

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 - 4

解析コード（TRACG）説明資料
（参考資料）

平成 27 年 6 月
東京電力株式会社
中国電力株式会社

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.....	2-10
3	解析結果の例示	3-1
3.1	PEACH BOTTOM タービントリップ試験.....	3-2
3.2	LASALLE 不安定事象.....	3-10
3.3	福島第二原子力発電所 2号炉 起動試験.....	3-22
3.4	柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 起動試験.....	3-29
3.5	SLC 試験.....	3-35
4	ATWS 解析への適用例	4-1
4.1	ABWR 平衡炉心の MSIV 誤閉止.....	4-1

表一覧

表 2.1-1	TRACG コードの米国における使用実績	2-7
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).....	2-8
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)	2-9
表 3.1-1	Peach Bottom タービントリップ試験の条件.....	3-2
表 3.1-2	Peach Bottom タービントリップ試験 TRACG 解析用燃料集合体グループ分割	3-5
表 3.1-3	Peach Bottom タービントリップ試験における中性子束の比較.....	3-5
表 3.2-1	LaSalle2 不安定性事象の初期条件.....	3-13
表 3.2-2	APRM の比較	3-13
表 3.3-1	福島第二原子力発電所 2 号炉の諸元表.....	3-24
表 3.4-1	柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の諸元表.....	3-30

図一覧

図 2.2-1	TRACG による BWR5 の模擬.....	2-11
図 2.2-2	TRACG のモデル間でのデータの流れ.....	2-17
図 3.1-1	Peach Bottom タービントリップ試験 1 一核分裂出力応答.....	3-6
図 3.1-2	Peach Bottom タービントリップ試験 2 一核分裂出力応答.....	3-6
図 3.1-3	Peach Bottom タービントリップ試験 3 一核分裂出力応答.....	3-7
図 3.1-4	Peach Bottom タービントリップ試験 1, 2 及び 3—核分裂出力の積分量の応答.....	3-7
図 3.1-5	Peach Bottom タービントリップ試験 1 に対するドーム圧変化.....	3-8
図 3.1-6	Peach Bottom タービントリップ試験 2 に対するドーム圧変化.....	3-8
図 3.1-7	Peach Bottom タービントリップ試験 3 に対するドーム圧変化.....	3-9
図 3.2-1	LaSalle-2 不安定性事象模擬のための TRACG によるチャンネルグループピング	3-14
図 3.2-2	TRACG による炉心出力の時間変化	3-15
図 3.2-3	TRACG による APRM の時間変化	3-15
図 3.2-4	TRACG による炉心流量時間変化とプラントデータとの比較	3-16
図 3.2-5	TRACG によるドーム圧力時間変化とプラントデータとの比較	3-16
図 3.2-6	TRACG による給水温度時間変化とプラントデータとの比較	3-17
図 3.2-7	TRACG による給水流量時間変化とプラントデータとの比較	3-17
図 3.2-8	TRACG による主蒸気管流量時間変化とプラントデータとの比較	3-18
図 3.2-9	TRACG による炉水位時間変化とプラントデータとの比較	3-18
図 3.2-10	TRACG による APRM とプラントデータとの詳細比較	3-19
図 3.2-11	TRACG による給水流量とプラントデータとの詳細比較	3-19
図 3.2-12	TRACG による炉心流量とプラントデータとの詳細比較	3-20
図 3.2-13	TRACG による炉水位とプラントデータとの詳細比較	3-20
図 3.2-14	TRACG による炉心入口温度の時間変化	3-21

図 3.3-1	福島第二原子力発電所 2 号炉における LRWB 事象進展図.....	3-24
図 3.3-2	福島第二原子力発電所 2 号炉における 1RPT 事象進展図.....	3-24
図 3.3-3	福島第二原子力発電所 2 号炉の原子炉圧力容器ノーディング図.....	3-25
図 3.3-4	福島第二原子力発電所 2 号炉の燃料チャンネルノーディング図.....	3-25
図 3.3-5	福島第二原子力発電所 2 号炉の主蒸気管ノーディング図.....	3-26
図 3.3-6	福島第二原子力発電所 2 号炉の LRWB と解析結果の比較.....	3-27
図 3.3-7	福島第二原子力発電所 2 号炉の 1RPT と解析結果の比較.....	3-28
図 3.4-1	柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉における LRWB 事象進展図.....	3-30
図 3.4-2	柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉における 3RPT 事象進展図.....	3-30
図 3.4-3	柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の原子炉圧力容器ノーディング図.....	3-31
図 3.4-4	柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の燃料チャンネルノーディング図.....	3-31
図 3.4-5	柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の主蒸気管ノーディング図.....	3-32
図 3.4-6	柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の LRWB と解析結果の比較.....	3-33
図 3.4-7	柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の 3RPT と解析結果の比較.....	3-34
図 3.5-1	Vallecitos 試験 125 における下部プレナムのほう酸混合係数 (5%炉心流量)	3-36
図 3.5-2	Vallecitos 試験 125 における炉心のほう酸混合係数 (5%炉心流量)	3-36
図 3.5-3	Vallecitos 試験 122 における下部プレナムのほう酸混合係数 (10%炉心流量)	3-37
図 3.5-4	Vallecitos 試験 122 における炉心のほう酸混合係数 (10%炉心流量)	3-37
図 3.5-5	Vallecitos 試験 327 における下部プレナムのほう酸混合係数 (10%炉心流量)	3-38
図 3.5-6	Vallecitos 試験 327 における炉心のほう酸混合係数 (10%炉心流量)	3-38
図 4.1-1	ATWS 時の中性子束の時間推移 (ABWR, 平衡炉心)	4-2
図 4.1-2	ATWS 時の炉心流量の時間推移 (ABWR, 平衡炉心)	4-3
図 4.1-3	ATWS 時の原子炉蒸気流量の時間推移 (ABWR, 平衡炉心)	4-4
図 4.1-4	ATWS 時の給水流量の時間推移 (ABWR, 平衡炉心)	4-5
図 4.1-5	ATWS 時の原子炉圧力変化の時間推移 (ABWR, 平衡炉心)	4-6
図 4.1-6	ATWS 時の逃がし安全弁流量の時間推移 (ABWR, 平衡炉心)	4-7
図 4.1-7	ATWS 時の原子炉水位の時間推移 (ABWR, 平衡炉心)	4-8
図 4.1-8	ATWS 時の燃料被覆管最高温度の時間推移 (ABWR, 平衡炉心)	4-9
図 4.1-9	ATWS 時の中性子束の時間推移 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)	4-10
図 4.1-10	ATWS 時の炉心流量の時間推移 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)	4-11
図 4.1-11	ATWS 時の原子炉蒸気流量の時間推移 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)	4-12
図 4.1-12	ATWS 時の給水流量の時間推移 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)	4-13
図 4.1-13	ATWS 時の原子炉圧力変化の時間推移 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)	4-14
図 4.1-14	ATWS 時の逃がし安全弁流量の時間推移 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)	4-15
図 4.1-15	ATWS 時の原子炉水位の時間推移 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)	4-16
図 4.1-16	ATWS 時の燃料被覆管最高温度の時間推移 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)	4-17

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も適用例を有する TRACG コードによる解析を参照する。

