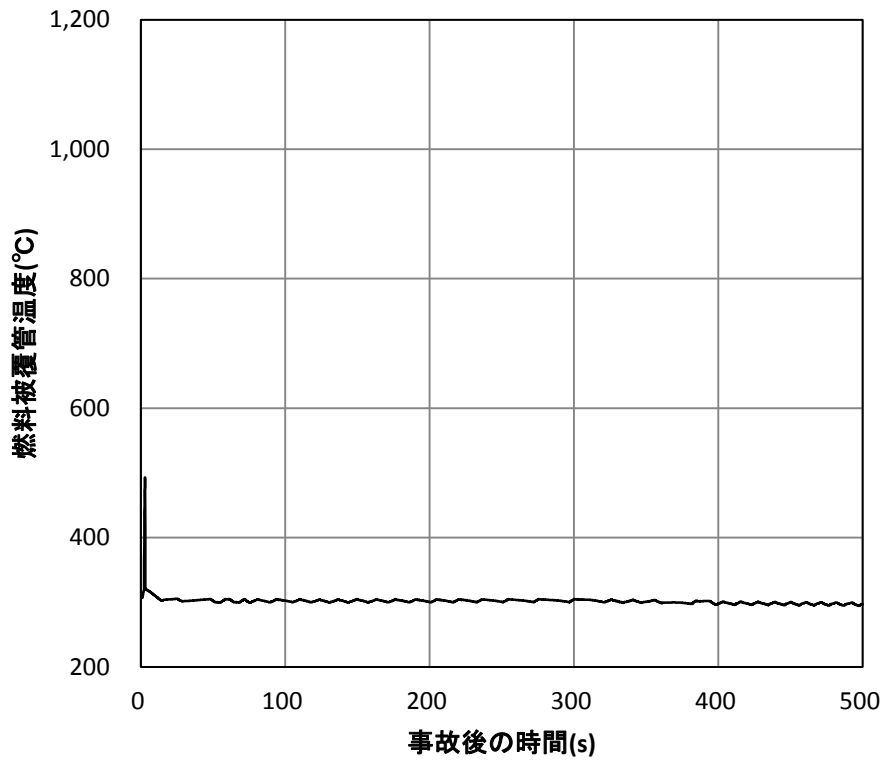


図 4.1-8 ATWS 時の燃料被覆管温度の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心)



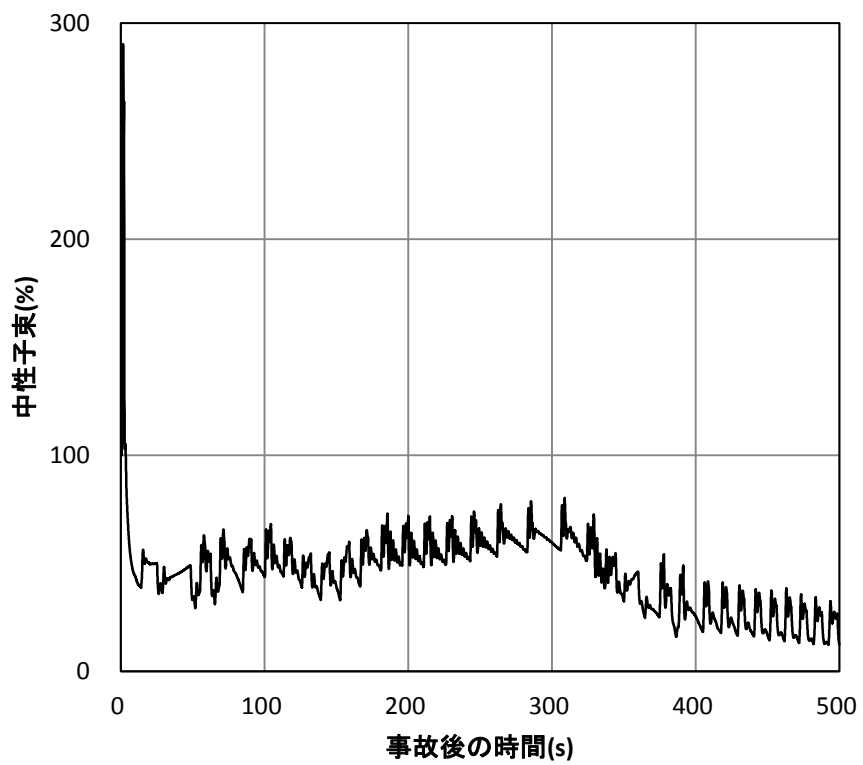


図 4.1-9 ATWS 時の中性子束の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心, 初期条件変更)

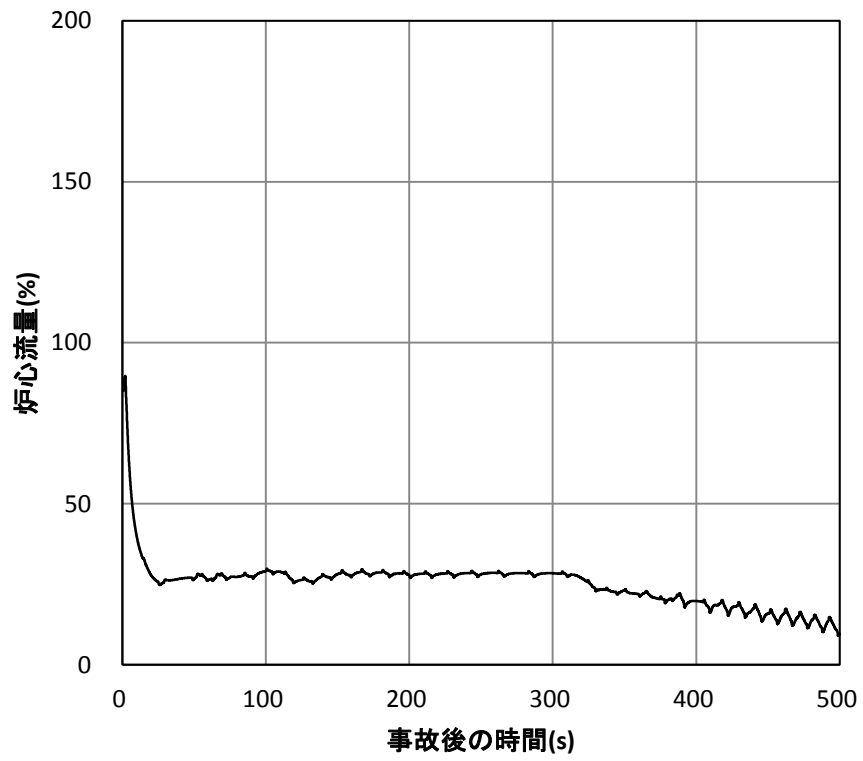


図 4.1-10 ATWS 時の炉心流量の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心, 初期条件変更)

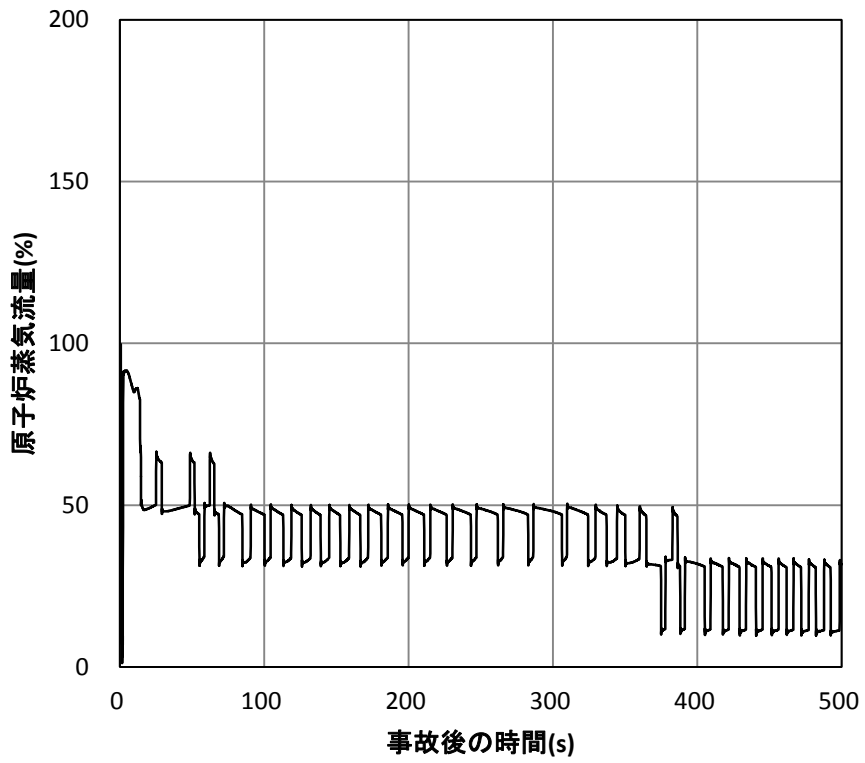


図 4.1-11 ATWS 時の原子炉蒸気流量の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心, 初期条件変更)

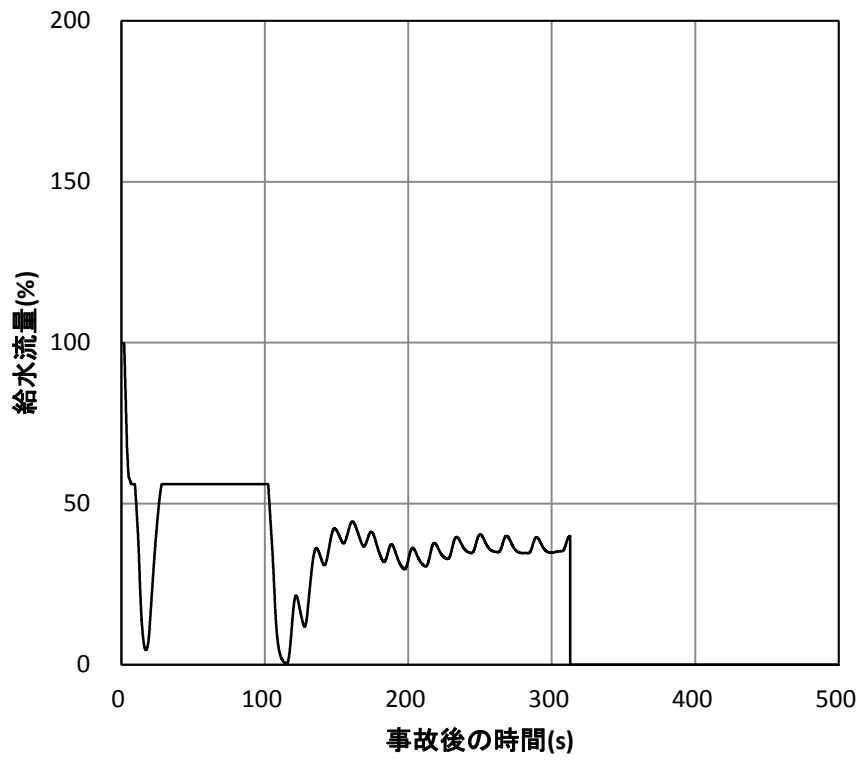


図 4.1-12 ATWS 時の給水流量の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心, 初期条件変更)

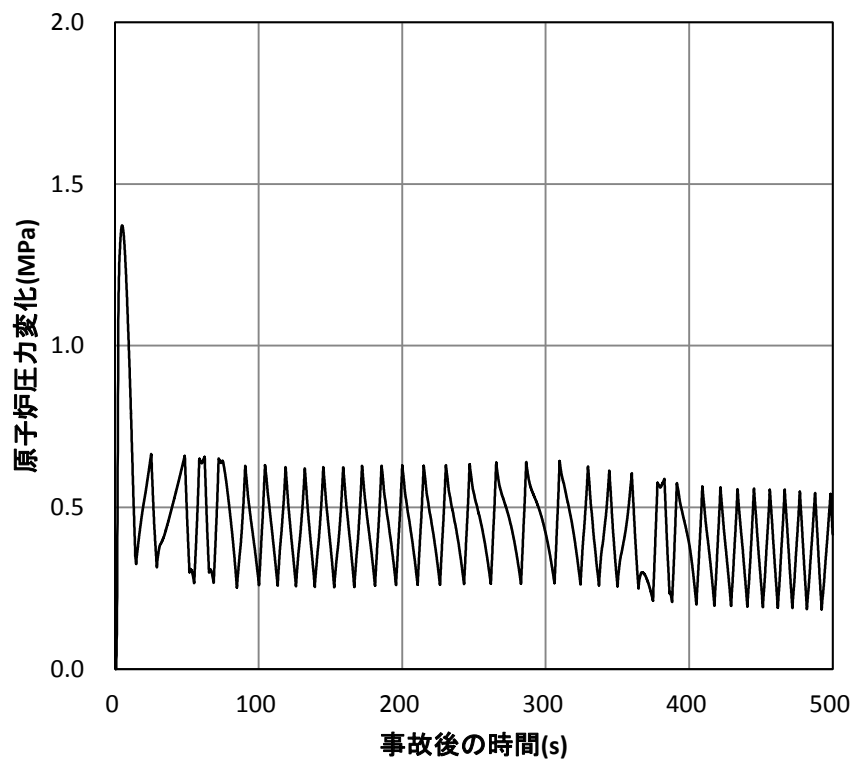


図 4.1-13 ATWS 時の原子炉圧力の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心, 初期条件変更)

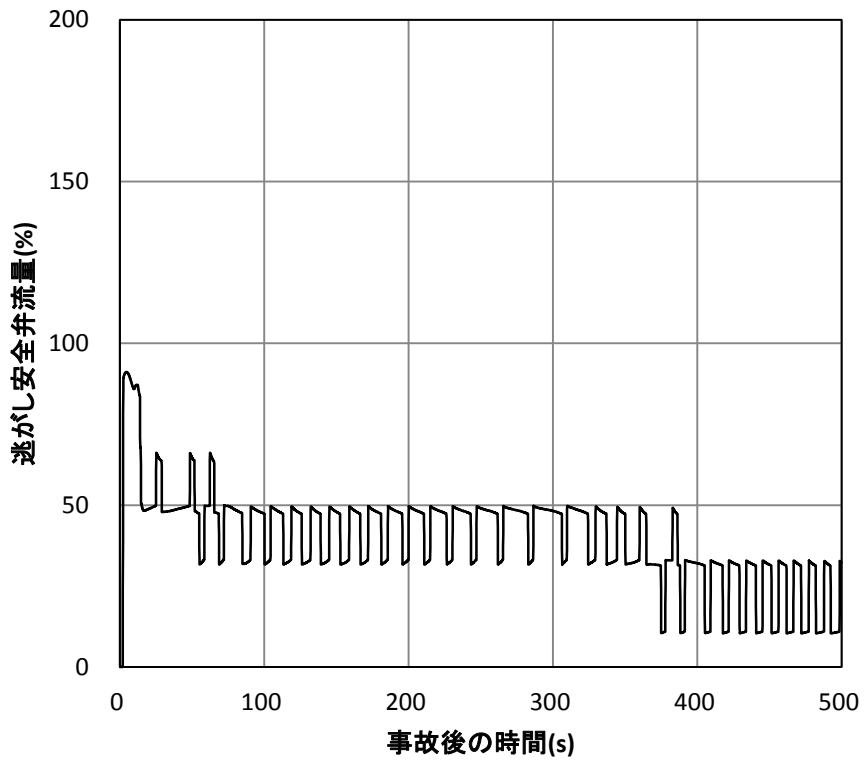


図 4.1-14 ATWS 時の逃がし安全弁流量の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心, 初期条件変更)