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（RE DY Ver.1（ATWS 用）、RE DY 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

- ・ 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

に関してまとめる。

2 使用実績及び解析モデルについて

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。

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。

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。

2.1 使用実績

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。

2.1.1 背景

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 バージョンは，TRAC-PIA^[2]と呼ばれた。TRAC の BWR バージョンの開発は，GEH とアイダホ国立工学研究所(INEL)の協同的取組みとして 1979 年に開始された。この取組みの目的は，BWR 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った。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/再冠水及び FIST プログラムの下で共同出資した。作業は，1980 年代半ばに頂点に達し，INEL^[3]での TRAC-BD1/MOD1 の開発，及び GEH^{[4]~[10]}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 の最初の主要バージョンであった。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。妥当性確認の詳細文書は，参考文献[4]，[5]，[10]に含まれる。

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^[11]，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，これらの妥当性確認を包括的に記述した。TRACG は，ESBWR^{[13],[14]}の開発を支援するため実施した広範囲のシステム効果，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。

2.1.2 コード全体のスコープ及び評価性能

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。

熱水力挙動を取り扱うために TRACG で用いる 2 流体モデルは，TRAC-PF1 及び TRAC-BF1^[1]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、TRACG 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。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。

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^{[15],[17]}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。

TRACG の構成はモジュール化手法に基づいている。TRACG の熱水力モデルは、パイプ、ポンプ、弁、T字配管、チャンネル、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てい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。

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。

2.1.3 米国での適用実績

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。

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

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 を審査するとき参照され, その妥当性が評価されている。

2.1.3.1 AOO への適用実績

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(バイパス弁不作動), 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(バイパス弁不作動), 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, Δ 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(バイパス弁不作動), タービントリップ(バイパス弁不作動), 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。

2.1.3.2 ATWS への適用実績

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, Δ 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

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(バイパス弁作動)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。

2.1.3.3 安定性への適用実績

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 について両コ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。

2.1.3.4 LOCA への適用実績

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。

2.1.3.5 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 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。

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^{[12],[16]}。

- **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^{[19]-[23]}、(2) 熱伝達データ^{[24],[25]}、(3) 対向流制限 (CCFL) 及び臨界流などの流れ制限データ^{[26]-[28]}、(4) 壁面摩擦モデルを評価する圧力損失データ^{[29],[30]}、(5) 限界出力データ^[31]、(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^[32]、(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^{[34]-[36]}、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。
- **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 コード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) and 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 form 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
	上記 LTR の審査で参照・評価された LTR		
11	GE Hitachi Nuclear Energy, “TRACG MODEL DESCRIPTION,” NEDO-32176, Revision 4, January 2008.		TRACG Ver.4
12	GE Nuclear Energy, “TRACG Qualification,” NEDO-32177, Revision 3, August 2007.		TRACG Ver.4

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)

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
		東芝低圧ボイド試験
		OntarioHydro ボイド試験
		CISE 水密度試験
	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	
機器性能評価試験	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 コードの妥当性確認実績(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
	ROSA-III 試験
	FIX-II 試験
	GIST 試験
BWR プラント 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	

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

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 TRACG 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、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。

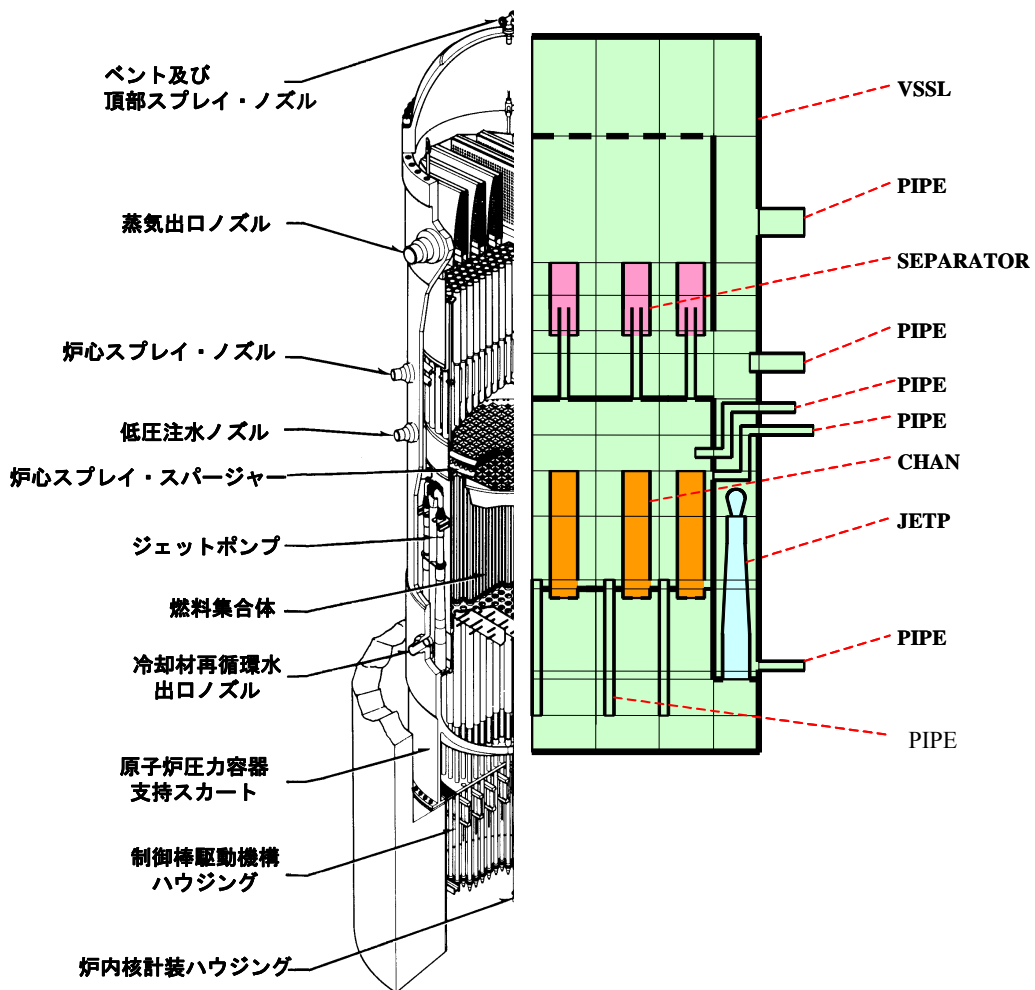


図 2.2-1 TRACG による BWR5 の模擬

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。

- PIPE** 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。
- 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** バルブ (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。

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。

JETP 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。

CHAN 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。

HEAT 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次側との間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。

VSSL 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。

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。

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非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。

このような適用対象に対して適合する流体場の方程式には、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。

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。

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：

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

液相質量保存式：

$$\frac{\partial}{\partial t}[(1-\alpha)\rho_l] = -\nabla \cdot [(1-\alpha)\rho_l\vec{v}_l] - \Gamma_g \quad (2.2-2)$$

気相運動量保存式：

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

液相運動量保存式

$$(1-\alpha) \rho_l \frac{\partial \vec{v}_l}{\partial t} + (1-\alpha) \rho_l \vec{v}_l \cdot \nabla \vec{v}_l = -(1-\alpha) \nabla P - F_{wl} + (1-\alpha) \rho_l \vec{g} + \vec{f}_{lv} + \vec{f}_{VM} \quad (2.2-4)$$

気相エネルギー保存式：

$$\frac{\partial}{\partial t} \left[\alpha \rho_v \left(e_v + \frac{v_v^2}{2} \right) \right] + P \frac{\partial \alpha}{\partial t} = -\nabla \cdot \left[\alpha \rho_v \vec{v}_v \left(e_v + \frac{v_v^2}{2} \right) \right] - \nabla \cdot \left(P \alpha \vec{v}_v \right) + q_{wv}'' + q_{iv}'' + \Gamma_g h_g \quad (2.2-5)$$

液相エネルギー保存式：

$$\frac{\partial}{\partial t} \left[(1-\alpha) \rho_l \left(e_l + \frac{v_l^2}{2} \right) \right] - P \frac{\partial \alpha}{\partial t} = -\nabla \cdot \left[(1-\alpha) \rho_l \vec{v}_l \left(e_l + \frac{v_l^2}{2} \right) \right] - \nabla \cdot \left[P (1-\alpha) \vec{v}_l \right] + q_{wl}'' + q_{il}'' - \Gamma_g h_f \quad (2.2-6)$$

ここで

- α : ボイド率
- ρ_v, ρ_l : 気相密度, 液相密度
- v_v, v_l : 気相速度, 液相速度
- Γ_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_{lv} : 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

TRACG 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。

TRACG 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：

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

ここで

ρ : 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, 旧バージョンである TRACG 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。

2.2.2.4 中性子動特性方程式

TRACG 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 (i, j, k) ノードで時間について求められる。ただし、燃焼度及びキセノン濃度分布は、過渡期間中で一定を仮定する。

TRACG 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^{[15],[17]} 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。空間解法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、時間解法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とることで更なる計算時間短縮が実現できる。時間解法には、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。

3 次元時間依存中性子拡散方程式を以下に示す。

$$\begin{aligned} \frac{1}{v_g^i} \frac{\partial}{\partial t} \phi_g^i(x, y, z, t) &= \nabla \cdot D_g^i(x, y, z, t) \nabla \phi_g^i(x, y, z, t) - \Sigma_{rg}^i(x, y, z, t) \phi_g^i(x, y, z, t) \\ &+ \frac{\chi_g^p}{k_{eff}^p} (1 - \beta^i) \sum_{g'} \nu \Sigma_{fg'}^i(x, y, z, t) \phi_{g'}^i(x, y, z, t) + \sum_{g' < g} \Sigma_{sg' \rightarrow g}^i(x, y, z, t) \phi_{g'}^i(x, y, z, t) \\ &+ \sum_{m=1}^6 \chi_g^m \lambda_m^i C_m^i(x, y, z, t) + \chi_g^{ext} q_{ext}^i(x, y, z, t) \end{aligned} \quad (2.2-9)$$

$$\frac{\partial}{\partial t} C_m^i(x, y, z, t) = \frac{\beta_m^i}{k_{eff}^i} \sum_{g'} \nu \Sigma_{fg'}^i(x, y, z, t) \phi_{g'}^i(x, y, z, t) - \lambda_m^i C_m^i(x, y, z, t) \quad (2.2-10)$$

ここで

- $D_g^i(x, y, z, t)$: 時刻 t におけるノード i の第 g 群拡散係数
- $\Sigma_{rg}^i(x, y, z, t)$: 時刻 t におけるノード i の第 g 群除去断面積
- $\Sigma_{fg}^i(x, y, z, t)$: 時刻 t におけるノード i の第 g 群核分裂断面積
- ν : 核分裂当たりの発生中性子数
- $\Sigma_{sg' \rightarrow g}^i(x, y, z, t)$: 時刻 t におけるノード i の第 g' 群から g 群への散乱断面積
- $C_m^i(x, y, z, t)$: 時刻 t におけるノード i の第 m 群遅発中性子先行核濃度
- $\phi_g^i(x, y, z, t)$: 時刻 t におけるノード i の第 g 群中性子束
- $q_{ext}^i(x, y, z, t)$: 時刻 t におけるノード i の第 g 群外部中性子源
- v_g^i : 時刻 t におけるノード i の第 g 群中性子速度
- χ_g^p : 第 g 群即発中性子核分裂スペクトル
- k_{eff}^p : 初期定常時の実効増倍率

- β_m^i : ノード i の第 m 群遅発中性子生成率
- λ_g^m : 第 m 群遅発中性子核分裂スペクトル
- λ_m^i : ノード i の第 m 群遅発中性子先行核崩壊定数
- λ_g^{ext} : 第 g 群外部中性子源核分裂スペクトル

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。

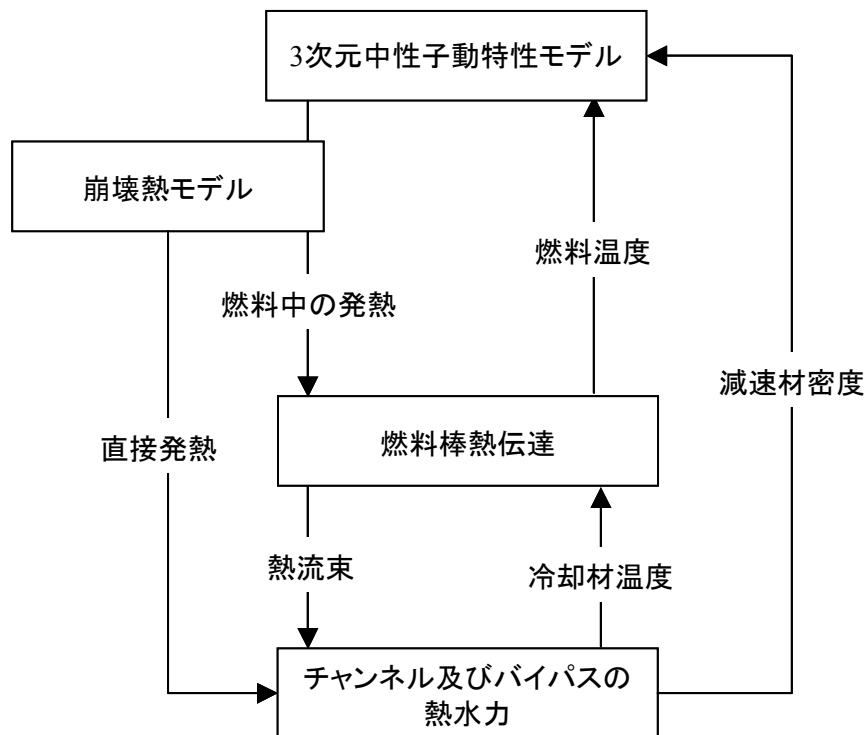


図 2.2-2 TRACG のモデル間でのデータの流れ

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。

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。バ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ロッドの水密度を体積で重み付けして組み合わせ、ノード平均の相対水密度を与える。

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ボ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。

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に入れて、TRACG Ver.5 が前バージョンの TRACG Ver.4 から改良された核動特性モデルの確認、REDY/SCAT で取り扱うことができない振動現象の評価、国内の BWR 及び ABWR の評価、並びに ATWS において特徴的な事象である SLC の評価に関する観点で、参考解析結果を例示する。