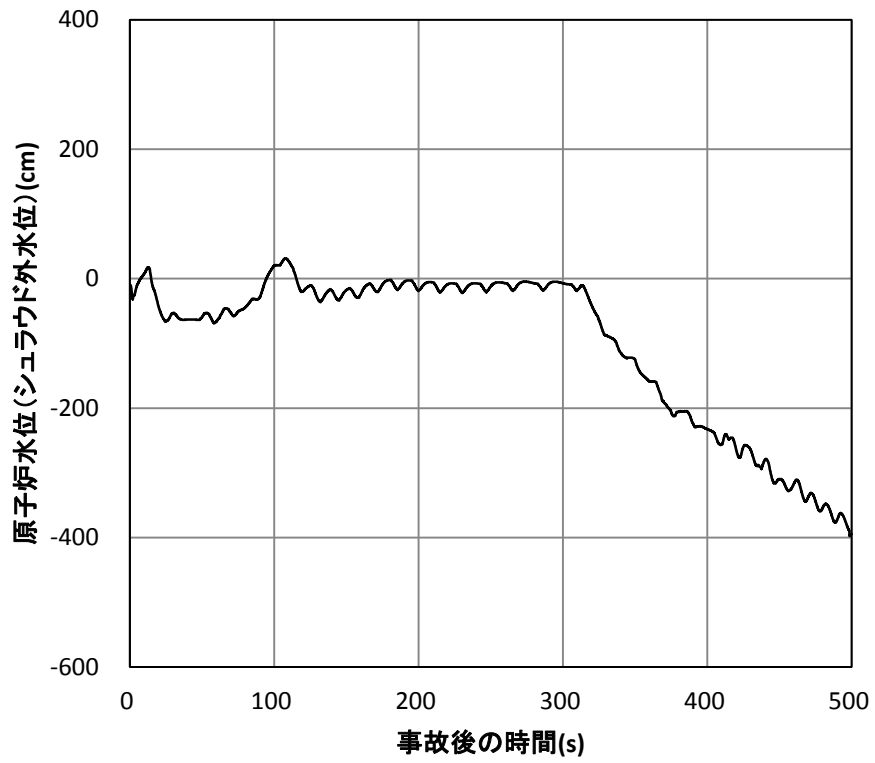


図 4.1-15 ATWS 時の原子炉水位の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心, 初期条件変更)

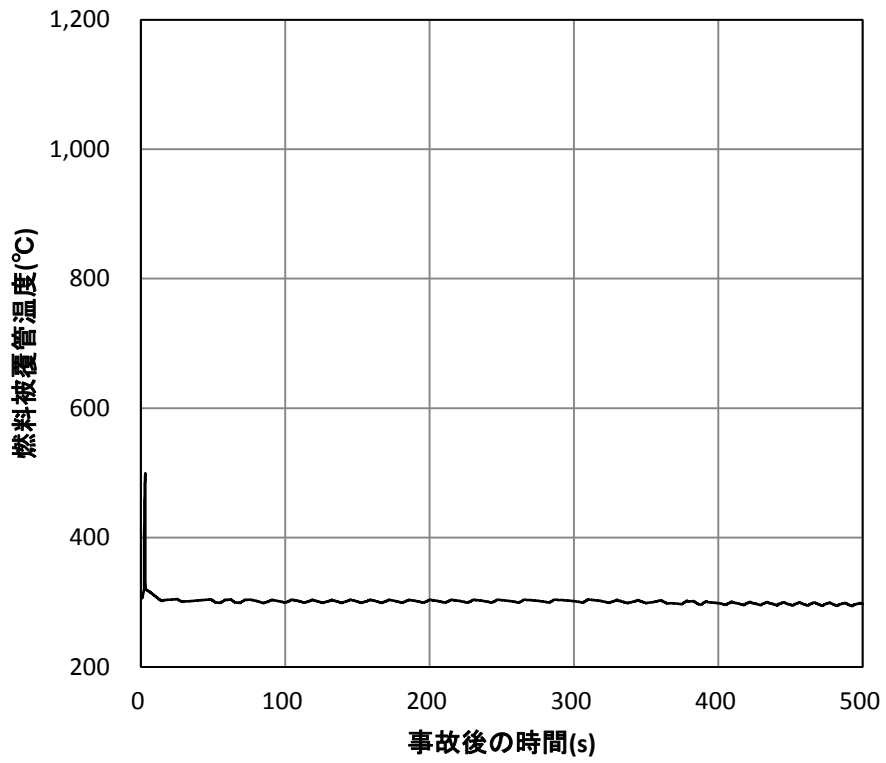


図 4.1-16 ATWS 時の燃料被覆管温度の時間推移  
(BWR5, 平衡炉心, 初期条件変更)



## 5. 参考文献

- [1] J. A. Borkowski, et al., TRAC-BF1/MOD1: An Advanced Best Estimate Program for BWR Accident Analysis, NUREG/CR-4356, Idaho National Engineering Laboratory, August 1992.
- [2] R. J. Pryor, et al., TRAC-P1A: An Advanced Best Estimate Computer Program for PWR LOCA Analysis, Los Alamos Scientific Laboratory, NUREG/CRA-0665, May 1979.
- [3] D. D. Taylor, et al., TRAC-BD1/MOD1: An Advanced Best Estimate Program for Boiling Water Reactor Transient Analysis, Volumes 1-4, NUREG/CR-3633, Idaho National Engineering Laboratory, April 1984.
- [4] J. G. M. Andersen, K. H. Chu and J. C. Shaug, BWR REFILL/REFLOOD Program, Task 4.7 - Model Development, Basic Models for the BWR Version of TRAC, GEAP-22051, NUREG/CR-2573, EPRI NP-2375, April 1983.
- [5] Y. K. Cheung, V. Parameswaran. and J. C. Shaug, BWR REFILL/REFLOOD Program, Task 4.7-Model Development, TRAC-BWR Component Models, GE AP-22052, NUREG/CR-2574, EPRI NP-2376, April 1983.
- [6] Md. Alamgir, et al., BWR REFILL/REFLOOD Program Task 4.8 - TRAC-BWR Model Qualification for BWR Safety Analysis, Final Report, GEAP-30157, NUREG/CR-2571, EPRI NP-2377, October 1983.
- [7] J. G. M. Andersen and C. L. Heck, BWR Full Integral Simulation Test (FIST) Program, TRAC-BWR Model Development, Volume 1 -Numerical Methods, GEAP-30875-1, NUREG/CR-4127-1, EPRI NP-3987-1, November 1985.
- [8] K. H. Chu, J. G. M. Andersen, Y. K. Cheung and J. C. Shaug, BWR Full Integral Simulation Test (FIST) Program, TRAC-BWR Model Development, Volume 2 - Models, GEAP-30875-2, NUREG/CR-4127-2, EPRI NP-3987-2, October 1985.
- [9] Y. K. Cheung, J. G. M. Andersen, K. H. Chu and J. C. Shaug, BWR Full Integral Simulation Test (FIST) Program, TRAC-BWR Model Development, Volume 3 - Developmental Assessment for Plant Application, GEAP-30875-3, NUREG/CR-4127-3, EPRI NP-3987-3, October 1985.
- [10] W. A. Sutherland, Md. Alamgir, J. A. Findlay and W. S. Hwang, BWR Full Integral Simulation Test (FIST) Program, Phase II Test Results and TRAC-BWR Model Qualification, GEAP-30876, NUREG/CR-4128, EPRI NP-3988, October 1985.
- [11] J. G. M. Andersen, J. K. Garrett and J. C. Shaug, TRACG Analysis of BWR Plant Stability Data, Proceedings from the International Workshop on Boiling Water Reactor Stability, Brookhaven, New York, October 1990.
- [12] J. G. M. Andersen, et al., TRACG Qualification, NEDE-32177P, Rev.2, January 2000.

- [13] 「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」, (社)日本原子力学会, AESJ-SC-P002:2003, 2003 年 6 月
- [14] 「沸騰水形原子力発電所 三次元核熱水力計算コードの概要」(株式会社東芝, TLR-007 改訂 1, 平成 20 年 9 月)
- [15] 「沸騰水形原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法」(株式会社東芝, TLR-006 改訂 1, 平成 20 年 9 月)
- [16] H. Christensen, Power-to-Void Transfer Function, ANL6385, July 1961.
- [17] J.F. Wilson, R. J. Grenda and J. F. Patterson, Steam Volume Fraction in a Bubbling Two-Phase Mixture, Trans. Am. Nucl. Soc. 4(2), P 356-357, 1961.
- [18] D. K. Felde, et al., Facility Description-THTF MOD 3 ORNL PWR BDHT Separate-Effects Program, NUREG/CR-2640(ORNL/TM-7842), September 1982.
- [19] D. G. Morris, et al., An Analysis of Transient Film Boiling of High Pressure Water in a Rod Bundle, NUREG/CR-2469(ORNL/NUREG-85), March 1982.
- [20] The Marviken Full-Scale Critical Flow Tests-Interim Report Description of the Test Facility, MXC-101, Marviken Power Station, Sweden, October 1979.
- [21] The Marviken Full-Scale Critical Flow Test - Third Series, Results from Test 15, MXC-215, Marviken Power Station, Sweden, September 1979.
- [22] The Marviken Full-Scale Critical Flow Test-Third Series, Results from Test 24, MXC-224, Marviken Power Station, Sweden, September 1979.
- [23] B. Matzner and D. A. Wilhelmson, Critical Power and Pressure Drop Tests - Step II Fuel Design Standardization Program for BWR/2-5 Reload Fuel, NEDC-31499P, 1987.
- [24] R. K. McCardell, D. I. Herbom and J. E. Houghtailing, Reactivity Accident Test Results and Analyses for the SPERT III E-Core - A Small, Oxide-Fueled, Pressurized Water Reactor, IDO-17281, AEC Research and Development Report, March 1969.
- [25] W. J. Letzring, Preliminary Facility Description Report for the BD/ECC 1A Test Phase, GEAP-23592/NRC-2, December 1977.
- [26] D. Seely, and R. Muralidharan, BWR Low Flow Bundle Uncovery Test and Analysis, General Electric Company, (GEAP-24964, NUREG/CR-2231, EPRI NP-1781), August 1981.
- [27] L. S. Lee, G. L. Sozzi and S. A. Allison, BWR Large Break Simulation Tests –BWR Blowdown/Emergency Core Cooling Program, Volumes 1 & 2, General Electric Company, (GEAP-24962-1, NUREG/CR-2229, EPRI NP-1783), March 1981.
- [28] “Transient and Stability Tests at Peach Bottom Atomic Power Station Unit 2 at End of Cycle 2”, EPRI NP-564, Project 1020-1 Topical Report, June, 1978.
- [29] “Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark, Volume I: Final Specifications”, NEA/NSC/DOC(2001)1, June, 2001.

- [30] 東京電力他, 「共同研究報告書 高燃焼度化ステップⅢ燃料の核熱水力安定性研究 (その1)」, 平成5年度上半期 (最終報告書), 平成5年9月
- [31] Takeuchi, Y., Takigawa, Y., Uematsu, H., Ebata, S., Shaug, J. C. and Shiralkar, B. S., “TRACG Three-Dimensional Transient Code – 3-D Kinetics Model Implementation and Applicability for Space Dependent Analysis”, Nuclear Technology, 105, 162 (1994).
- [32] T. Kozlowski et al., “BWR Stability Event Benchmark based on Oskarshamn-2 1999 Feedwater Transient”, OECD/NEA Report. (ベンチマークスタディ参加機関限定)
- [33] T. Kozlowski et al., “Analysis of the OECD/NRC Oskarshamn-2 BWR stability benchmark”, Annals of Nuclear Energy, 67, pp.4-12, 2014.
- [34] T. Kozlowski et al., “TRACE/PARCS Validation for BWR Stability Based on OECD/NEA OSKARSHAMN-2 Benchmark”, Proc. Int. Conf. NURETH-14, Canada (2011).

本頁余白

別紙

## TRACT 及び TRACG 説明資料の比較表

TRACT	TRACG	相異点
<p style="text-align: center;"><b>目次</b></p> <p>1. はじめに..... 1-1</p> <p>2. 使用実績及び解析モデルについて..... 2-1</p> <p>2.1. 使用実績..... 2-2</p> <p>2.2. 解析モデル..... 2-9</p> <p>3. 解析結果の例示..... 3-1</p> <p>3.1. Peach Bottom2号機 タービントリップ試験..... 3-2</p> <p>3.2. チャンネル安定性試験 (BEST 安定性試験)..... 3-12</p> <p>3.3. Oskarshamn-2 不安定事象..... 3-22</p> <p>3.4. Leibstadt プラント試験..... 3-26</p> <p>3.5. 浜岡原子力発電所4号機 起動試験..... 3-32</p> <p>3.6. 浜岡原子力発電所5号機 起動試験..... 3-37</p> <p>4. ATWS 解析への適用例..... 4-1</p> <p>4.1. BWR5 平衡炉心の MSIV 誤閉止..... 4-1</p> <p>5. 参考文献..... 5-1</p> <p>別紙 TRACT 及び TRACG 説明資料の比較表</p>	<p style="text-align: center;"><b>目次</b></p> <p>1. はじめに..... 1-1</p> <p>2. 使用実績及び解析モデルについて..... 2-1</p> <p>2.1. 使用実績..... 2-2</p> <p>2.2. 解析モデル..... 2-10</p> <p>3. 解析結果の例示..... 3-1</p> <p>3.1. PEACH BOTTOM タービントリップ試験..... 3-2</p> <p>3.2. LASALLE 不安定事象..... 3-10</p> <p>3.3. 福島第二原子力発電所 2号炉 起動試験..... 3-22</p> <p>3.4. 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 起動試験..... 3-29</p> <p>3.5. SLC 試験..... 3-36</p> <p>4. ATWS 解析への適用例..... 4-1</p> <p>4.1. ABWR 平衡炉心の MSIV 誤閉止..... 4-1</p> <p>添付1 TRACGコードによる中性子束振動に係る解析結果を参考として用いている理由について...付1-1</p>	<p>• 解析結果の例示の対象試験が異なる</p>

TRACT	TRACG	相異点
<p>1. はじめに</p> <p>現行の過渡解析（主蒸気隔離弁の誤閉止等）では、事象発生後短時間で原子炉スクラムするため中性子束振動現象は生じることがないが、今回の重大事故等対策の有効性評価のうち原子炉停止機能喪失では、原子炉がスクラムせず、高出力・低流量の状態に至るために中性子束振動が生じる可能性がある。この中性子束振動現象については、REDY コード及び SCAT コードでは取り扱うことができないことから、この取り扱いが可能な解析コードとして米国の設計認証申請において適用例を有する TRACG Ver.2 を改良した TRACT コードによる解析を参照する。</p> <p>以上を踏まえ、本資料は、炉心損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用する REDY コード (REDY Ver.1 (ATWS 用), REDY Ver.2) 及び SCAT コード (SCAT Ver.3) に対する参考として使用する TRACT コード (TRACT Ver.1) について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用実績及び解析モデル</li> <li>・解析結果の例示</li> <li>・ATWS 解析への適用例</li> </ul> <p>に関してまとめたものである。</p>	<p>1. はじめに</p> <p>現行の過渡解析（主蒸気隔離弁の誤閉止等）では、事象発生後短時間で原子炉スクラムするため中性子束振動現象は生じることがないが、今回の重大事故等対策の有効性評価のうち原子炉停止機能喪失では、原子炉がスクラムせず、高出力・低流量の状態に至るために中性子束振動が生じる可能性がある。この中性子束振動現象については、REDY コード及び SCAT コードでは取り扱うことができないことから、この取り扱いが可能な解析コードとして米国の設計認証申請において適用例を有する TRACG コードによる解析を参照する（添付 1）。</p> <p>以上を踏まえ、本資料では、炉心損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用する REDY コード (REDY Ver.1 (ATWS 用), REDY Ver.2) 及び SCAT コード (SCAT Ver.3) に対する参考として使用する TRACG コード (TRACG Ver.5) について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用実績及び解析モデル</li> <li>・解析結果の例示</li> <li>・ATWS 解析への適用例</li> </ul> <p>に関してまとめる。</p>	<p>相異点</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・対象となるコード名称が異なる</li> <li>・対象となるコード名称が異なる</li> </ul>

TRACT	TRACG	相異点
<p>2. 使用実績及び解析モデルについて</p> <p>TRACT は、オリジナルの原子炉過渡解析コード (TRAC) [14] より BWR 過渡挙動の評価へ適用するため開発された TRACG Ver.2 をベースに、東芝にて改良を加えた解析コードである。この解析コードは、運転時の異常な過渡変化 (AOO) 及び設計基準事故である冷却材喪失事故 (LOCA) からスクラム失敗事象 (ATWS) に至るまでの沸騰水型原子炉 (BWR) の解析を行うための最適評価コードである。この章では、TRACG Ver.2 の米国での適用実績及び TRACT Ver.1 の解析モデルについて記述する。</p> <p>TRACT Ver.1 と TRACG Ver.2 の相違点は、核モデルについて 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード [14] と同等のモデルに改良した点及び熱水力モデルについては基本的には同じであるが、(社)日本原子力学会「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準'2003」(以下、原子力学会標準という) [13] に対応したモデル等をオプションとして追加された点である。</p>	<p>TRACG は、オリジナルの原子炉過渡解析コード (TRAC) [1] の GE Hitachi Nuclear Energy 社 (GEH 社) が所有権をもつバージョンである。この解析コードは、単純な運転時の異常な過渡変化 (AOO) 及び設計基準事故である冷却材喪失事故 (LOCA) から過渡時のスクラム失敗事象 (ATWS) に至るまでの沸騰水型原子炉 (BWR) の過渡変化を解析するための最適評価コードである。この章では、TRACG コードの使用実績及び解析モデルについて記述する。</p> <p>なお、以降での TRACG に関する記述は、米国での適用実績については旧バージョンに関するものであるが、それ以外の記述については最新バージョンである TRACG Ver.5 に関するものである。</p> <p>最新バージョンである TRACG Ver.5 と前バージョンの TRACG Ver.4 との相違点は、核動特性モデルがエネルギー修正 1 群からエネルギー 3 群解析的多項式ノード法モデルに改良された点であり、熱水力モデルは同じである。</p>	<p>相異点</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 例示するコード名称及びバージョンが異なる</li> <li>・ 米国の使用実績のある TRACG コードのバージョン及びそのコードとの相違点の内容が異なる</li> </ul>



TRACT	TRACG	相異点
<p><b>2.1. 使用実績</b></p> <p>TRACTは、東芝にて改良を加えたコードであり、海外での適用実績はないので、ベースとした TRACG Ver.2 の米国における適用実績について記述する。</p> <p><b>2.1.1 背景</b></p> <p>TRACは、従来加圧水型原子炉 (PWR) の解析のため、ロスアラモス国立研究所 (LANL) で PWR 用に開発されたものである。TRAC の最初の PWR パージョンは TRAC-PIA<sup>[2]</sup>と呼ばれた。BWR 用のパージョンの開発は、GE 日立ニュークリアエナジ (株) (以下、GEH という) とアイダホ国立研究所 (INEL) の共同プロジェクトとして 1979 年に開始された。この目的は、BWR の冷却材喪失事故 (LOCA) を模擬できる TRAC のパージョンを開発することにある。主に BWR への適用のため、TRAC の基本モデルの改良及び BWR 固有のコンポーネントのためのモデル開発がなされた。GEH でのこの作業には、GEH、原子力規制委員会 (NRC) 及び電力研究所 (EPRI) が、リフィル/再完水及び FIST プログラムの下で共同出資した。作業は、1980 年代半ばに INEL<sup>[3]</sup>での TRACBD1/MOD1 の開発、及び GEH<sup>[4]-[10]</sup>での TRACB04 の開発、及び GEH<sup>[4]-[10]</sup>での TRACB04 の開発、及び GEH<sup>[4]-[10]</sup>での TRACB04 の開発、及び GEH<sup>[4]-[10]</sup>での TRACB04 の開発に結実した。これらは BWR の LOCA 解析能力を有する TRAC の最初の主要パージョンであった。共同開発したことから、二つの BWR 用 TRAC パージョンの基本構造及びコンポーネントモデルは、実質的に同一であった。この開発期間中、TRACG は、BWR の LOCA 及び過渡を模擬した個別効果試験データ、機器性能評価データ、機器性能評価の詳細は、参考文献[4]、[5]、[10]に記載されている。</p> <p>TRAC の BWR パージョンの開発に関する次の段階では、1985 年に始まり、過渡及び ATWS へ適用できるようにコードの解析能力を向上させることに注力した。この期間中の主な成果は、TOSDYN<sup>[11]</sup>コードをベースとした<sup>3</sup> 次元核動特性モデルの実装、熱水力モデルのための陰解法を用いた数値積分法の開発及び BWR 燃料模擬法の改良であった。1990 年代を通じて進展した開発活動の結果、コードパージョンを TRACG と改名した。この期間中、試験装置及び BWR プラント<sup>[11]</sup>、のみならず制御棒落下試験も含めた過渡及び安定性データに対し、TRACG の妥当性が広範に確認された。参考文献[12]に、これらの妥当性を包括的に記述している。</p> <p>TRACT Ver.1 は、2010 年までにこれらの開発作業の成果である TRACGver.2 をベースにして、核モデルの高度化をさらに進め、原子力学会標準<sup>[13]</sup>に対応したモデルの追加等の熱水力モデルの改良を行っている。</p> <p><b>2.1.2 コード全体のスコープ及び評価性能</b></p> <p>TRACTは、原子炉の熱水力挙動を評価する多次元 2 流体モデル、及び炉心の中性子動特性を評価する 3 次元中性子動特性モデルに基づいている。</p> <p>熱水力挙動を取り扱うために TRACT で用いている 2 流体モデルは、TRAC-PF1 及び</p>	<p><b>2.1 使用実績</b></p> <p>この節では TRACG コードの開発の経緯、全体のスコープ及び評価性能、米国での適用例について説明する。</p> <p><b>2.1.1 背景</b></p> <p>TRACは、元々加圧水型原子炉 (PWR) の解析のため、ロスアラモス国立研究所 (LANL) で開発されたものである。TRAC の最初の PWR パージョンは、TRAC-PIA<sup>[2]</sup>と呼ばれた。TRAC の BWR パージョンの開発は、GEH とアイダホ国立工学研究所(INEL)の協同的取り組みとして 1979 年に開始された。この取り組みの目的は、BWR 冷却材喪失事故 (LOCA) を模擬できる TRAC のパージョンを開発することにある。主な作業として、BWR への適用のため、TRAC の基本モデルの改良及び BWR 固有のコンポーネントのためのモデル開発がなされた。GEH でのこの作業には、GEH、原子力規制委員会 (NRC) 及び電力研究所 (EPRI) が、リフィル/再完水及び FIST プログラムの下で共同出資した。作業は、1980 年代半ばに INEL<sup>[3]</sup>での TRAC-BD1/MOD1 の開発、及び GEH<sup>[4]-[10]</sup>での TRACB04 の開発に結実した。これらは BWR の LOCA 解析能力を有する TRAC の最初の主要パージョンであった。共同開発したことから、二つの BWR 用 TRAC パージョンの基本構造及びコンポーネントモデルは、実質的に同一であった。この開発期間中、TRACG は、BWR の LOCA 及び過渡を模擬した個別効果試験データ、機器性能評価データ及び総合効果試験に対し、広範に妥当性が確認された。参考文献[4]、[5]、[10]に含まれる。</p> <p>TRAC の BWR パージョンの開発に関する次の段階では、1985 年に始まり、過渡及び ATWS への適用を含むようにコードの解析能力を向上させる目的に注力した。この期間中の主な成果は、3 次元核動特性モデルの実装、熱水力モデルのための陰解法を用いた数値積分法の開発及び BWR 燃料模擬法の改良であった。1990 年代を通じて進展した開発活動の結果、コードパージョンを TRACG と改名した。この期間中、試験装置及び BWR プラント<sup>[11]</sup>、のみならず制御棒落下試験も含めた過渡及び安定性データに対し、TRACG の妥当性が広範に確認された。参考文献[12]に、これらの妥当性を包括的に記述した。TRACG は、ESBWR<sup>[13][14]</sup>の開発を支援するため実施した広範囲のシミュレーション効果、機器性能評価及び総合効果試験に対し、さらなる妥当性が確認されている。</p> <p><b>2.1.2 コード全体のスコープ及び評価性能</b></p> <p>TRACGは、原子炉の熱水力挙動を評価する多次元 2 流体モデル、及び炉心の中性子動特性を評価する 3 次元中性子動特性モデルに基づいている。</p> <p>熱水力挙動を取り扱うために TRACG で用いている 2 流体モデルは、TRAC-PF1 及び TRAC-BF1<sup>[11]</sup>に使用されている 2 流体モデルと基本的に同じである。この 2 流体モデルは、気相及び液相に対し、質量、運動量及びエネルギーの保存式を基礎式として解く。TRACG の基礎式では、二相間の熱的及び力学的な平衡について、いかなる仮定も含まれていない。ま</p>	<p>相異点</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• (TRACT) TOSDYN コードとの関係の説明</li> <li>• (TRACG) TRACG ver.4 で開発した内容の記載</li> <li>• (TRACT) TRACT Ver.1 の内容及び開発時期の記載</li> <li>• 対象となるコード名称が異なる</li> </ul>

TRACT	TRACG	相異点
<p>TRAC-BF10)に使用されている2流体モデルと基本的に同じである。この2流体モデルは、気相及び液相に対し、質量、運動量及び、エネルギーの保存式を基礎式として解く。TRACTの基礎式では、二相間の熱的及び力学的な平衡について、いかなる仮定も含まれていない。また、気相は蒸気及び非凝縮性ガスの混合気体から構成することが可能であり、液相には水溶性ほう素を含めてもよい。熱水モデルは、ベッセルコンポーネントを多次元、その他すべてのコンポーネントを1次元で定式化している。</p> <p>質量、運動量及び、エネルギーの保存式は、気液界面及び壁面におけるせん断応力及び熱伝達に対する構成式からなる付加的なモデルを用いることで閉じることができる。構成式は流動様式に依存しており、コード全体で首尾一貫して使用する単一の流動様式マップに基づいて選定する。</p> <p>基本的な熱水モデルに加えて、TRACTでは再循環ポンプ、ジェットポンプ、燃料チャナネル、気水分離器及び蒸気乾燥器のようなBWR機器のための一連のコンポーネントモデルも備えている。TRACTでは、さらに、圧力、水位及び再循環流量制御系のような主要なBWR制御系を模擬することのできる制御系モデルを備えている。</p> <p>3次元核動特性モデルは3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードAETNA<sup>USRP</sup>と同一のモデルであり、修正1群拡散方程式と6群の遅発中性子先行核濃度の動特性方程式を解く。制御棒位置及び熱水モデルから求められた減速材密度、燃料温度、ほう素濃度及び熱水モデルから求められた減速材密度、燃料温度、ほう素濃度に基づき反応度が求められる。</p> <p>TRACTの構成はモジュール化手法に基づいている。TRACTの熱水モデルは、パイプ、ポンプ、弁、T字配管、チャナネル、ジェットポンプ、気水分離器及びベッセルコンポーネントのような一連の基本コンポーネントをモジュールとして含んでいる。これらコンポーネントを構成要素として使用し組み合わせることで解析対象を模擬する。解析に際しては、任意の数のコンポーネントを組み立てることが可能である。コンポーネントの数、それらの相互関係及び各コンポーネントの詳細は、入力データを通して特定される。TRACTは、このようにして、単純な個別効果試験から完全なBWRプラントまでの広い範囲の設備を模擬できる能力を有している。</p> <p>TRACTでは、個別効果試験、機器性能データ、総合効果試験及び実規模のBWRプラントデータに対し、広範にその妥当性を確認してきている。個別効果試験に対する基本モデルの妥当性確認、総合効果試験に対する妥当性確認及び実プラントデータに対する妥当性確認の中で実施した代表的な結果をこの報告書で説明する。この妥当性確認の目的は、TRACTの基本モデルの適用性を実証すること及びモデルの不確かさを定量化することにある。</p> <p>2.1.3 米国での適用実績</p> <p>TRACTのベースであるVer.2について、米国のNRC(Nuclear Regulatory Commission)に承認されたLTR(Licensing Topical Report)をもとにAOO, ATWS, 安定性に関する使用</p>	<p>た、気相は蒸気及び非凝縮性ガスの混合気体から構成することが可能であり、液相には水溶性ほう素を含めてもよい。熱水モデルは、ベッセルコンポーネントを多次元、その他すべてのコンポーネントを1次元で定式化している。</p> <p>質量、運動量及びエネルギーの保存式は、気液界面及び壁面におけるせん断応力及び熱伝達に対する構成式からなる付加的なモデルを用いることで閉じることができる。構成式は流動様式に依存しており、コード全体で首尾一貫して使用する単一の流動様式マップに基づいて選定する。</p> <p>基本的な熱水モデルに加えて、TRACGでは再循環ポンプ、ジェットポンプ、燃料チャナネル、気水分離器及び蒸気乾燥器のようなBWR機器のための一連のコンポーネントモデルも備えている。TRACGでは、さらに、圧力、水位及び再循環流量制御系のような主要なBWR制御系を模擬することのできる制御系モデルを備えている。</p> <p>3次元核動特性モデルは3次元沸騰水型原子炉模擬計算コードAETNA<sup>USRP</sup>と同一のモデルであり、エネルギー3群の時間依存拡散方程式、及び6群の遅発中性子先行核濃度の動特性方程式を解く。制御棒位置及び熱水モデルから求められた減速材密度、燃料温度、ほう素濃度に基づき反応度が求められる。</p> <p>TRACGの構成はモジュール化手法に基づいている。TRACGの熱水モデルは、パイプ、ポンプ、弁、T字配管、チャナネル、ジェットポンプ、気水分離器、熱交換器及びベッセルコンポーネントのような一連の基本コンポーネントをモジュールとして含んでいる。これらコンポーネントを構成要素として使用し組み合わせることで解析対象を模擬する。解析に際しては、任意の数のコンポーネントを組み立てることが可能である。コンポーネントの数、それらの相互関係及び各コンポーネントの詳細は、入力データを通して特定される。TRACGは、このようにして、単純な個別効果試験から完全なBWRプラントまでの広い範囲の設備を模擬できる能力を有している。</p> <p>TRACGでは、個別効果試験、機器性能データ、総合効果試験及び実規模のBWRプラントデータに対し、広範にその妥当性を確認してきている。個別効果試験に対する基本モデルの妥当性確認、総合効果試験に対する妥当性確認及び実プラントデータに対する妥当性確認の中で実施した代表的な結果をこの報告書で説明する。この妥当性確認の目的は、TRACGの基本モデルの適用性を実証すること及びモデルの不確かさを定量化することにある。</p> <p>2.1.3 米国での適用実績</p> <p>TRACGの旧バージョンであるVer.2及びVer.4について、米国のNRC(Nuclear Regulatory Commission)に承認されたLTR(Licensing Topical Report)をもとにAOO, ATWS, 安定性, LOCAに関する使用実績を説明する。</p> <p>表 2.1-1 に米国のNRCに承認されたAOO, ATWS, 安定性, LOCAに関する主なLTRを示す。No.1からNo.5はAOOまたはATWSに関するLTRを、No.6からNo.9は安定性に関するLTRを、No.10はLOCAに関するLTRを示しており、それぞれにNRCのSER(Safety</p>	<p>対象となるコード名称が異なる</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 中性子動特性モデルが異なる</li> <li>• TRACTは修正1群の核モデル</li> <li>• TRACGは3群の核モデル</li> <li>• TRACGには熱交換器を表すコンポーネントを有しているが、TRACTにはない</li> </ul> <p>• 実績が示されるTRACG旧バージョンが異なる</p> <p>• TRACGでは、LOCAに関するLTR (TRACG Ver.4) が示されるが、TRACTはない</p>