3.1 PEACH BOTTOM タービントリップ試験

1977年4月、Peach Bottom 原子力発電所2号機において、特別に計装された3件のタービントリップバイパス弁作動試験が、低出力レベルで実施された^[37]。試験は、過渡解析コードのための妥当性確認データを取得するために設計されており、米国電力中央研究所が後援する中で、GEH 及びフィラデルフィア電力会社により実施された。試験条件は、モデルの妥当性確認用データの量を最大化しつつ、許容可能な設計値の範囲内の燃料の運転を確実にするように選定された。試験の主目的は、急速加圧事象時における主蒸気配管の動学的効果についての高品質の試験データを取得することにあった。試験は、中性子束高でスクラムが開始するよう直接スクラム(タービン止め弁開度スイッチにより開始されることになるスクラム)を無効化して実施された。原子炉の通常運転と異なるこの条件は、モデルと試験データとの間で有意な比較が行えるよう、中性子束を十分に大きく増加させるために必要であった。

3.1.1 試験の説明

表 3.1-1 に、3 件のタービントリップ試験の初期条件及びスクラム設定点を示す。試験の初期条件は、定格炉心流量近傍で一連の出力を増加させる形で選定された。2 回目の試験に先立ってキセノン過渡現象のため、計画出力レベルの 1%以内に出力を保持するのに、炉心流量を減少させることが必要となった。各々のタービントリップ試験はタービン止め弁(TSV)の急閉で開始され、TSV 閉によるスクラム信号をバイパスして中性子束スパイクが得られた。再循環ポンプのトリップは TT3 を除いて防止された。中性子束が APRM 高中性子スクラムのセットポイントに到達したとき、スクラムが生じ中性子減少が起こった。TSV 閉後すぐにタービンバイパス弁が開き始め、圧力容器からの蒸気インベントリの開放により圧力上昇が徐々に軽減された。

表 3.1-1 Peach Bottom タービントリップ試験の条件

条件	炉心出力		炉心流量		中性子束高 スクラム設定
	(MWt)	(定格比%)	(kg/s)	(定格比%)	(定格出力比%)
定格	3293	100	12,915	100	—
TT1	1562	47.4	12,764	98.8	85
TT2	2030	61.6	10,445	80.9	95
TT3	2275	69.1	12,839	99.4	77

3.1.2 解析モデル

Peach Bottom 2 号機のタービントリップ試験の TRACG 解析は、標準的なノード分割手法を使用して実施した^[16]。試験が実施された時点で、炉心には 576 体の 7×7 及び 188 体の 8×8 燃料集合体が装荷されていた。炉心は上部及び／又は下部プレナムにおける熱水力的特徴の変化を模擬するために径方向に 3 つのリングに分割した。TRACG 計算では、燃料集合体を 8 個の CHAN コンポーネントで模擬した。燃料集合体のグループ分割を表 3.1-2 に示す。3 件の試験の模擬解析で燃料集合体のグループ分割は異なっている。各 CHAN コンポーネントでは、同じタイプ（すなわち 7×7 又は 8×8）、類似した出力、及び同様な径方向位置（TRACG VSSL コンポーネント中の同じリング）の一群の燃料集合体を模擬した。初期の定常状態は、燃料集合体核特性計算コード LANCR^{[33],[38]}及び 3 次元沸騰水型原子炉模擬計算コード AETNA^{[15],[17]}によってプラントのトラッキング計算により作成した^[42]。TRACG の中性子束計算モデルは AETNA と同じである。このように、本解析は炉心設計コードを含むコードシステムとして行われており、より高品質な安全評価パラメータの評価を可能としている。

3.1.3 試験データとの比較

コードの妥当性確認の観点からすると、Peach Bottom タービントリップ試験での測定値と TRACG 解析結果との比較では、中性子束が最も重要な変数である。中性子束は過渡時の限界出力比及びその予測に必要なパラメータを決定する上で、また、炉心圧力の正確な計算、並びにドブプラ、スクラム及びボイド反応度フィードバック現象を正確に表す上で、第一に重要なパラメータである。

全中性子束について、測定値と計算値を 3 試験で比較して図 3.1-1 から図 3.1-3 に示すとともに、表 3.1-3 にまとめる。ここで、全中性子束は核分裂断面積を重みとして中性子束をエネルギーについて積分したものを意味しており、核分裂出力と同じである。

表 3.1-3 は、中性子束ピーク値について TRACG 計算値と試験の測定値とを比較している。中性子束の測定値は、文献[37]の図 6-7 から図 6-9 までの“炉心平均 LPRM 信号”をデジタル化して得た。中性子束ピークの計算値は、試験値に対して約 高い TT2 から約 高い TT1 までの範囲にある。3 試験に対し、TRACG は標準偏差約 で平均約 ピーク中性子束を過大評価する。

中性子束の時間積分値は、過渡時の限界出力比を正確に予測するための TRACG の能力を測るには、中性子束ピーク値よりもよい指標である。図 3.1-4 に数値的に積分した中性子束を時間に対しプロットして示す。すべての試験において MCPR は 1 秒前後で最小値となることから、計算値と測定値間の 1 秒前後の積分値に注目すると、TT1 では計算値が測定値と大変よく一致している。一方、TT2 及び TT3 では計算値が過大評価している。すべての試験において流量はほぼ一定に保たれ、着目する時間領域において同等であることから、核分裂出力積分値の評価が MCPR の評価に影響のある唯一の因子である。

Peach Bottom タービントリップ試験に対し、原子炉ドーム圧についての測定値と計算値の比較を図 3.1-5 から図 3.1-7 に示す。3 試験の全てに対し、過渡変化の全域にわたって、TRACG が原子炉ドーム圧を妥当な範囲で予測している。中性子束は炉心圧力増加に伴うボイドの消滅により増加する。信頼性のある安全評価パラメータの評価のために、事象開始から 1 秒後に MCPR が最小値に達することから、1 秒前までの圧力上昇の再現も重要である。初期の圧力上昇、最初及び引き続く圧力振動の大きさ及びタイミング、並びにドーム圧のピーク値を、いずれも妥当な範囲で予測している。圧力振動を正確に予測することは、蒸気配管内の動的応答の詳細を、TRACG の蒸気配管モデルが正しく模擬することを示している。ドーム圧ピーク値を妥当な範囲で予測することで、バイパス弁特性について、TRACG モデルの妥当性が確認される。

3.1.4 結論

Peach Bottom 2 号機での 3 件のタービントリップ試験において、原子炉の加圧及び中性子束の応答を TRACG の解析結果と比較し、試験結果を十分に再現できることを確認した。また、MCPR の計算にとって重要なパラメータである中性子束の時間積分量が、適切に、又は幾分か保守的に予測されることを確認した。これらの結果より、運転中の BWR の過渡的な挙動を予測するために TRACG を使用することは妥当であることが示された。