TRACT	TRACG	相異点
<p>実績を説明する。TRACTのVer.1とTRACG Ver.2との相違点は核動特性モデルが炉心設計に用いられている3次元核熱水力計算コード(M4)に整合がとれるように改良された点である。また、熱水力モデルは基本的には同等であるが原子力学会標準のPost-BT相関式等のモデルが組み込まれており、それらのモデルを選択できるオプションが追加されている。</p> <p>表 2.1-1 に米国のNRCに承認されたAOO, ATWS, 安定性に関する主なLTRを示す。No.1, No.2はAOO及びATWSに関するLTRを、No.3は安定性に関するLTRを示しており、それぞれにNRCのSER(Safety Evaluation Report: 安全評価報告書)が添付されている。</p> <p>2.1.3.1 AOOへの適用実績</p> <p>AOOについては、No.1に解析例が提示されている。No.1では、代表的なBWR4プラントを対象として、圧力増加過渡事象についてはタービントリップ(バイパス弁不動作)、給水制御系の故障、主蒸気隔離弁の誤閉止を、圧力減少過渡事象については圧力制御系の故障を、流量増加/減少過渡事象については再循環ポンプトリップ、再循環流量制御系の故障を、サブクール過渡事象については給水加熱喪失を、水位減少過渡事象については給水流量の全喪失を、TRACG Ver.2を用いて炉心出力、炉心流量、ドーム圧力、圧力容器入口及び出口の流量、CPR(Critical Power Ratio: 限界出力)の時間変化等について評価した結果を示している。</p> <p>2.1.3.2 ATWSへの適用実績</p> <p>ATWSについては、No.2に解析例が提示されている。No.2では、代表的なBWRプラントを対象として、圧力増加過渡事象については主蒸気隔離弁の誤閉止に対するスクラム失敗を、圧力減少過渡事象については圧力制御系の故障に対するスクラム失敗を、TRACG Ver.2を用いて炉心出力、炉心流量、ドーム圧力、圧力容器入口及び出口の流量の時間変化等について評価した結果を示している。</p> <p>2.1.3.3 安定性への適用実績</p> <p>安定性については、No.3に解析例が示されている。No.3では、炉心サイズの異なるBWR4プラント及びBWR5, BWR6プラントを対象として、高出力/低流量における炉心出力の振動をTRACG Ver.2を用いて解析し、DIVOM(Delta CPR over Initial MCPR Versus Oscillation Magnitude)の評価を行った結果が示されている。</p> <p>2.1.3.4 審査で参照・評価されたLTR</p> <p>NRCの審査では、上記で説明した各事象評価へのTRACGの適用を申請したLTRの審査に、モデル解説書のLTR及び妥当性確認結果を示すLTRが参照されており、適用範囲に応じた内容が評価されている。モデル解説書のLTRはTRACG Ver.2の中性子動特性及</p>	<p>Evaluation Report: 安全評価報告書)が添付されている。No.11はTRACGで使用されている解析モデルについて記述されており、No.12は試験データとの比較によるTRACGの妥当性確認結果について記述されている。No.11及びNo.12は、各プラントタイプ、各適用事象に対してTRACGの適用性を示したNo.1からNo.10のLTRを審査するときに参照され、その妥当性が評価されている。</p> <p>2.1.3.1 AOOへの適用実績</p> <p>AOOについては、No.1, No.3, No.4に解析例が提示されている。No.1では、代表的なBWR4プラントを対象として、圧力増加過渡事象についてはタービントリップ(バイパス弁不動作)、給水制御系の故障、主蒸気隔離弁の誤閉止を、圧力減少過渡事象については圧力制御系の故障を、流量増加/減少過渡事象については再循環ポンプトリップ、再循環流量制御系の故障を、サブクール過渡事象については給水加熱喪失を、水位減少過渡事象については給水流量の全喪失を、TRACG Ver.2を用いて炉心出力、炉心流量、ドーム圧力、圧力容器入口及び出口の流量、CPR(Critical Power Ratio: 限界出力)の時間変化等について評価した結果を示している。No.3では、No.1とは異なるBWR4プラントを対象として、圧力増加過渡事象についてはタービントリップ(バイパス弁不動作)、給水制御系の故障、主蒸気隔離弁の誤閉止を、流量増加/減少過渡事象については再循環流量制御系の故障を、サブクール過渡事象については給水加熱喪失を選択し、TRACG Ver.4及びVer.2の結果を炉心出力、炉心流量、給水流量、入口サブクール度、ドーム圧力変化、<math>\Delta</math>CPR/ICPRの時間変化等について比較して示している。TRACG Ver.4の結果はVer.2の結果に対して保守的な結果を生じるとしている。No.4では、ESBWRを対象として、圧力増加過渡事象については負荷遮断(バイパス弁不動作)、タービントリップ(バイパス弁不動作)、主蒸気隔離弁の誤閉止を、サブクール過渡事象については給水加熱喪失を、水位減少過渡事象については給水流量の全喪失を、TRACG Ver.4を用いて炉心出力、炉心流量、ドーム圧力、圧力容器入口及び出口の流量、CPRの時間変化等について評価した結果を示している。</p> <p>2.1.3.2 ATWSへの適用実績</p> <p>ATWSについては、No.2, No.3, No.5に解析例が提示されている。No.2では、代表的なBWRプラントを対象として、圧力増加過渡事象については主蒸気隔離弁の誤閉止に対するスクラム失敗を、圧力減少過渡事象については圧力制御系の故障に対するスクラム失敗を、TRACG Ver.2を用いて炉心出力、炉心流量、ドーム圧力、圧力容器入口及び出口の流量の時間変化等について評価した結果を示している。No.3では、BWR4プラントを対象として圧力増加過渡事象である主蒸気隔離弁の誤閉止に対するスクラム失敗を選択し、TRACG Ver.4及びVer.2の結果を炉心出力、炉心流量、給水流量、入口サブクール度、ドーム圧力変化、<math>\Delta</math>CPR/ICPRの時間変化等について比較して示している。TRACG Ver.4の結果はVer.2の結果に対して保守的な結果を生じるとしている。No.5では、ESBWRを対象として、圧力増加</p>	<p>相異点</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• (TRACT) TRACT Ver.1 と TRACG Ver.2の主な違いを記載</li> <li>• TRACG では、TRACG Ver.2 及び Ver.4 の適用実績が記載されるが、TRACT は、TRACG Ver.2 のみ記載</li> <li>• TRACG では、TRACG Ver.2 及び Ver.4 の適用実績が記載されるが、TRACT は、TRACG Ver.2 のみ記載</li> </ul>

相異点	TRACG	TRACT
<p>・TRACG では、TRACG Ver.2 及び Ver.4 の適用実績が記載されるが、TRACT は、TRACG Ver.2 のみ記載</p> <p>・TRACG では、TRACG Ver.2 及び Ver.4 の適用実績が記載されるが、TRACT は、TRACG Ver.2 のみ記載</p> <p>・TRACG では、TRACG Ver.2 及び Ver.4 の適用実績が記載されるが、TRACT は、TRACG Ver.2 のみ記載</p> <p>・TRACG では、LOCA に関する LTR (TRACG Ver.4) が示されるが、TRACT はない</p> <p>・審査で参照・評価された LTR は TRACG の資料では TRACG Ver.2 及び Ver.4 が対象だが、TRACT の資料では TRACG Ver.2 のみ対象</p>	<p>過渡事象については主蒸気隔離弁の誤閉止、復水器真空度の喪失(LCV : Loss of Condenser Vacuum)に対するスクラム失敗を、サブクール過渡事象については給水加熱喪失に対するスクラム失敗を TRACG Ver.4 を用いて、中性子束、炉心流量、給水流量、蒸気流量、ドーム圧力、ダウンカマの水位、ボロン濃度の時間変化等について評価した結果を示している。また、No.5 ではタービントリップ(パイパス弁作動)に対するスクラム失敗において、核及び熱水力の相互作用による不安定性から生じる出力振動の時間変化について評価した結果を示している。</p> <p><b>2.1.3.3 安定性への適用実績</b> 安定性については、No.6 から No.9 に解析例が示されている。No.6 では、代表的な BWR プラントを対象として、TRACG Ver.4 を用いた不安定事象を解析し MCPR(Minimum CPR : 最小限界出力比)の時間変化及び SLMCPR(Safety Limit MCPR)に対する裕度を評価している。No.7 では、炉心サイズの異なる 2 つの BWR4 プラント及び BWR5、BWR6 プラントを対象として、高出力/低流量における炉心出力の振動を TRACG Ver.2 を用いて解析し、DIVOM(Delta CPR over Initial MCPR Versus Oscillation Magnitude)の評価を行った結果が示されている。No.8 では、代表的な BWR を対象として、TRACG Ver.4 及び Ver.2 を用いて不安定事象を解析し、チャンネルの出力、流量、及び MCPR の時間変化、DIVOM について両モードの比較結果が示されている。DIVOM の評価において TRACG Ver.4 の結果は、Ver.2 の結果に対して本質的に同等であるか、より保守的な結果となるとしている。No.9 では、ESBWR を対象として、チャンネル安定性、炉心安定性、領域安定性に関する TRACG Ver.4 の解析結果が示されている。</p> <p><b>2.1.3.4 LOCA への適用実績</b> LOCA については、No.10 に解析例が示されている。No.10 では、ESBWR を対象として、ECCS/LOCA、格納容器/LOCA 及び主蒸気管破断 LOCA に関する TRACG Ver.4 の解析結果が示されている。</p> <p><b>2.1.3.5 審査で参照・評価された LTR</b> NRC の審査では、上記で説明した各事象評価への TRACG の適用を申請した No.1 から No.10 の LTR の審査に No.11 及び No.12 の LTR が参照されて適用範囲に応じた内容が評価されている。No.11 は TRACG のモデル解説書の最新版であり、中性子動特性及び熱水力挙動を解析するために必要な基礎方程式、物理モデル又は構成式、機器・コンポーネントモデル、数値解法について記載されている。No.12 は TRACG の妥当性確認結果の最新版であり、試験データとの比較により TRACG モデルの妥当性を示している。表 2.1-2 及び表 2.1-3 に TRACG の妥当性確認に関する実績を示す。</p> <p>TRACG の妥当性確認では、下記の主要な妥当性確認カテゴリで構成される系統的な方</p>	<p>ひ熱水力挙動を解析するために必要な基礎方程式、物理モデル又は構成式、機器・コンポーネントモデル、数値解法について記載されている。また、妥当性確認結果を示す LTR では試験データとの比較により TRACG モデルの妥当性が示されている。表 2.1-2 及び表 2.1-3 に TRACG の妥当性確認に関する実績を示す。</p> <p>TRACG の妥当性確認では、下記の主要な妥当性確認カテゴリで構成される系統的な方法に従い、個別効果試験及び機器性能評価試験にて解析モデルの不確かさを評価し、総合効果試験にて解析コードの適用性及び解析モデルの総合的な妥当性が確認されている。また、プラント起動試験にて、解析コードの BWR 実規模体系への適用性が確認されている<sup>[12]</sup>。</p> <p>・<b>個別効果試験</b> 基本モデル及び現象の妥当性確認を特別に指向した十分に制御された試験である。ここに含まれるのは、(1)界面せん断力及びサブクール沸騰モデルを評価するボイド率データ<sup>[16]</sup>、<sup>[17]</sup>、(2)熱伝達データ<sup>[18]</sup>、<sup>[19]</sup>、(3)対向流制限(CCFL)及び臨界流などの流れ制限データ<sup>[20]</sup>、<sup>[21]</sup>、(4)壁面摩擦モデルを評価する圧力損失データ<sup>[23]</sup>、(5)限界出力データ、(6)核動特性モデル化手法を評価する(SPERT 試験炉からの)制御棒落下試験データ<sup>[24]</sup>、(7)密度波伝搬などの現象のモデル化手法を評価する熱水力安定性データである。</p> <p>・<b>機器性能評価試験</b> 特定の BWR 機器の性能を予測するために、TRACG の能力を評価する根拠を提供する試験である。ここに含まれるのは、(1)順流及び逆流に対するジェットポンプデータ、(2)気液分離及び圧力損失に関する気水分離器データ、(3)BWR 上部プレナムの緊急炉心冷却(ECC)注水及びその分布に関するデータ、(4)炉心スプレイ分布データである。</p> <p>・<b>総合効果試験</b> BWR の縮小模擬結果で構成される試験である。これらの試験の主目的は、システム全体の性能及びシナシテム中の異なる機器間の相互作用を評価することである。これらの試験には、ジェットポンプ付き BWR に対する TLTA<sup>[25]</sup>、<sup>[27]</sup>、FIST 及び SSTF 試験装置を含む。</p> <p>・<b>BWR プラント試験</b> このカテゴリには、BWR プラントの過渡試験及び安定性試験が含まれる。</p>



TRACT	TRACG	相異点
	<p>法に従い、個別効果試験及び機器性能評価試験にて解析モデルの不確かさを評価し、総合効果試験にて解析コードの適用性及び解析モデルの総合的な妥当性が確認されている。また、プラント起動試験にて、解析コードのBWR実規模体系への適用性が確認されている<sup>[12][16]</sup>。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li> <b>個別効果試験</b> 基本モデル及び現象の妥当性確認を特別に指向した十分に制御された試験である。ここに含まれるのは、(1) 界面せん断力及びサブクール沸騰モデルを評価するボイド率データ<sup>[19]-[23]</sup>、(2) 熱伝達データ<sup>[24][25]</sup>、(3) 対向流制限 (CCFL) 及び臨界流などの流れ制限データ<sup>[26]-[28]</sup>、(4) 壁面摩擦モデルを評価する圧力損失データ<sup>[29][30]</sup>、(5) 限界出力データ<sup>[31]</sup>、(6) 核動特性モデル化手法を評価する (SPERT 試験炉からの) 制御棒落下試験データ<sup>[32]</sup>、(7) 密度波伝搬などの現象のモデル化手法を評価する熱水力安定性データである。 </li> <li> <b>機器性能評価試験</b> 特定の BWR 機器の性能を予測するために、TRACG の能力を評価する根拠を提供する試験である。ここに含まれるのは、(1) 順流及び逆流に対するジェットポンプデータ、(2) 気液分離及び圧力損失に関する気水分離器データ、(3) BWR 上部プレナムの緊急炉心冷却 (ECC) 注水及びその分布に関するデータ、(4) 炉心スプレイ分布データである。 </li> <li> <b>総合効果試験</b> BWR の縮小模擬結果で構成される試験である。これらの試験の主要目的は、システム全体の性能及びシステム中の異なる機器間の相互作用を評価することである。これらの試験には、ジェットポンプ付き BWR に対する TLTA<sup>[34]-[36]</sup>、FIST、SSTF 及び ROSA 試験装置、ジェットポンプなしの外部ポンププラントに対する FIX 試験装置、並びに ESBWR に対する GIST 試験装置で実施された LOCA 模擬試験を含む。 </li> <li> <b>BWR プラント試験</b> このカテゴリには、BWR プラントの過渡試験及び安定性試験が含まれる。 </li> </ul>	<p>実施された試験解析が異なる。</p>