表 3.1-2 Peach Bottom タービントリップ試験 TRACG 解析用燃料集合体グループ分割

--

表 3.1-3 Peach Bottom タービントリップ試験における中性子束の比較

--

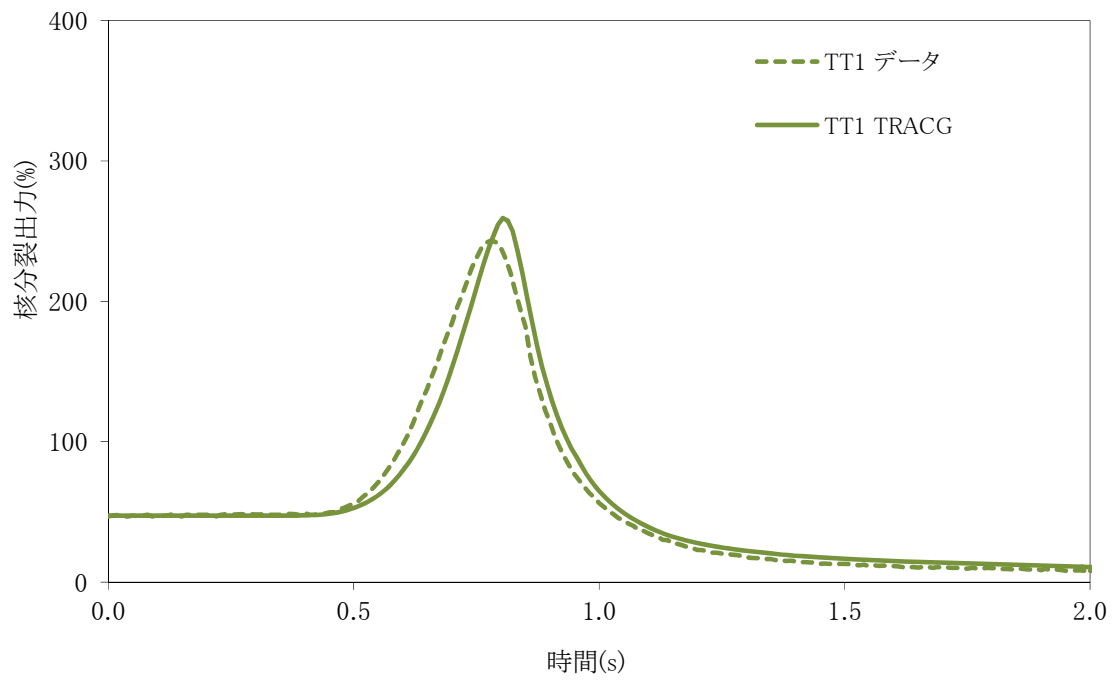


図 3.1-1 Peach Bottom タービントリップ試験 1 —核分裂出力応答

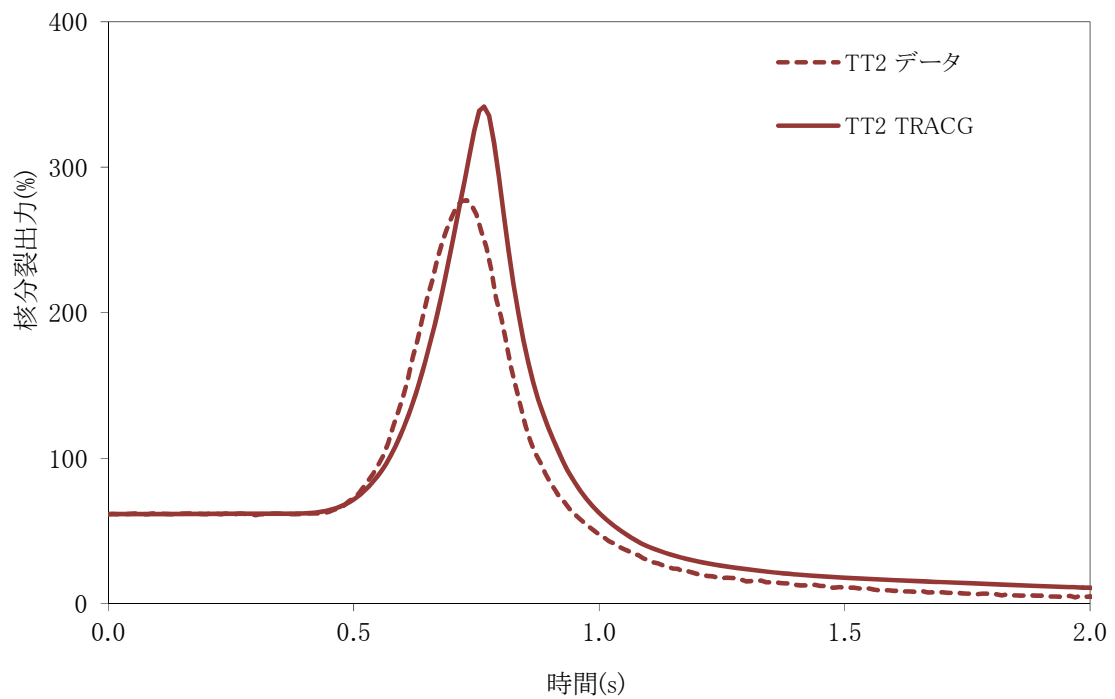


図 3.1-2 Peach Bottom タービントリップ試験 2 —核分裂出力応答

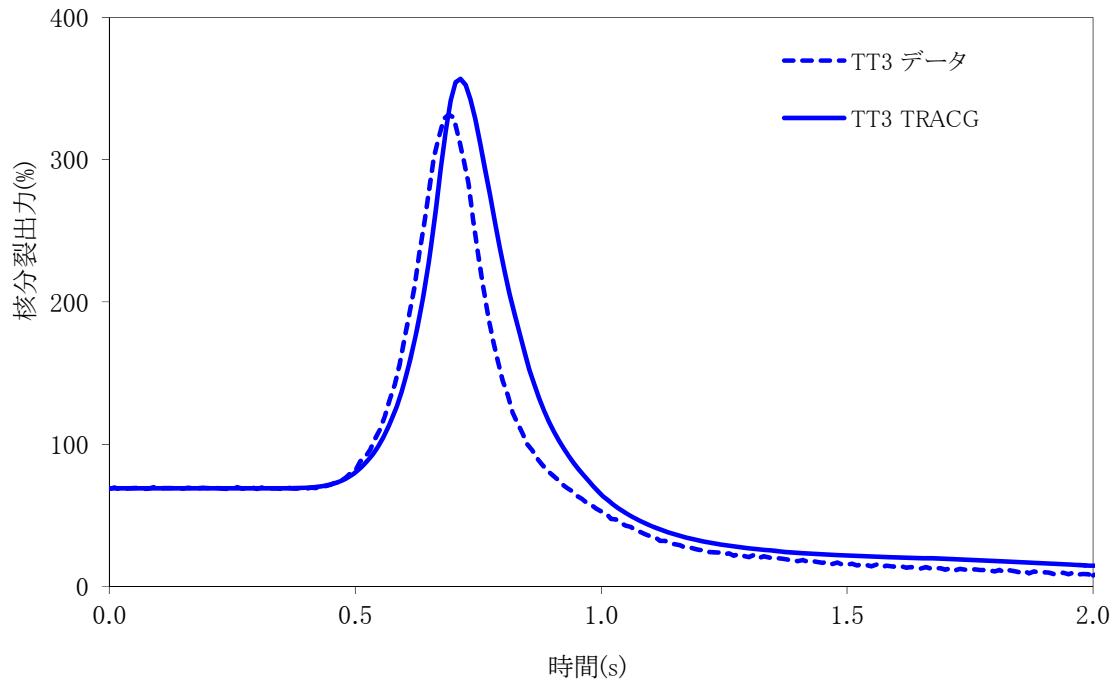


図 3.1-3 Peach Bottom タービントリップ試験 3 —核分裂出力応答

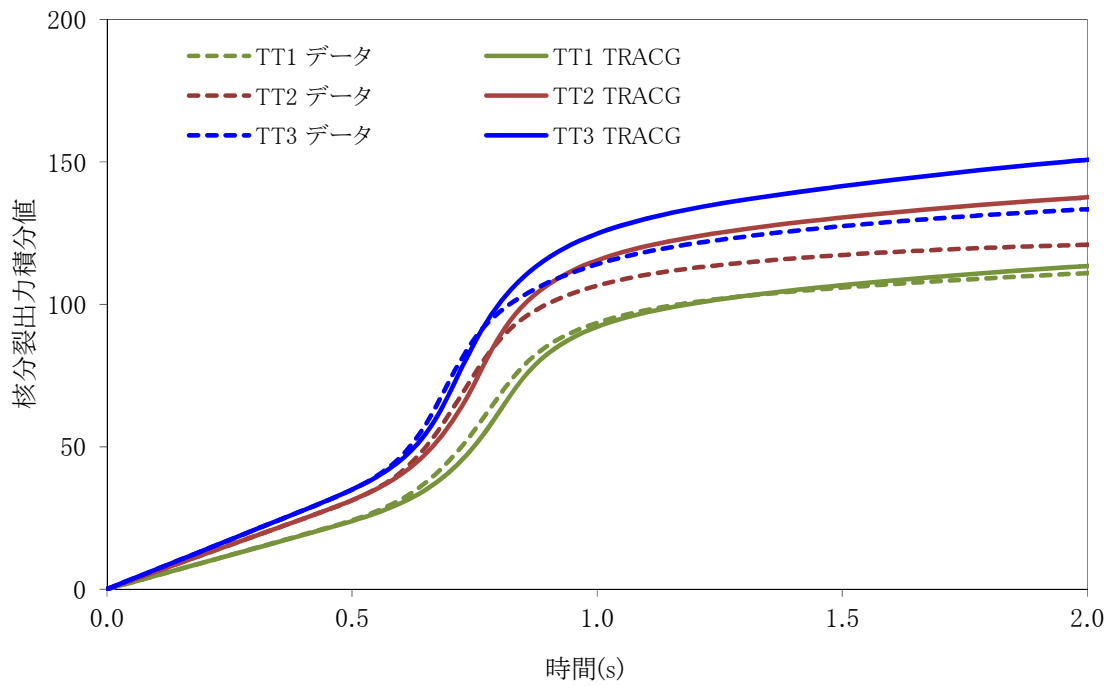


図 3.1-4 Peach Bottom タービントリップ試験 1, 2 及び 3—核分裂出力の積分量の応答

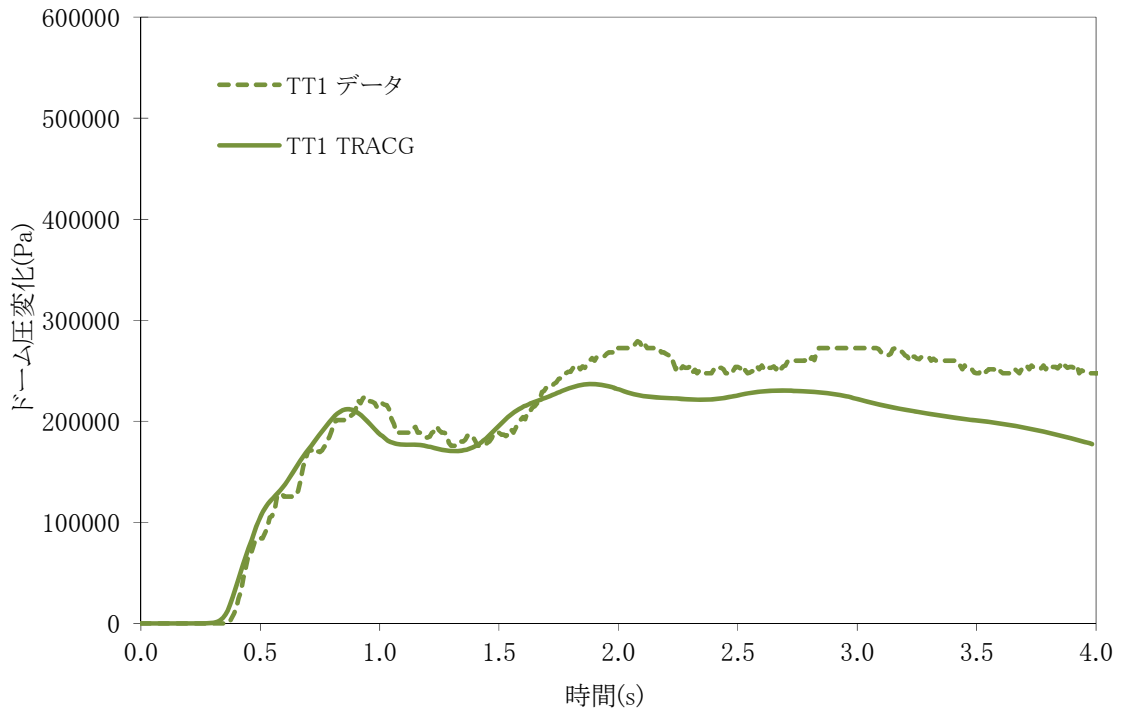


図 3.1-5 Peach Bottom タービントリップ試験 1 に対するドーム圧変化

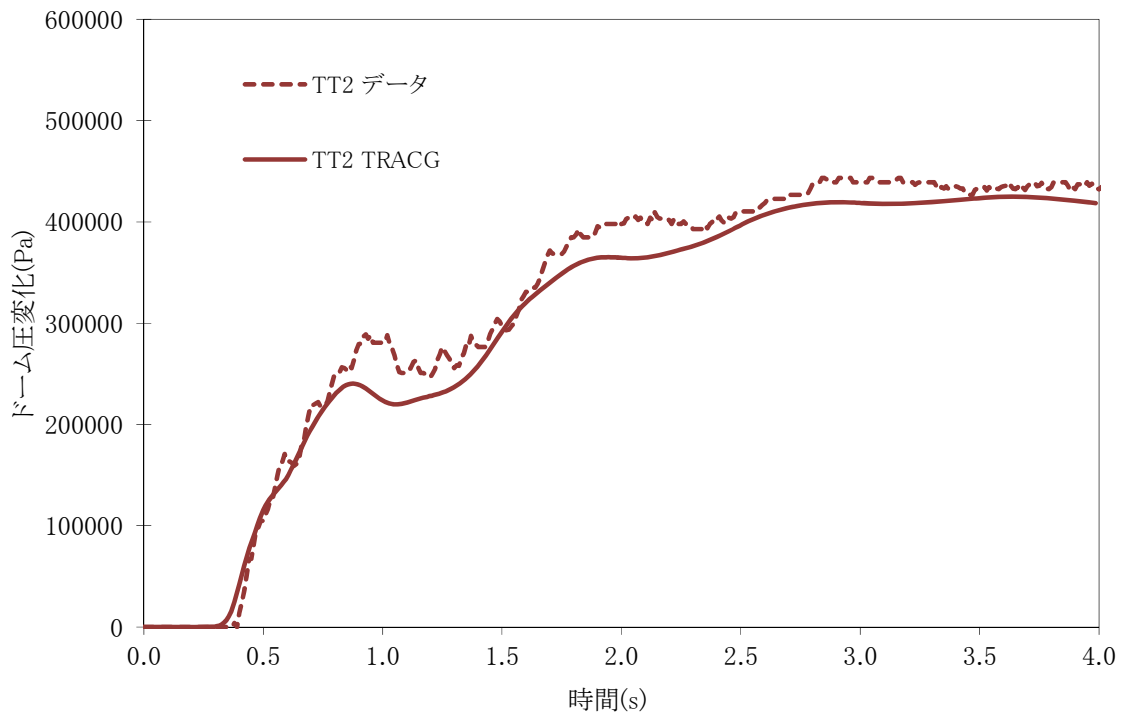


図 3.1-6 Peach Bottom タービントリップ試験 2 に対するドーム圧変化

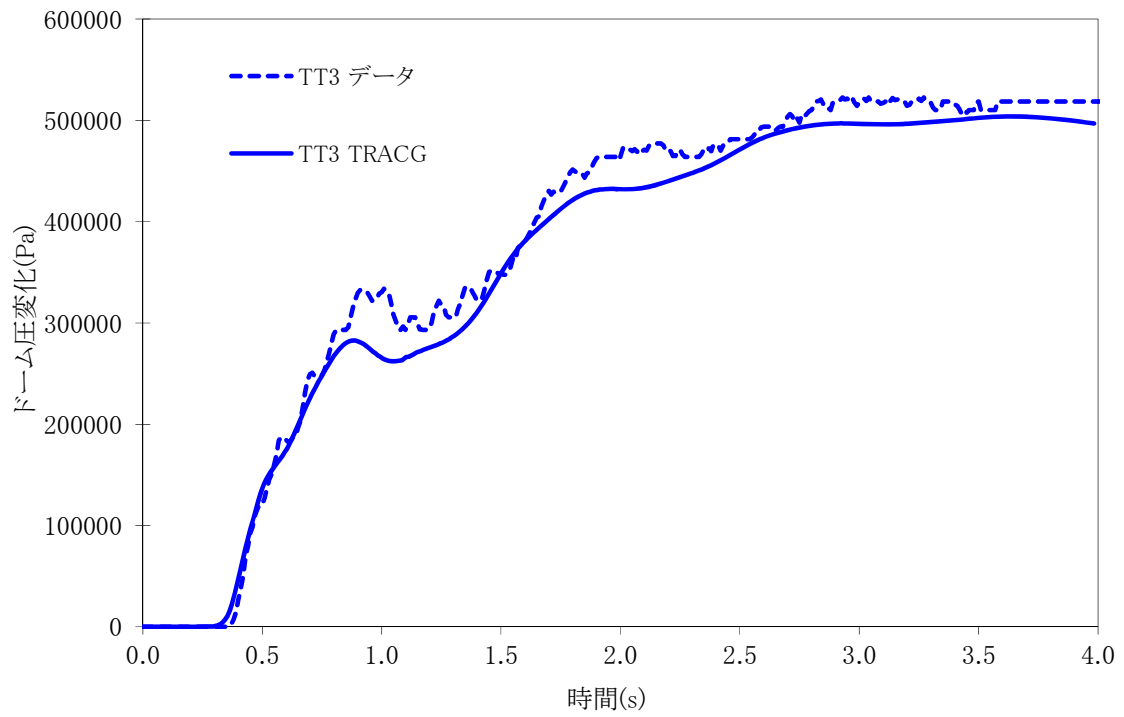


図 3.1-7 Peach Bottom タービントリップ試験 3 に対するドーム圧変化

3.2 LASALLE 不安定事象

1988年3月に米国 LaSalle-2号機で発生した不安定性事象^[39]からは、炉心一体での振動（corewide oscillation）に関する安定性解析、及び、プラント過渡応答解析の妥当性を確認するために有効なデータが得られている。表 3.2-1 に事象発生時のプラント条件が示されている。原子炉は 84%定格出力/76%定格流量で運転されていた。本事象は、再循環ポンプが両系トリップしたことで流量が減少し、自然循環状態となったときに発生した。流量の減少により炉心平均出力は 40%近くまで減少し、この影響による主蒸気管流量の減少は給水加熱の減少に繋がった。給水加熱の減少により、炉心平均出力は 45%まで上昇すると同時に、炉心下部での出力ピーキングは増大した。炉心全体での振動は、ポンプトリップから約 5 分後に検知され、APRM 高スクラムが約 7 分後（事象発生から 410 秒）に発生した。

本事象に関する TRACG 模擬性能の評価に利用されたデータは、次の 2 つに分類される。第 1 の分類は、事象開始後の 6 分間に亘り 1 分毎に記録された主蒸気管流量、炉心流量、ドーム圧力、炉水位、給水流量、給水温度である。第 2 の分類は、スクラム直前の 1 分間、連続的に記録された出力、炉心流量、炉水位、給水流量である。