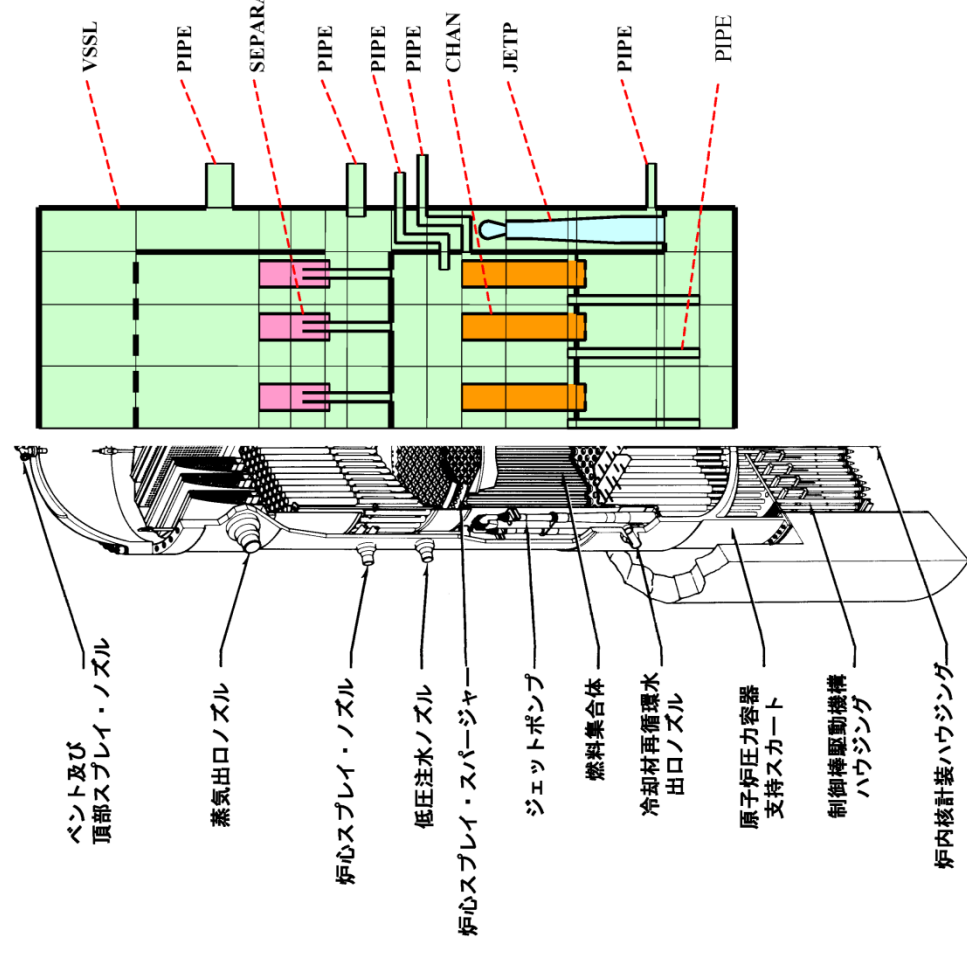
相異点	TRACG	TRACT																																																																								
<p>表 2.1-1 TRACG Ver.2 の米国における使用実績</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>NRC から承認された LTR (Licensing Topical Report)</th> <th>適用範囲</th> <th>解析コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) Transient Analyses", NEDO-32906-A, Revision 3, September 2006.</td> <td>BWR2~6, AOO</td> <td>TRACG ver.2</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analyses," NEDO-32906 Supplement 1-A, November 2003.</td> <td>BWR2~6, ATWS</td> <td>TRACG ver.2</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>GE Hitachi Nuclear Energy, "Migration to TRACG04/PANAC11 from TRACG02/PANAC10 for AOO and ATWS Overpressure Transients," NEDO-32906 Supplement 3-A, Revision 1, April 2010.</td> <td>BWR2~6, AOO 及び ATWS 圧力増加過渡</td> <td>TRACG Ver.4</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR Transient Analysis," NEDO-33083 Supplement 3-A, Revision 1, September 2010.</td> <td>ESBWR, AOO</td> <td>TRACG Ver.4</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR Anticipated Transient Without Scram Analyses," NEDO-33083 Supplement 2-A, Revision 2, October 2010.</td> <td>ESBWR, ATWS</td> <td>TRACG Ver.4</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>GE Hitachi Nuclear Energy, "DSS-CD TRACG APPLICATION," NEDO-33147-A, Revision 4, August 2013.</td> <td>BWR3~6, 安定性</td> <td>TRACG Ver.4</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>GE Nuclear Energy, "Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Application," NEDO-32465-A, August 1996.</td> <td>安定性解決策オプシ ョン I-D, II, III を使用する BWR, 安定性</td> <td>TRACG Ver.2</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>GE Hitachi Nuclear Energy, "Migration to TRACG04/PANAC11 from TRACG02/PANAC10 for Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Applications," NEDO-32465 Supplement 1-A, Revision 1, October 2014.</td> <td>安定性解決策オプシ ョン I-D, II, III を使用する BWR, 安定性</td> <td>TRACG Ver.4</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR Stability Analysis," NEDO-33083 Supplement 1-A, Revision 2, September 2010.</td> <td>ESBWR, 安定性</td> <td>TRACG Ver.4</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR," NEDO-33083-A, Revision, September 2010.</td> <td>ESBWR, LOCA</td> <td>TRACG Ver.4</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>上記 LTR の審査で参照・評価された LTR</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG MODEL DESCRIPTION," NEDO-32176, Revision 4, January 2008.</td> <td></td> <td>TRACG Ver.4</td> </tr> <tr> <td></td> <td>GE Nuclear Energy, "TRACG Qualification," NEDO-32177, Revision 3, August 2007.</td> <td></td> <td>TRACG Ver.4</td> </tr> </tbody> </table> <p>•審査で参照・評価された LTR は TRACG の資料では TRACG Ver.2 及び Ver.4 が対象だが、TRACT の資料では TRACG Ver.2 のみを対象</p>	No.	NRC から承認された LTR (Licensing Topical Report)	適用範囲	解析コード	1	GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) Transient Analyses", NEDO-32906-A, Revision 3, September 2006.	BWR2~6, AOO	TRACG ver.2	2	GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analyses," NEDO-32906 Supplement 1-A, November 2003.	BWR2~6, ATWS	TRACG ver.2	3	GE Hitachi Nuclear Energy, "Migration to TRACG04/PANAC11 from TRACG02/PANAC10 for AOO and ATWS Overpressure Transients," NEDO-32906 Supplement 3-A, Revision 1, April 2010.	BWR2~6, AOO 及び ATWS 圧力増加過渡	TRACG Ver.4	4	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR Transient Analysis," NEDO-33083 Supplement 3-A, Revision 1, September 2010.	ESBWR, AOO	TRACG Ver.4	5	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR Anticipated Transient Without Scram Analyses," NEDO-33083 Supplement 2-A, Revision 2, October 2010.	ESBWR, ATWS	TRACG Ver.4	6	GE Hitachi Nuclear Energy, "DSS-CD TRACG APPLICATION," NEDO-33147-A, Revision 4, August 2013.	BWR3~6, 安定性	TRACG Ver.4	7	GE Nuclear Energy, "Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Application," NEDO-32465-A, August 1996.	安定性解決策オプシ ョン I-D, II, III を使用する BWR, 安定性	TRACG Ver.2	8	GE Hitachi Nuclear Energy, "Migration to TRACG04/PANAC11 from TRACG02/PANAC10 for Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Applications," NEDO-32465 Supplement 1-A, Revision 1, October 2014.	安定性解決策オプシ ョン I-D, II, III を使用する BWR, 安定性	TRACG Ver.4	9	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR Stability Analysis," NEDO-33083 Supplement 1-A, Revision 2, September 2010.	ESBWR, 安定性	TRACG Ver.4	10	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR," NEDO-33083-A, Revision, September 2010.	ESBWR, LOCA	TRACG Ver.4	11	上記 LTR の審査で参照・評価された LTR			12	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG MODEL DESCRIPTION," NEDO-32176, Revision 4, January 2008.		TRACG Ver.4		GE Nuclear Energy, "TRACG Qualification," NEDO-32177, Revision 3, August 2007.		TRACG Ver.4	<p>表 2.1-1 TRACG Ver.2 の米国における使用実績</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>NRC から承認された LTR (Licensing Topical Report)</th> <th>適用範囲</th> <th>解析コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) Transient Analyses", NEDO-32906-A, Revision 3, September 2006.</td> <td>BWR2~6, AOO</td> <td>TRACG ver.2</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analyses", NEDO-32906 Supplement 1-A, November 2003.</td> <td>BWR2~6, ATWS</td> <td>TRACG ver.2</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>GE Nuclear Energy, "Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Application", NEDO-32465-A, August 1996.</td> <td>安定性解決策オプシ ョン I-D, II, III を使用する BWR, 安定性</td> <td>TRACG ver.2</td> </tr> </tbody> </table>	No.	NRC から承認された LTR (Licensing Topical Report)	適用範囲	解析コード	1	GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) Transient Analyses", NEDO-32906-A, Revision 3, September 2006.	BWR2~6, AOO	TRACG ver.2	2	GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analyses", NEDO-32906 Supplement 1-A, November 2003.	BWR2~6, ATWS	TRACG ver.2	3	GE Nuclear Energy, "Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Application", NEDO-32465-A, August 1996.	安定性解決策オプシ ョン I-D, II, III を使用する BWR, 安定性	TRACG ver.2	<p>2-6</p>
No.	NRC から承認された LTR (Licensing Topical Report)	適用範囲	解析コード																																																																							
1	GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) Transient Analyses", NEDO-32906-A, Revision 3, September 2006.	BWR2~6, AOO	TRACG ver.2																																																																							
2	GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analyses," NEDO-32906 Supplement 1-A, November 2003.	BWR2~6, ATWS	TRACG ver.2																																																																							
3	GE Hitachi Nuclear Energy, "Migration to TRACG04/PANAC11 from TRACG02/PANAC10 for AOO and ATWS Overpressure Transients," NEDO-32906 Supplement 3-A, Revision 1, April 2010.	BWR2~6, AOO 及び ATWS 圧力増加過渡	TRACG Ver.4																																																																							
4	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR Transient Analysis," NEDO-33083 Supplement 3-A, Revision 1, September 2010.	ESBWR, AOO	TRACG Ver.4																																																																							
5	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR Anticipated Transient Without Scram Analyses," NEDO-33083 Supplement 2-A, Revision 2, October 2010.	ESBWR, ATWS	TRACG Ver.4																																																																							
6	GE Hitachi Nuclear Energy, "DSS-CD TRACG APPLICATION," NEDO-33147-A, Revision 4, August 2013.	BWR3~6, 安定性	TRACG Ver.4																																																																							
7	GE Nuclear Energy, "Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Application," NEDO-32465-A, August 1996.	安定性解決策オプシ ョン I-D, II, III を使用する BWR, 安定性	TRACG Ver.2																																																																							
8	GE Hitachi Nuclear Energy, "Migration to TRACG04/PANAC11 from TRACG02/PANAC10 for Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Applications," NEDO-32465 Supplement 1-A, Revision 1, October 2014.	安定性解決策オプシ ョン I-D, II, III を使用する BWR, 安定性	TRACG Ver.4																																																																							
9	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR Stability Analysis," NEDO-33083 Supplement 1-A, Revision 2, September 2010.	ESBWR, 安定性	TRACG Ver.4																																																																							
10	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG Application for ESBWR," NEDO-33083-A, Revision, September 2010.	ESBWR, LOCA	TRACG Ver.4																																																																							
11	上記 LTR の審査で参照・評価された LTR																																																																									
12	GE Hitachi Nuclear Energy, "TRACG MODEL DESCRIPTION," NEDO-32176, Revision 4, January 2008.		TRACG Ver.4																																																																							
	GE Nuclear Energy, "TRACG Qualification," NEDO-32177, Revision 3, August 2007.		TRACG Ver.4																																																																							
No.	NRC から承認された LTR (Licensing Topical Report)	適用範囲	解析コード																																																																							
1	GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) Transient Analyses", NEDO-32906-A, Revision 3, September 2006.	BWR2~6, AOO	TRACG ver.2																																																																							
2	GE Nuclear Energy, "TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analyses", NEDO-32906 Supplement 1-A, November 2003.	BWR2~6, ATWS	TRACG ver.2																																																																							
3	GE Nuclear Energy, "Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Application", NEDO-32465-A, August 1996.	安定性解決策オプシ ョン I-D, II, III を使用する BWR, 安定性	TRACG ver.2																																																																							
	<p>2-7</p>	<p>2-6</p>																																																																								

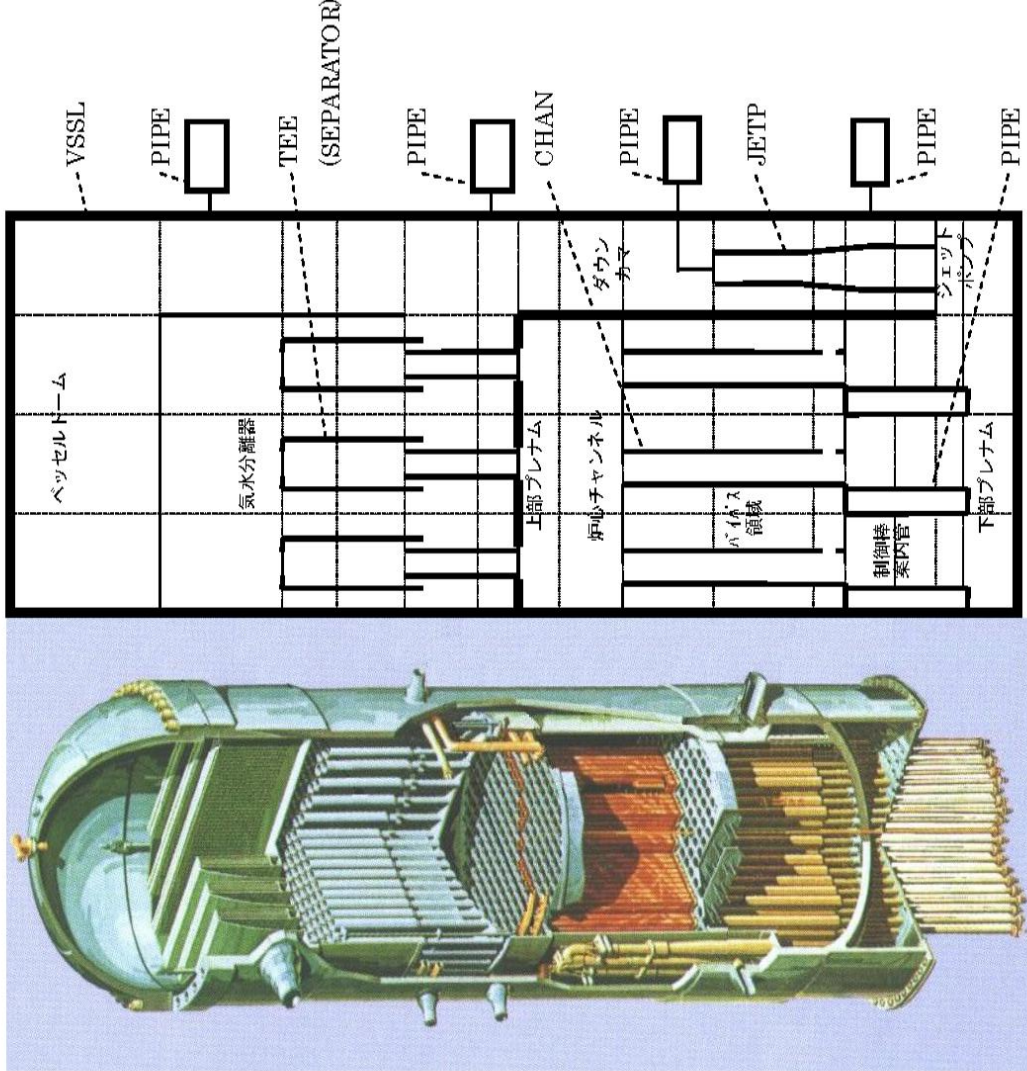
相異点	TRACG	TRACT																																																				
<p>相異点</p>	<p>表 2.1-2 TRACG コードの妥当性確認実績(個別効果試験, 機器性能評価試験)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>試験項目</th> <th>試験項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ボイド率</td> <td>Frigg of -64 試験 Christensen サブクールボイド試験 Wilson 及び Bartolomei 気泡上昇試験 EBWR 試験 PSTF レベルスウェル試験 東芝低圧ボイド試験 OntarioHydro ボイド試験 CISE 水密度試験 THTF 膜沸騰試験 炉心スプレイ熱伝達(CSHT) CSHT 試験 Marviken 臨界流試験 PSTF 臨界流試験 Edwards プロダウン ATLAS での圧力降下試験 流動振動試験 加圧事象及び ABWR 再循環ポンプ全台トリップ試験 FRIGG 試験 SPERTIII 試験 INEL 1/6 スケールのジェットポンプデータ BWR4 実規模 1 本ノズルジェットポンプデータ BWR5 実規模 5 本ノズルジェットポンプデータ 実規模 2 段/3 段気水分離器データ SSTF 試験 SSTF 試験</td> </tr> <tr> <td>熱伝達</td> <td></td> </tr> <tr> <td>対向流制限</td> <td></td> </tr> <tr> <td>臨界流</td> <td></td> </tr> <tr> <td>圧力降下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>限界出力</td> <td></td> </tr> <tr> <td>自然循環及び安定性</td> <td></td> </tr> <tr> <td>反応度投入</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ジェットポンプ性能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>気水分離器</td> <td></td> </tr> <tr> <td>上部プレナム効果</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心スプレイ分布</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>個別効果試験</p> <p>機器性能評価</p>	試験項目	試験項目	ボイド率	Frigg of -64 試験 Christensen サブクールボイド試験 Wilson 及び Bartolomei 気泡上昇試験 EBWR 試験 PSTF レベルスウェル試験 東芝低圧ボイド試験 OntarioHydro ボイド試験 CISE 水密度試験 THTF 膜沸騰試験 炉心スプレイ熱伝達(CSHT) CSHT 試験 Marviken 臨界流試験 PSTF 臨界流試験 Edwards プロダウン ATLAS での圧力降下試験 流動振動試験 加圧事象及び ABWR 再循環ポンプ全台トリップ試験 FRIGG 試験 SPERTIII 試験 INEL 1/6 スケールのジェットポンプデータ BWR4 実規模 1 本ノズルジェットポンプデータ BWR5 実規模 5 本ノズルジェットポンプデータ 実規模 2 段/3 段気水分離器データ SSTF 試験 SSTF 試験	熱伝達		対向流制限		臨界流		圧力降下		限界出力		自然循環及び安定性		反応度投入		ジェットポンプ性能		気水分離器		上部プレナム効果		炉心スプレイ分布		<p>表 2.1-2 TRACG Ver.2 の妥当性確認実績(個別効果試験, 機器性能評価試験)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>試験項目</th> <th>試験項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ボイド率</td> <td>Frigg of -64 試験 Christensen サブクールボイド試験 Wilson 及び Bartolomei 気泡上昇試験 EBWR 試験 PSTF レベルスウェル試験 THTF 膜沸騰試験 炉心スプレイ熱伝達(CSHT) CSHT 試験 Marviken 臨界流試験 PSTF 臨界流試験 Edwards プロダウン ATLAS での圧力降下試験 流動振動試験 加圧事象及び ABWR 再循環ポンプ全台トリップ試験 FRIGG 試験 SPERTIII 試験 INEL 1/6 スケールのジェットポンプデータ BWR4 実規模 1 本ノズルジェットポンプデータ BWR5 実規模 5 本ノズルジェットポンプデータ 実規模 2 段/3 段気水分離器データ SSTF 試験 SSTF 試験</td> </tr> <tr> <td>熱伝達</td> <td></td> </tr> <tr> <td>対向流制限</td> <td></td> </tr> <tr> <td>臨界流</td> <td></td> </tr> <tr> <td>圧力降下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>限界出力</td> <td></td> </tr> <tr> <td>自然循環及び安定性</td> <td></td> </tr> <tr> <td>反応度投入</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ジェットポンプ性能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>気水分離器</td> <td></td> </tr> <tr> <td>上部プレナム効果</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心スプレイ分布</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>個別効果試験</p> <p>機器性能評価</p>	試験項目	試験項目	ボイド率	Frigg of -64 試験 Christensen サブクールボイド試験 Wilson 及び Bartolomei 気泡上昇試験 EBWR 試験 PSTF レベルスウェル試験 THTF 膜沸騰試験 炉心スプレイ熱伝達(CSHT) CSHT 試験 Marviken 臨界流試験 PSTF 臨界流試験 Edwards プロダウン ATLAS での圧力降下試験 流動振動試験 加圧事象及び ABWR 再循環ポンプ全台トリップ試験 FRIGG 試験 SPERTIII 試験 INEL 1/6 スケールのジェットポンプデータ BWR4 実規模 1 本ノズルジェットポンプデータ BWR5 実規模 5 本ノズルジェットポンプデータ 実規模 2 段/3 段気水分離器データ SSTF 試験 SSTF 試験	熱伝達		対向流制限		臨界流		圧力降下		限界出力		自然循環及び安定性		反応度投入		ジェットポンプ性能		気水分離器		上部プレナム効果		炉心スプレイ分布	
試験項目	試験項目																																																					
ボイド率	Frigg of -64 試験 Christensen サブクールボイド試験 Wilson 及び Bartolomei 気泡上昇試験 EBWR 試験 PSTF レベルスウェル試験 東芝低圧ボイド試験 OntarioHydro ボイド試験 CISE 水密度試験 THTF 膜沸騰試験 炉心スプレイ熱伝達(CSHT) CSHT 試験 Marviken 臨界流試験 PSTF 臨界流試験 Edwards プロダウン ATLAS での圧力降下試験 流動振動試験 加圧事象及び ABWR 再循環ポンプ全台トリップ試験 FRIGG 試験 SPERTIII 試験 INEL 1/6 スケールのジェットポンプデータ BWR4 実規模 1 本ノズルジェットポンプデータ BWR5 実規模 5 本ノズルジェットポンプデータ 実規模 2 段/3 段気水分離器データ SSTF 試験 SSTF 試験																																																					
熱伝達																																																						
対向流制限																																																						
臨界流																																																						
圧力降下																																																						
限界出力																																																						
自然循環及び安定性																																																						
反応度投入																																																						
ジェットポンプ性能																																																						
気水分離器																																																						
上部プレナム効果																																																						
炉心スプレイ分布																																																						
試験項目	試験項目																																																					
ボイド率	Frigg of -64 試験 Christensen サブクールボイド試験 Wilson 及び Bartolomei 気泡上昇試験 EBWR 試験 PSTF レベルスウェル試験 THTF 膜沸騰試験 炉心スプレイ熱伝達(CSHT) CSHT 試験 Marviken 臨界流試験 PSTF 臨界流試験 Edwards プロダウン ATLAS での圧力降下試験 流動振動試験 加圧事象及び ABWR 再循環ポンプ全台トリップ試験 FRIGG 試験 SPERTIII 試験 INEL 1/6 スケールのジェットポンプデータ BWR4 実規模 1 本ノズルジェットポンプデータ BWR5 実規模 5 本ノズルジェットポンプデータ 実規模 2 段/3 段気水分離器データ SSTF 試験 SSTF 試験																																																					
熱伝達																																																						
対向流制限																																																						
臨界流																																																						
圧力降下																																																						
限界出力																																																						
自然循環及び安定性																																																						
反応度投入																																																						
ジェットポンプ性能																																																						
気水分離器																																																						
上部プレナム効果																																																						
炉心スプレイ分布																																																						
	<p>2-7</p>																																																					
	<p>2-8</p>																																																					

TRACT	TRACG	相異点																																																																						
<p>表 2.1-3 TRACG Ver.2 の妥当性確認実績(総合効果試験, BWR プラント試験)</p> <table border="1" data-bbox="346 1795 829 2834"> <thead> <tr> <th>試験項目</th> <th>試験項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TLTA 試験</td><td>TLTA 試験</td></tr> <tr><td>FIST 試験</td><td>FIST 試験</td></tr> <tr><td>SSTF 試験</td><td>SSTF 試験</td></tr> <tr><td>PEACH BOTTOM タービントリップ試験</td><td>PEACH BOTTOM タービントリップ試験</td></tr> <tr><td>HATCH 2 台ポンプトリップ試験</td><td>HATCH 2 台ポンプトリップ試験</td></tr> <tr><td>HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験</td><td>HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験</td></tr> <tr><td>LASALLE 不安定事象</td><td>LASALLE 不安定事象</td></tr> <tr><td>LEIBSTADT 安定性試験</td><td>LEIBSTADT 安定性試験</td></tr> <tr><td>NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験</td><td>NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験</td></tr> <tr><td>LEIBSTADT 給水流量喪失試験</td><td>LEIBSTADT 給水流量喪失試験</td></tr> </tbody> </table>	試験項目	試験項目	TLTA 試験	TLTA 試験	FIST 試験	FIST 試験	SSTF 試験	SSTF 試験	PEACH BOTTOM タービントリップ試験	PEACH BOTTOM タービントリップ試験	HATCH 2 台ポンプトリップ試験	HATCH 2 台ポンプトリップ試験	HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験	HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験	LASALLE 不安定事象	LASALLE 不安定事象	LEIBSTADT 安定性試験	LEIBSTADT 安定性試験	NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験	NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験	LEIBSTADT 給水流量喪失試験	LEIBSTADT 給水流量喪失試験	<p>表 2.1-3 TRACG コードの妥当性確認実績(総合効果試験, BWR プラント試験)</p> <table border="1" data-bbox="346 727 1039 1691"> <thead> <tr> <th>総合効果試験</th> <th>総合効果試験</th> <th>試験項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td></td><td></td><td>TLTA 試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>FIST 試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>SSTF 試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>ROSA-III 試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>FIX-II 試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>GIST 試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>PEACH BOTTOM タービントリップ試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>HATCH 2 台ポンプトリップ試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>LASALLE 不安定事象</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>LEIBSTADT 安定性試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>NINE MILE POINT 不安定事象</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>PEACH BOTTOM 安定性試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験</td></tr> <tr><td></td><td></td><td>LEIBSTADT 給水流量喪失試験</td></tr> </tbody> </table> <p>BWR プラント試験</p>	総合効果試験	総合効果試験	試験項目			TLTA 試験			FIST 試験			SSTF 試験			ROSA-III 試験			FIX-II 試験			GIST 試験			PEACH BOTTOM タービントリップ試験			HATCH 2 台ポンプトリップ試験			HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験			LASALLE 不安定事象			LEIBSTADT 安定性試験			NINE MILE POINT 不安定事象			PEACH BOTTOM 安定性試験			NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験			LEIBSTADT 給水流量喪失試験	<p>相異点</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>対象とした総合効果試験が一部異なる</li> <li>対象とした BWR プラント試験が一部異なる</li> </ul>
試験項目	試験項目																																																																							
TLTA 試験	TLTA 試験																																																																							
FIST 試験	FIST 試験																																																																							
SSTF 試験	SSTF 試験																																																																							
PEACH BOTTOM タービントリップ試験	PEACH BOTTOM タービントリップ試験																																																																							
HATCH 2 台ポンプトリップ試験	HATCH 2 台ポンプトリップ試験																																																																							
HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験	HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験																																																																							
LASALLE 不安定事象	LASALLE 不安定事象																																																																							
LEIBSTADT 安定性試験	LEIBSTADT 安定性試験																																																																							
NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験	NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験																																																																							
LEIBSTADT 給水流量喪失試験	LEIBSTADT 給水流量喪失試験																																																																							
総合効果試験	総合効果試験	試験項目																																																																						
		TLTA 試験																																																																						
		FIST 試験																																																																						
		SSTF 試験																																																																						
		ROSA-III 試験																																																																						
		FIX-II 試験																																																																						
		GIST 試験																																																																						
		PEACH BOTTOM タービントリップ試験																																																																						
		HATCH 2 台ポンプトリップ試験																																																																						
		HATCH 主蒸気隔離弁の閉止試験																																																																						
		LASALLE 不安定事象																																																																						
		LEIBSTADT 安定性試験																																																																						
		NINE MILE POINT 不安定事象																																																																						
		PEACH BOTTOM 安定性試験																																																																						
		NINE MILE POINT ポンプ流量増加試験																																																																						
		LEIBSTADT 給水流量喪失試験																																																																						



TRACT	TRACG	相異点
<p><b>2.2. 解析モデル</b></p> <p>この章では、BWR の原子炉内で生じる過渡変化において、過渡時のスクラム失敗事象 (ATWS) を対象とした重要な物理現象の評価に必要な基礎方程式及び解析モデルについて説明する。</p> <p><b>2.2.1 モジュール構造</b></p> <p>TRACT は物理領域を主な単位としたモジュール構造を有し、モジュールを組み合わせることによる柔軟な形状模擬能力を持っている。このために、TRACT には、モジュール化した基本的な熱水力コンポーネント、例えばベッセル、チャンネル、パイプ、T 字管及びびねどがある。また、これらのコンポーネントを活用した気水分離器、ジェットポンプ及びびねどなどの炉内機器用のコンポーネントも用意されている。これらのコンポーネントは、システム模擬に当たったの構成要素として使用され、互いを組み合わせて接続する。これにより、BWR プラント又は試験体系のように、物理領域の内部で種々の熱流動現象が生じ、領域間の接続を通してそれらが輸送されるシステムを構成する。また、炉心においては、3 次元中性子動特性モデルによる解析機能も有しており、BWR プラントの現実的な解析が可能となつている。</p> <p>一例を図 2.2-1 に示す。この図では、BWR5 の圧力容器を TRACT コンポーネントで模擬している。コンポーネント群は管路又は熱伝達経路を通して互いに結合することができる。また、TRACT には、制御ブロックの組から構成されるモジュール化された制御システムがある。制御ブロックは、互い同士又は熱水力コンポーネントと結合して BWR の水位制御系のような複雑な制御系を構成できる。</p> <p>TRACT には、以下の熱水力コンポーネントがある。</p> <p><b>PIPE</b> パイプ (PIPE) コンポーネントは、TRACT 中で最も簡単なコンポーネントであり、管路中の流れに対する 1 次元熱水力モデル、及び管路壁における径方向熱伝導モデルを有している。</p> <p><b>PUMP</b> ポンプ (PUMP) コンポーネントは、コンポーネント中のセル境界の一つにポンプモデルが含まれる点を除けばパイプコンポーネントに類似している。ポンプモデルでは、ポンプ速度及び流れに対しポンプが与える揚程を計算する。</p> <p><b>VLVE</b> 弁 (VLVE) コンポーネントは、セル境界の一つの流路面積が弁の開閉を模擬するよう変化できる点を除けば、パイプコンポーネントに類似している。</p> <p><b>TEE</b> T 字管 (TEE) コンポーネントは、T 字管又は Y 字管を構成するため、互いに連</p>	<p><b>2.2 解析モデル</b></p> <p>この章では、BWR の原子炉内で生じる過渡変化において、過渡時のスクラム失敗事象 (ATWS) を対象とした重要な物理現象の評価に必要な基礎方程式及び解析モデルについて説明する。</p> <p><b>2.2.1 モジュール構造</b></p> <p>TRACG は物理領域を主な単位としたモジュール構造を有し、モジュールを組み合わせることによる柔軟な形状模擬能力を持っている。このために、TRACG には、モジュール化した基本的な熱水力コンポーネント、例えばベッセル、チャンネル、パイプ、T 字管及びびねどがある。また、これらのコンポーネントを活用した気水分離器、ジェットポンプ及びびねどなどの炉内機器用のコンポーネントも用意されている。これらのコンポーネントは、システム模擬に当たったの構成要素として使用され、互いを組み合わせて接続する。これにより、BWR プラント又は試験体系のように、物理領域の内部で種々の熱流動現象が生じ、領域間の接続を通してそれらが輸送されるシステムを構成する。また、炉心においては、3 次元中性子動特性モデルによる解析機能も有しており、BWR プラントの現実的な解析が可能となつている。</p> <p>一例を図 2.2-1 に示す。この図では、BWR5 の圧力容器を TRACG コンポーネントで模擬している。コンポーネント群は管路又は熱伝達経路を通して互いに結合することができる。また、TRACG には、制御ブロックの組から構成されるモジュール化された制御システムがある。制御ブロックは、互い同士又は熱水力コンポーネントと結合して BWR の水位制御系のような複雑な制御系を構成できる。</p>	<p>相異点</p> <p>・2.2 節以下、資料中の TRAC のコード名はそれぞれ TRACT、TRACG と記載されている</p>

TRACT	TRACG	相異点
<p>結した二つのパイプコンポーネントからなる。</p> <p>気水分離器は、T字管コンポーネントのオプションのオブションの一つである。1次分岐部は、BWR気水分離器のスタンドパイプ及び胴部を構成する。一方、2次分岐部は液の排水流路を模倣する。気水分離器オプションが選択された場合、当該コンポーネント中の蒸気と液との分離を模倣するための特別なモデルが使用される。</p> <p>JETP ジェットポンプ (JETP) コンポーネントは、駆動流と吸込流との相互作用及び混合を模倣するための特別なモデルを含む点を除けば、T字管コンポーネントに類似している。</p> <p>CHAN チャネル (CHAN) コンポーネントは、T字管コンポーネントに基づき、燃料棒の模倣機能を有する。1次分岐部は加熱チャネルを模倣し、燃料棒を含む。2次分岐部は、BWR燃料チャネル下部からの漏洩流路を模倣する。また、オプションの一つとして、内部分岐部で当該のチャネル内のウオータロッドを模倣できる。さらに、燃料棒内径方向熱伝導を解くための1次元モデルを有する。当該チャネル中の発熱及び熱伝達に関する特別なモデルも有している。</p> <p>VSSL ベッセル (VSSL) コンポーネントは、TRACTにおける唯一の多次元体系のコンポーネントである。2次元直交座標系、並びに2次元及び3次元円柱座標系にてノード分割を行うことができる。ベッセルコンポーネント中の多次元流れを取り扱うため、多次元熱水力モデルが使用される。また、構造物を模倣する熱平板をベッセルコンポーネント中の種々の位置に組み込むことができる。例えば、集中定数熱平板モデルについては、軸方向又は半徑方向に隣接するセル間境界面上に設置することができる。</p> <p>TRACT中の全てのコンポーネントは、同一の基本モデルを利用する。すなわち、全ての1次元コンポーネントが使用する共通の1次元熱水力モデルがある。多次元熱水力モデルはベッセルコンポーネントのみで使用されるが、このモデルは、1次元に縮約すると1次元モデルと同一になる。また、全ての1次元コンポーネント中の壁面熱伝達、及びベッセルコンポーネント中の径方向ヒートスラブモデルで、一つの共通な熱伝導モデルを使用する。ベッセルコンポーネント内で軸方向ヒートスラブに対し使用する1次元熱伝導モデルも、離散化方法を除けば同様である。最後になるが、TRACT中には、ただ一組のせん断力及び熱伝達に対する構成式群があり、すべてのコンポーネントでこれを使用している。</p>	<p style="text-align: center;">TRACG</p>  <p style="text-align: center;">図 2.2-1 TRACG による BWR5 の模倣</p> <p>TRACG は次に示すような熱水力コンポーネントを内蔵している。</p> <p><b>PIPE</b> パイプ (PIPE) コンポーネントは、TRACG 中で最も簡単なコンポーネントであり、管路中の流れに対する 1 次元熱水力モデル、及び管路壁における径方向熱伝導モデルを有している。</p> <p><b>PUMP</b> ポンプ (PUMP) コンポーネントは、コンポーネント中のセル境界の一つにポンプモデルが含まれる点を除けば、パイプコンポーネントに類似している。ポンプモデルは、ポンプ速度及び流れに対しポンプが与える揚程を計算する。</p> <p><b>VALVE</b> バルブ (VALVE) コンポーネントは、セル境界の一つの流路面積が弁の開閉を模倣するよう変化する点を除けば、パイプコンポーネントに類似している。</p>	<p style="text-align: center;">2-10</p>
	<p style="text-align: center;">2-11</p>	