給水制御弁（actuator valve）が故障していたことが事象発生後に確認されている。これは、事象発生中に観測された給水流量の 35 秒間の大きな揺れと整合しているばかりでなく、原子炉スクラム直前の 1 分間に記録された出力、炉心流量、炉水位の変動とも対応している。

3.2.1 TRACG 解析モデル

BWR5 である LaSalle-2 不安定性事象についての TRACG 解析は、標準的なノード分割（燃料有効部を軸方向 25 ノードに均等分割する）を修正することにより行われた。安定性への適用であることを考慮に入れ、燃料チャンネルのノード分割は、下部加熱 4 ノードをそれぞれ 4 つのサブノードに分割し、それより下流側 6 ノードをそれぞれ 2 つのサブノードに分割する（燃料有効部を軸方向 43 ノードに非均等分割する：ノード高さが上流側から下流側にかけて 3 段階で大きくなる）ように修正された。この修正により、沸騰境界における密度波についての解析精度が改善された。図 3.2-1 に本事象の模擬に用いられたチャンネル・グルーピングが示されている。炉心内の 764 体の燃料集合体は、それぞれが 8 つの平均的な水力特性を有するチャンネル（CHANNEL コンポーネント）に振り分けられた。燃料集合体のグループ化は、集合体タイプ及び出力ピーキングに基づいて行われた。実炉での 3 次元出力分布の変化を推定することを目的として、APRM と LPRM の応答模擬が TRACG 制御系モデルを利用することにより行われた。