相異点	TRACG	TRACT
	<p><b>TEE</b> T字配管 (TEE) コンポーネントは、T字配管又はY字配管を構成するため、互いに連結した二つのパイプコンポーネントからなる。</p> <p>気水分離器は、T字配管コンポーネントのオプションの一つである。1次分岐部はBWR 気水分離器のスタンドパイプ及び胴部を構成する。一方、2次分岐部は液の排水流路を模擬する。気水分離器オプションが選択された場合、当該コンポーネント中の蒸気と液との分離を模擬するための特別なモデルが使用される。</p> <p><b>JETP</b> ジェットポンプ (JETP) コンポーネントは、駆動流と吸込み流との相互作用及び混合を模擬するための特別なモデルを含む点を除けば、T字配管コンポーネントに類似している。</p> <p><b>CHAN</b> チャンネル (CHAN) コンポーネントは、T字配管コンポーネントに基づき、燃料棒の模擬機能を有する。1次分岐部は加熱チャンネルを模擬し、燃料棒を含む。2次分岐部は、BWR 燃料チャンネル下部からの漏洩流路を模擬する。また、オプションの一つとして、内部分岐部で当該チャンネル内のウォータロッドを模擬できる。さらに、燃料棒内径方向熱伝導を解くための1次元モデルを有する。当該チャンネル中の発熱及び熱伝達に関する特別なモデルも有している。</p> <p><b>HEAT</b> 熱交換器 (HEAT) は給水加熱器などを対象とする合成コンポーネントであり、その1次系側を構成するT字配管コンポーネントを基本要素とする。2次系側はパイプコンポーネントにより模擬される。熱交換器の1次側と2次側の熱伝達を模擬する特別なモデルを有する。熱交換器コンポーネントは、入力データ作成を容易にするために設けたものである。なお、熱交換器は、1次側及び2次側を模擬するよう入力データにより（二つのコンポーネントを）定義すれば、両者のセル間の熱伝達結合を用いて構成することもできる。</p> <p><b>VSSL</b> ベッセル (VSSL) コンポーネントは、TRACG における唯一の多次元コンポーネントである。2次元直交座標系、並びに2次元及び3次元の円柱座標系にてノード分割を行うことができる。ベッセルコンポーネント中の多次元流れを取り扱うため、多次元熱水力モデルが使用される。また、構造物を模擬する熱平板をベッセルコンポーネント中の種々の位置に組み込むことができる。例えば、集中定数化熱平板モデルについてはベッセルコンポーネント中のすべてのセル内に、1次元熱平板モデルについては、軸方向又は半径方向に隣接するセル間境界面上に設置することができる。</p> <p>TRACG 中のすべてのコンポーネントは、同一の基本モデルを利用する。すなわち、すべての1次元コンポーネントが使用する共通の1次元熱水力モデルがある。多次元熱水力モデルはベッセルコンポーネントのみで使用されるが、このモデルは、1次元に縮約すると1次元</p>	 <p>図 2.2-1 BWR の原子炉ベッセル例</p>



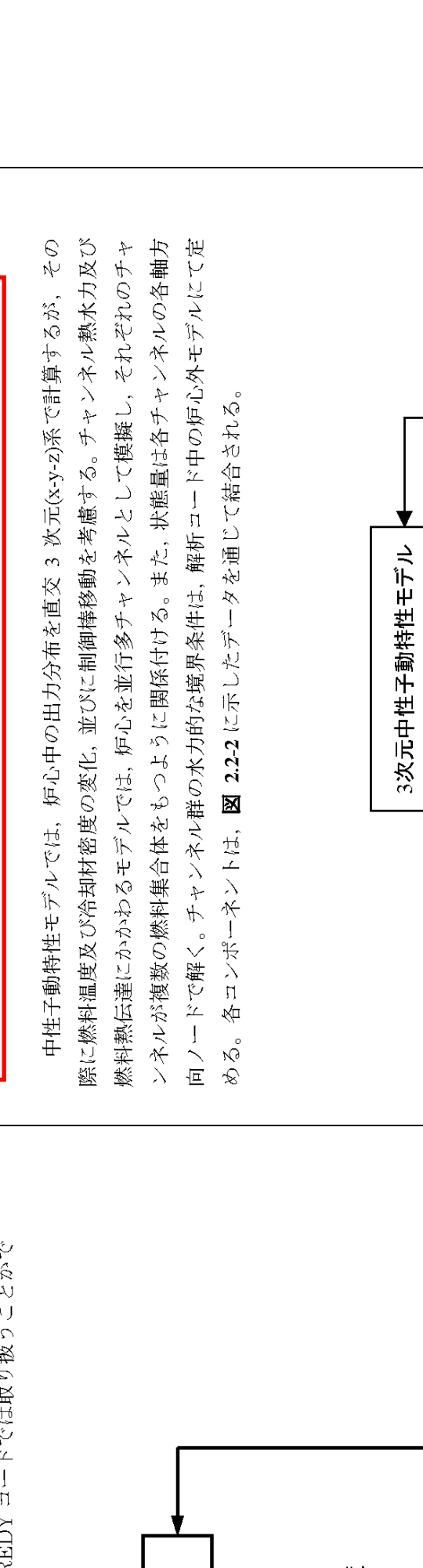

TRACT	TRACG	相異点
<p>2.2.2 基礎方程式とモデルの概要</p> <p>ここでは、重要現象を評価するために必要となる解析モデルで、特に重要である基礎方程式、物理モデル又は構成式について説明する。</p> <p>2.2.2.1 流体場の方程式</p> <p>BWRの原子炉内で生じる過渡変化は、液水及び蒸気を流体成分とする二相流の下で生じる現象であるため、気液二相流からなる流体場を解く必要がある。また、運転時の異常な過渡変化及び原子炉スクラムの失敗を想定する事象(ATWS)では、特に炉心中での重要現象がサブクール状態を含む熱的平衡及び沸騰系であるため、主に界面せん断力に規定される気液間相対速度が位置によって大きく変化する非均質系を対象とし、さらに過渡変化の時定数に沿って状態が変化する状態が変化していくため、これに追従できる方程式が必要とされる。</p> <p>このような適用対象に対して適合する流体場の方程式としては、2流体場に対する保存式が適切であることが知られており、対象とする質量、エネルギー及び運動量にかかわる物理量の輸送量を決定するに際し、二相流2流体場の6個の方程式を解くことになる。TRACTは、このような場の保存式に基づいて作成された解析コードである。</p> <p>TRACTでは、このような定式化により非平衡、非均質な二相流を直接取り扱うことができ、熱的平衡性及び相速度に先験的な仮定を導入しない定式化が可能となる。ただし、BWRの過渡事故に適用するに当たって問題とならない範囲で、場の保存式を簡略化する。例えば運動量保存式において、圧力に関し気相及び液相の圧力を等しく置く1圧力モデルを導入し、また、気液間の質量輸送に伴って生じる気液界面を界面せん断力に対して無視する。さらにエネルギー保存式において、位置エネルギー、及び変動速度の平均化の過程で生じる変動エネルギー項を無視する。</p> <p>空間次元に関しては、原子炉容器を除くと1次元的な取扱いで十分であり、原子炉容器のみ唯一3次元的な取扱いが必要となる。</p> <p>気相質量保存式：</p> $\frac{\partial}{\partial t}(\alpha \rho_v) = -\nabla \cdot (\alpha \rho_v \vec{v}_v) + \Gamma_g \quad (2.2-1)$ <p>液相質量保存式：</p> $\frac{\partial}{\partial t}((1-\alpha)\rho_l) = -\nabla \cdot ((1-\alpha)\rho_l \vec{v}_l) - \Gamma_g \quad (2.2-2)$ <p>気相運動量保存式：</p> $\alpha \rho_v \frac{\partial \vec{v}_v}{\partial t} + \alpha \rho_v \vec{v}_v \cdot \nabla \vec{v}_v = -\alpha \nabla P - \vec{F}_{wv} + \alpha \rho_v \vec{g} - \vec{f}_{cv} - \vec{f}_{vm} \quad (2.2-3)$ <p>液相運動量保存式：</p>	<p>元モデルと同一になる。また、すべての1次元コンポーネント中の壁面熱伝達、及びベッセルコンポーネント中の径方向ヒートスラブモデルで、一つの共通な熱伝導モデルを使用する。ベッセルコンポーネント内で軸方向ヒートスラブに対し使用する1次元熱伝導モデルも、離散化方法を除けば同様である。最後になるが、TRACG中には、ただ一組のせん断力及び熱伝達に対する構成式群があり、すべてのコンポーネントでこれを使用している。</p> <p>2.2.2 基礎方程式とモデルの概要</p> <p>ここでは、重要現象を評価するために必要となる解析モデルで、特に重要である基礎方程式、物理モデル又は構成式について説明する。</p> <p>2.2.2.1 流体場の方程式</p> <p>BWRの原子炉内で生じる過渡変化は、液水及び蒸気を流体成分とする二相流の下で生じる現象であるため、気液二相流からなる流体場を解く必要がある。また、運転時の異常な過渡変化及びスクラム失敗事象(ATWS)では、特に炉心中での重要現象がサブクール状態を含む熱的平衡及び沸騰系であるため、主に界面せん断力に規定される気液間相対速度が位置によって大きく変化する非均質系を対象とし、さらに過渡変化の時定数に沿って状態が変化して行くため、これに追従できる流体場の方程式が必要とされる。</p> <p>このような適用対象に対して適合する流体場の方程式としては、2流体場に対する保存式が適切であることが知られており、対象とする質量、エネルギー及び運動量にかかわる物理量の輸送量を決定するに際し、二相流2流体場の6個の方程式を解くことになる。TRACGは、このような場の保存式に基づいて作成された解析コードである。</p> <p>TRACGでは、このような定式化により非平衡、非均質な二相流を直接に取り扱うことができ、熱的平衡性及び相速度に先験的な仮定を導入しない定式化が可能となる。ただし、BWRの過渡及び事故に適用するに当たって問題とならない範囲で、場の保存式を簡略化する。例えば運動量保存式において、圧力に関し気相及び液相の圧力を等しく置く1圧力モデルを導入し、また、気液間の質量輸送に伴って生じる気液界面力を界面剪断力に対して無視する。さらにエネルギー保存式において、位置エネルギー、及び変動速度の平均化の過程で生じる変動エネルギー項を無視する。</p> <p>空間次元に関しては、原子炉容器を除くと1次元的な取扱いで十分であり、原子炉容器のみ唯一3次元的な取扱いが必要となる。時間解法については完全陰解法の使用を推奨しているが、数値粘性による解析解の忠実度低下を抑制する観点から、オプションとして半陰解法を用いることもできる。</p> <p>気相質量保存式：</p> $\frac{\partial}{\partial t}(\alpha \rho_v) = -\nabla \cdot (\alpha \rho_v \vec{v}_v) + \Gamma_g \quad (2.2-1)$	<p>相異点</p>

No. 審査-11-2 に  
対するご回答

TRACT	TRACG	相異点
<p>(2.2-4)</p> $(1-\alpha)\rho_l \frac{\partial \bar{v}_l}{\partial t} + (1-\alpha)\rho_l \bar{v}_l \cdot \nabla \bar{v}_l = -(1-\alpha)\nabla P - \bar{F}_{wl} + (1-\alpha)\rho_l \bar{g} + \bar{f}_{lv} + \bar{f}_{VM}$ <p>気相エネルギー保存式:</p> $\frac{\partial}{\partial t} \left( \alpha \rho_v \left( e_v + \frac{v_v^2}{2} \right) \right) + P \frac{\partial \alpha}{\partial t} = -\nabla \cdot \left( \alpha \rho_v \bar{v}_v \left( e_v + \frac{v_v^2}{2} \right) \right) - \nabla \cdot (P \alpha \bar{v}_v) + q_{wv}'' + q_{lv}'' + \Gamma_g h_g$ <p>液相エネルギー保存式:</p> $\frac{\partial}{\partial t} \left( (1-\alpha)\rho_l \left( e_l + \frac{v_l^2}{2} \right) \right) - P \frac{\partial \alpha}{\partial t} = -\nabla \cdot \left( (1-\alpha)\rho_l \bar{v}_l \left( e_l + \frac{v_l^2}{2} \right) \right) - \nabla \cdot (P(1-\alpha)\bar{v}_l) + q_{wl}'' + q_{lf}'' - \Gamma_g h_f$ <p>ここで</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\alpha</math> : ボイド率</li> <li><math>\rho_v, \rho_l</math> : 気相密度, 液相密度</li> <li><math>v_v, v_l</math> : 気相速度, 液相速度</li> <li><math>\Gamma_g</math> : 界面を通じた質量生成率</li> <li><math>P</math> : 圧力</li> <li><math>F_{wv}, F_{wl}</math> : 気相及び液相へ作用する壁面摩擦力の成分</li> <li><math>g</math> : 重力加速度</li> <li><math>f_{lv}</math> : 界面せん断力</li> <li><math>f_{VM}</math> : 仮想質量</li> <li><math>e_v, e_l</math> : 気相の内部エネルギー, 液相の内部エネルギー</li> <li><math>q_{wv}, q_{wl}</math> : 壁面から気相及び液相への熱流量</li> <li><math>q_{lv}, q_{lf}</math> : 界面から気相及び液相への熱流量</li> <li><math>h_g, h_f</math> : 飽和蒸気の比エンタルピー, 飽和水の比エンタルピー</li> <li><math>t</math> : 時間</li> </ul> <p>2.2.2.2 構造物についての場の方程式</p> <p>TRACT では、体系中の燃料棒及び他の構造物に対する場の方程式として、熱伝導方程式を解く。構造物には 1 次元コンポーネントに対するパイコンポーネント壁、並びにベツセルコンポーネントの外壁及びベツセルコンポーネント中の内部熱平板が含まれる。1 次元コンポーネントの壁において、内壁からの熱伝達は当該コンポーネント中の流体に向かう。一方、外壁からの熱輸送は、他の任意コンポーネント中の流体に向かうことができる。ベツセルコンポーネント中の内部熱平板は、ベツセル中の一つのセル内部に完全に含まれる</p>	<p>液相質量保存式:</p> $\frac{\partial}{\partial t} [(1-\alpha)\rho_l] = -\nabla \cdot [(1-\alpha)\rho_l \bar{v}_l] - \Gamma_g$ <p>(2.2-2)</p> <p>気相運動量保存式:</p> $\alpha \rho_v \frac{\partial \bar{v}_v}{\partial t} + \alpha \rho_v \bar{v}_v \cdot \nabla \bar{v}_v = -\alpha \nabla P - \bar{F}_{wv} + \alpha \rho_v \bar{g} - \bar{f}_{lv} - \bar{f}_{VM}$ <p>(2.2-3)</p> <p>液相運動量保存式</p> $(1-\alpha)\rho_l \frac{\partial \bar{v}_l}{\partial t} + (1-\alpha)\rho_l \bar{v}_l \cdot \nabla \bar{v}_l = -(1-\alpha)\nabla P - F_{wl} + (1-\alpha)\rho_l \bar{g} + \bar{f}_{lv} + \bar{f}_{VM}$ <p>(2.2-4)</p> <p>気相エネルギー保存式:</p> $\frac{\partial}{\partial t} \left[ \alpha \rho_v \left( e_v + \frac{v_v^2}{2} \right) \right] + P \frac{\partial \alpha}{\partial t} = -\nabla \cdot \left[ \alpha \rho_v \bar{v}_v \left( e_v + \frac{v_v^2}{2} \right) \right] - \nabla \cdot (P \alpha \bar{v}_v) + q_{wv}'' + q_{lv}'' + \Gamma_g h_g$ <p>(2.2-5)</p> <p>液相エネルギー保存式:</p> $\frac{\partial}{\partial t} \left[ (1-\alpha)\rho_l \left( e_l + \frac{v_l^2}{2} \right) \right] - P \frac{\partial \alpha}{\partial t} = -\nabla \cdot \left[ (1-\alpha)\rho_l \bar{v}_l \left( e_l + \frac{v_l^2}{2} \right) \right] - \nabla \cdot [P(1-\alpha)\bar{v}_l] + q_{wl}'' + q_{lf}'' - \Gamma_g h_f$ <p>(2.2-6)</p> <p>ここで</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\alpha</math> : ボイド率</li> <li><math>\rho_v, \rho_l</math> : 気相密度, 液相密度</li> <li><math>v_v, v_l</math> : 気相速度, 液相速度</li> <li><math>\Gamma_g</math> : 界面を通じた質量生成率</li> <li><math>P</math> : 圧力</li> <li><math>F_{wv}, F_{wl}</math> : 気相及び液相へ作用する壁面摩擦力の成分</li> <li><math>g</math> : 重力加速度</li> <li><math>f_{lv}</math> : 界面せん断力</li> <li><math>f_{VM}</math> : 仮想質量</li> <li><math>e_v, e_l</math> : 気相の内部エネルギー, 液相の内部エネルギー</li> <li><math>q_{wv}, q_{wl}</math> : 壁面から気相及び液相への熱流量</li> <li><math>q_{lv}, q_{lf}</math> : 界面から気相及び液相への熱流量</li> <li><math>h_g, h_f</math> : 飽和蒸気の比エンタルピー, 飽和水の比エンタルピー</li> <li><math>t</math> : 時間</li> </ul>	

TRACT	TRACCG	相異点
<p>か、軸方向又は径方向に位置する二つのセル間でその境界上に配置される。</p> <p>TRACTは直交座標系及び円柱座標系の1次元熱伝導モデルを用いており、燃料棒、二つのベッセル内径方向リングに接する（二つの境界面をもつ）2面ヒートスラブ、1次元コンポーネントの壁には円柱座標系を用いている。</p> <p>直交座標系</p> $\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial z} \left( k \frac{\partial T}{\partial z} \right) + q'' \quad (2.2-7)$ <p>円柱座標系</p> $\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( rk \frac{\partial T}{\partial r} \right) + q'' \quad (2.2-8)$ <p>ここで</p> <p><math>\rho</math> : 密度  <math>C_p</math> : 定圧比熱  <math>T</math> : 温度  <math>r, z</math> : 径方向位置, 軸方向位置  <math>k</math> : 熱伝導率  <math>q''</math> : 体積熱生成率</p> <p>2.2.2.3 物理モデル又は構成式</p> <p>二相流動様式、サブクール沸騰、界面せん断力、界面熱伝達、界面積濃度、壁面摩擦、壁面熱伝達、臨界流、局所圧力損失、限界出力及びリウエットの物理モデル又は構成式については、TRACCG ver.2と同じものを有している。原子力学会標準[13]に対応する相関式等がオプシオンとして追加されているがここでの説明は省略する。物理モデル又は構成式は、米国において AOO, 安定性及び ATWS 等へ適用されており、十分な実績を有している。</p> <p>2.2.2.4 中性子動特性方程式</p> <p>TRACTモデルの導出は、3群の時間依存拡散方程式と遅発中性子先行核密度6グループから始める。エネルギー2群, 3群, 8群の上方散乱はなく、1群から3群への下方散乱もないと仮定すると、以下の3群の中性子動特性方程式となる。</p> $\frac{1}{v_1} \frac{\partial \phi_1}{\partial t} = \nabla \cdot D_1 \nabla \phi_1 - \Sigma_1 \phi_1 + \frac{(1-\beta)}{\mu_0} \sum_{g=1}^3 v_2^2 \phi_g + \sum_{n=1}^N \lambda_n C_n \quad (2.2-9)$ $\frac{1}{v_2} \frac{\partial \phi_2}{\partial t} = \nabla \cdot D_2 \nabla \phi_2 - \Sigma_2 \phi_2 + \Sigma_{s41} \phi_1 \quad (2.2-10)$	<p><math>q_{to}</math>, <math>q_{it}</math> : 界面から気相及び液相への熱流量  <math>h_g</math>, <math>h_f</math> : 飽和蒸気の比エンタルピ, 飽和水の比エンタルピ  <math>t</math> : 時間</p> <p>2.2.2.2 構造物についての場の方程式</p> <p>TRACCGでは、体系中の燃料棒及び他の構造物に対する場の方程式として、熱伝導方程式を解く。構造物には、1次元コンポーネントに対するパイプコンポーネント壁、並びにベッセルコンポーネントの外壁及びベッセルコンポーネント中の内部熱平板が含まれる。1次元コンポーネントの壁において、内壁からの熱伝達は当該コンポーネント中の流体に向かう。ベッセルコンポーネントの熱輸送は、他の任意コンポーネント中の流体に向かうことができる。ベッセルコンポーネント中の内部熱平板は、ベッセル中の一つのセル内部に完全に含まれるか、軸方向又は径方向に位置する二つのセル間でその境界上に配置される。</p> <p>TRACCGは直交座標系及び円柱座標系の1次元熱伝導モデルを用いており、燃料棒、二つのベッセル内径方向リングに接する（二つの境界面をもつ）2面ヒートスラブ、1次元コンポーネントの壁には円柱座標系を用いている。</p> <p>直交座標系 :</p> $\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial z} \left( k \frac{\partial T}{\partial z} \right) + q'' \quad (2.2-7)$ <p>円柱座標系 :</p> $\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( rk \frac{\partial T}{\partial r} \right) + q'' \quad (2.2-8)$ <p>ここで</p> <p><math>\rho</math> : 密度  <math>C_p</math> : 定圧比熱  <math>T</math> : 温度  <math>r, z</math> : 径方向位置, 軸方向位置  <math>k</math> : 熱伝導率  <math>q''</math> : 体積熱生成率</p> <p>2.2.2.3 物理モデル又は構成式</p> <p>二相流動様式、サブクール沸騰、界面せん断力、界面熱伝達、界面積濃度、壁面摩擦、壁面熱伝達、臨界流、局所圧力損失、限界出力及びリウエットの物理モデル又は構成式については、旧バージョンである TRACCG Ver.4 と同じであるため、ここでの説明は省略する[41]。物理モデル又は構成式は、米国において AOO, 安定性及び ATWS 等へ適用されており、十分な実績を有している。</p>	<p>相異点</p> <p>・比較対象となる TRACCG の旧バージョンが異なる</p>

相異点	TRACCG	TRACT
<p>相異点</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子動特性モデルが異なる</li> <li>TRACT は修正 1 群の核モデル</li> <li>TRACCG は 3 群の核モデル</li> </ul>	<p><b>2.2.2.4 中性子動特性方程式</b></p> <p>TRACCG は、中性子エネルギー3群、遅発中性子先行核 6 群の 3 次元の時間依存中性子拡散方程式を解く。中性子束及び遅発中性子先行核濃度は、減速材密度、燃料温度、ほう素濃度及び/又は制御棒の変化に応じて、あらゆる <math>(i, j, k)</math> ノードで時間について求められる。</p> <p>ただし、燃焼度及びセノン濃度分布は、過渡期間中で一定を仮定する。</p> <p>TRACCG で使用する 3 次元中性子動特性モデルは、3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード AETNA<sup>[15][17]</sup> と同一のモデルを組み込んでおり、炉心の過渡解析を目的として時間依存の多群拡散方程式を解く。空間解析には静特性解析と同じ解析的多項式拡散ノード法を用い、時間解析には完全陰解法後退差分スキームを標準解法として周波数変換法とともに用いている。この時間解法は、無条件安定で大きな時間ステップを可能とする。過渡時の拡散方程式を解く際に時間ステップを比較的に大きく取れるようにするため、遅発中性子先行核濃度は時間ステップ内で核分裂源が線形的に変化することを仮定して解析的に解かれる。非線形反復におけるノード法結合補正係数の更新ステップを大きくすることで更なる計算時間短縮が実現できる。</p> <p>3 次元時間依存中性子拡散方程式を以下に示す。</p> $\frac{1}{v_g^i} \frac{\partial \phi_g^i(x, y, z, t)}{\partial t} = \nabla \cdot D_g^i(x, y, z, t) \nabla \phi_g^i(x, y, z, t) - \Sigma_{rg}^i(x, y, z, t) \phi_g^i(x, y, z, t) + \frac{\lambda_{eff}^p}{k_{eff}} (1 - \beta^i) \sum_g \nu \Sigma_{fg}^i(x, y, z, t) \phi_g^i(x, y, z, t) + \sum_{g' < g} \Sigma_{fg'}^i(x, y, z, t) \phi_{g'}^i(x, y, z, t) + \sum_{m=1}^6 \lambda_m^i C_m^i(x, y, z, t) + \lambda_{ext}^i q_{ext}^i(x, y, z, t) \quad (2.2-9)$ $\frac{\partial C_m^i(x, y, z, t)}{\partial t} = \frac{\beta_m^i}{k_{eff}} \sum_g \nu \Sigma_{fg}^i(x, y, z, t) \phi_g^i(x, y, z, t) - \lambda_m^i C_m^i(x, y, z, t) \quad (2.2-10)$ <p>ここで</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>D_g^i(x, y, z, t)</math> : 時刻 <math>t</math> におけるノード <math>i</math> の第 <math>g</math> 群拡散係数</li> <li><math>\Sigma_{rg}^i(x, y, z, t)</math> : 時刻 <math>t</math> におけるノード <math>i</math> の第 <math>g</math> 群除去断面積</li> <li><math>\Sigma_{fg}^i(x, y, z, t)</math> : 時刻 <math>t</math> におけるノード <math>i</math> の第 <math>g</math> 群核分裂断面積</li> <li><math>\nu</math> : 核分裂当たりの発生中性子数</li> <li><math>\Sigma_{fg-g}^i(x, y, z, t)</math> : 時刻 <math>t</math> におけるノード <math>i</math> の第 <math>g'</math> 群から <math>g</math> 群への散乱断面積</li> <li><math>C_m^i(x, y, z, t)</math> : 時刻 <math>t</math> におけるノード <math>i</math> の第 <math>m</math> 群遅発中性子先行核濃度</li> <li><math>\phi_g^i(x, y, z, t)</math> : 時刻 <math>t</math> におけるノード <math>i</math> の第 <math>g</math> 群中性子束</li> <li><math>q_{ext}^i(x, y, z, t)</math> : 時刻 <math>t</math> におけるノード <math>i</math> の第 <math>g</math> 群外部中性子源</li> <li><math>v_g^i</math> : 時刻 <math>t</math> におけるノード <math>i</math> の第 <math>g</math> 群中性子速度</li> <li><math>\lambda_m^i</math> : 第 <math>g</math> 群遅発中性子核分裂スペクトル</li> </ul>	$\frac{1}{v_3} \frac{\partial \phi_3}{\partial t} = \nabla \cdot D_3 \nabla \phi_3 - \Sigma_3 \phi_3 + \Sigma_{s2} \phi_2 \quad (2.2-11)$ $\frac{\partial C_n}{\partial t} = -\lambda_n C_n + \frac{\beta_n}{\mu_0} \sum_{g=1}^3 \nu \Sigma_{fg} \phi_g \quad (2.2-12)$ <p>: 遅発中性子先行核グループ (n=1, …, 6)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>C 遅発中性子先行核密度</li> <li>D 拡散係数</li> <li>N 遅発中性子先行核グループ数 (N=6)</li> <li>t 時間</li> <li>v 平均中性子速度</li> <li><math>\beta</math> 遅発中性子割合</li> <li><math>\phi</math> 中性子束</li> <li><math>\Sigma_f</math> 核分裂断面積</li> <li><math>\lambda</math> 崩壊定数</li> <li><math>\nu</math> 核分裂あたりの中性子発生数</li> <li><math>\mu_0</math> 初期実効増倍率</li> <li><math>\Sigma</math> 全除去断面積</li> <li><math>\Sigma_{sl}</math> 減速断面積</li> </ul> <p>TRACT では、修正 1 群核モデルを導入している。各エネルギー群の中性子束のバックリングが等しいものと仮定して、エネルギー3群の上式を高速中性子群 1 群の方程式に縮約して計算し、3 次元中性子拡散方程式を改良型準正近似により時間積分する。このバックリングについては、トランジェントについても定常のバックリングを使用している。</p> <p>基本式とモデル上の仮定は、3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード I44 に同様である。</p> <p>TRACT の 3 次元動特性モデルでは、中性子束と遅発中性子先行核密度を、減速材密度、燃料温度、ポロン濃度、制御棒密度に対する応答として、数値積分により求める。燃焼度とゼノン濃度分布は過渡時に一定と仮定する。ほう素の混合については質量保存式を取り扱うことにより、液相の流れ場とともに移動する溶質として考慮している。</p> <p>核モデルの断面積や無限増倍率は燃料集合体核特性計算コード I44 で得られる 3 群断面積から導出するものとする。断面積は、燃料、被覆管、チャンネル、内部水、外部水、制御棒や可燃性毒物について、均質断面積として定義する。</p> <p>中性子動特性モデルでは、炉心中の出力分布を直交 3 次元系で計算するが、その際に燃料温度及び冷却材密度の変化、並びに制御棒移動を考慮する。チャンネル熱水力及び燃料</p>

相異点	TRACG	TRACCT
	<p>初期定常時の実効増倍率  <math>k_{eff}</math> :            ノード <math>i</math> の第 <math>m</math> 群遅発中性子生成率  <math>\beta_m^i</math> :            第 <math>m</math> 群遅発中性子核分裂スペクトル  <math>\lambda_m^i</math> :            ノード <math>i</math> の第 <math>m</math> 群遅発中性子先行核崩壊定数  <math>\lambda_m^{ext}</math> :            第 <math>g</math> 群外部中性子源核分裂スペクトル</p> <p>中性子動特性モデルでは、炉心中の出力分布を直交 3 次元(x-y-z)系で計算するが、その際に燃料温度及び冷却材密度の変化、並びに制御棒移動を考慮する。チャンネル熱水力及び燃料熱伝達にかかわるモデルでは、炉心を並行多チャンネルとして模擬し、それぞれのチャンネルが複数の燃料集合体をもつように関係付ける。また、状態量は各チャンネルの各軸方向ノードで解く。チャンネル群の水力的な境界条件は、解析コード中の炉心外モデルにて定める。各コンポーネントは、図 2.2-2 に示したデータを通じて結合される。</p>	<p>熱伝達にかかわるモデルでは、炉心を並行多チャンネルとして模擬し、それぞれのチャンネルが複数の燃料集合体をもつように関係付ける。また、状態量は各チャンネルの各軸方向ノードで解く。チャンネル群の水力的な境界条件は、解析コード中の炉心外モデルにて定める。各コンポーネントは、図 2.2-2 に示したデータを通じて結合される。</p> <p>TRACCT では、上記の 3 次元中性子動特性モデル及び上述した熱水力挙動を評価する 2 流体モデルを有していることから、一点炉近似モデルの REDY コードでは取り扱うことができ、きない中性子束振動現象を評価することができる。</p>
		
<p>図 2.2-2 TRACG のモデル間でのデータの流れ</p>	<p>図 2.2-2 TRACCT のモデル間でのデータの流れ</p>	
2-17	2-16	



TRACT	TRACG	相異点
	<p>中性子動特性モデルにおけるノード分割は、径方向には1燃料集合体当たり1ノード、軸方向には24又は25ノードをとる。しかし、熱水力及び熱伝達に対するチャンネル、つまりTRACG中のチャンネルコンポーネントに対するノード分割は、水平の(x-y)方向で、中性子動特性モデルのそれと比較して粗い。すなわち、熱水力的及び幾何形状的に類似した状態量をグループにまとめ平均化して一つのコンポーネントとしている。このため、チャンネルコンポーネント数は燃料集合体数より少なくなる。中性子動特性モデルからチャンネルモデルへのデータの流れは平均化を通じてなされる。また、熱水力から中性子動特性モデルへのデータの流れは図 2.2-2 に示したように水密度及び燃料温度である。</p> <p>TRACGの3次元中性子動特性モデルにおける計算では、水密度及び温度の変化をチャンネルモデルが与える。パイパス水密度はベッセルコンポーネントから得られるが、チャンネル及びウォーターロッドの水密度を体積で重み付けして組み合わせて、ノード平均の相対水密度を与える。</p> <p>TRACGのほう素モデルでは、ほう素の微視的断面積及び数密度を用いて吸収断面積を補正することによりポロロン反応度を考慮し、ほう素の混合については質量保存式を取り扱うことにより、液相の流れ場とともに移動する溶質として考慮している。</p> <p>TRACGでは、核モデル及び熱水力モデルで压力容器内を3次的に取り扱い、熱水力モデルでは2相流2流体場の6個の方程式により、質量、運動量及びエネルギーについて液相及び気相を個別に取り扱うことができるので、核熱結合による密度波振動から生じる中性子束振動を評価することが可能である。</p> <p>No. 審査-11-3 に対するご回答</p>	