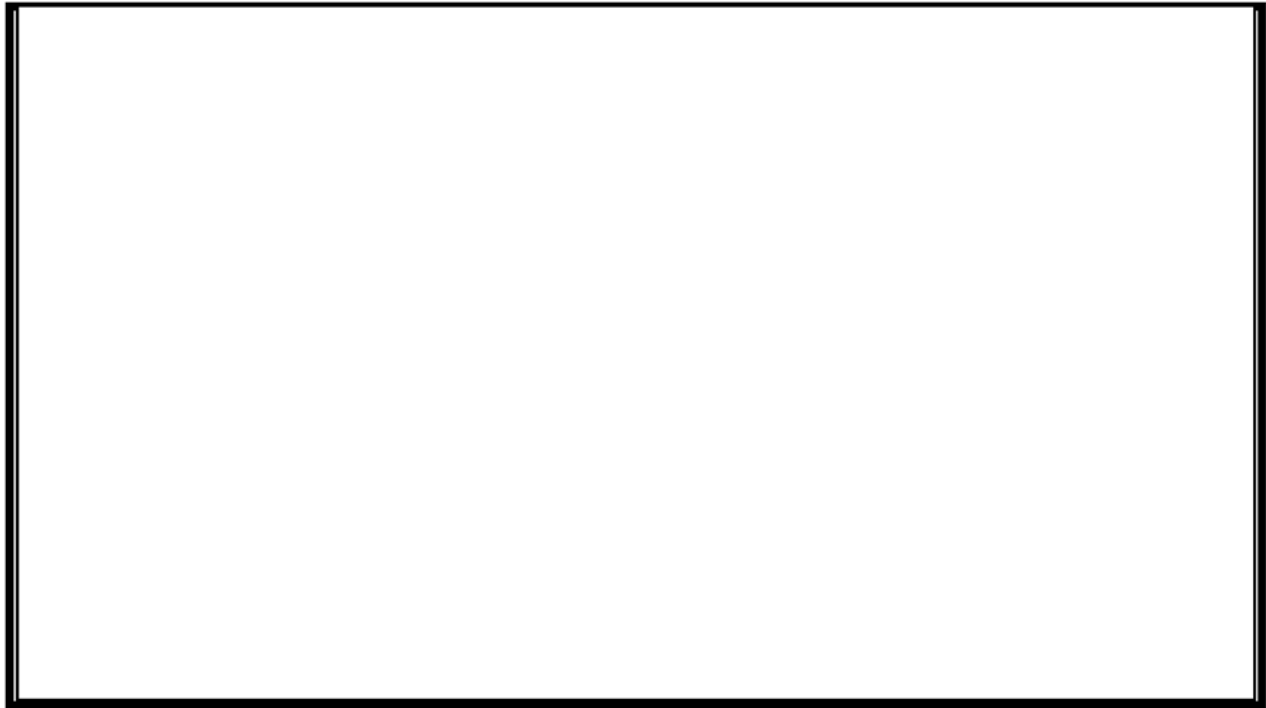


3.2.2 試験データとの比較



3.2.3 結果の考察





3.2.4 結論

LaSalle 不安定性事象についての TRACG 模擬計算により，TRACG は REDY/SCAT で取り扱うことができない炉心一体振動を再現することができた。

表 3.2-1 LaSalle2 不安定性事象の初期条件

出力 (MW)	流量 (kg/s)	ドーム圧力 (MPa)	給水温度 (K)	給水流量 (kg/s)
2801	10332	6.878	478	1460

表 3.2-2 APRM の比較

--

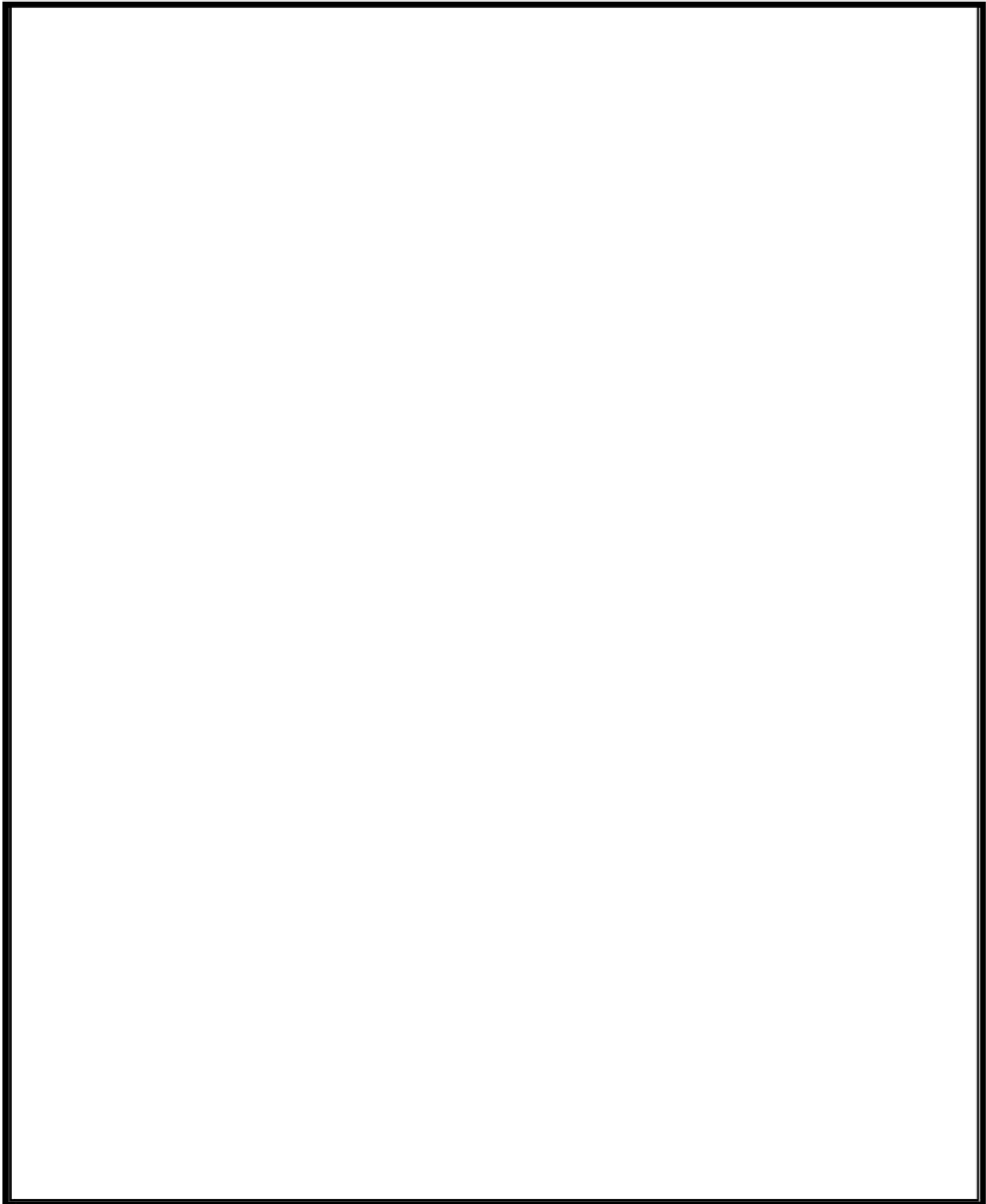


図 3.2-1 LaSalle-2 不安定性事象模擬のための TRACG によるチャンネルグループピング

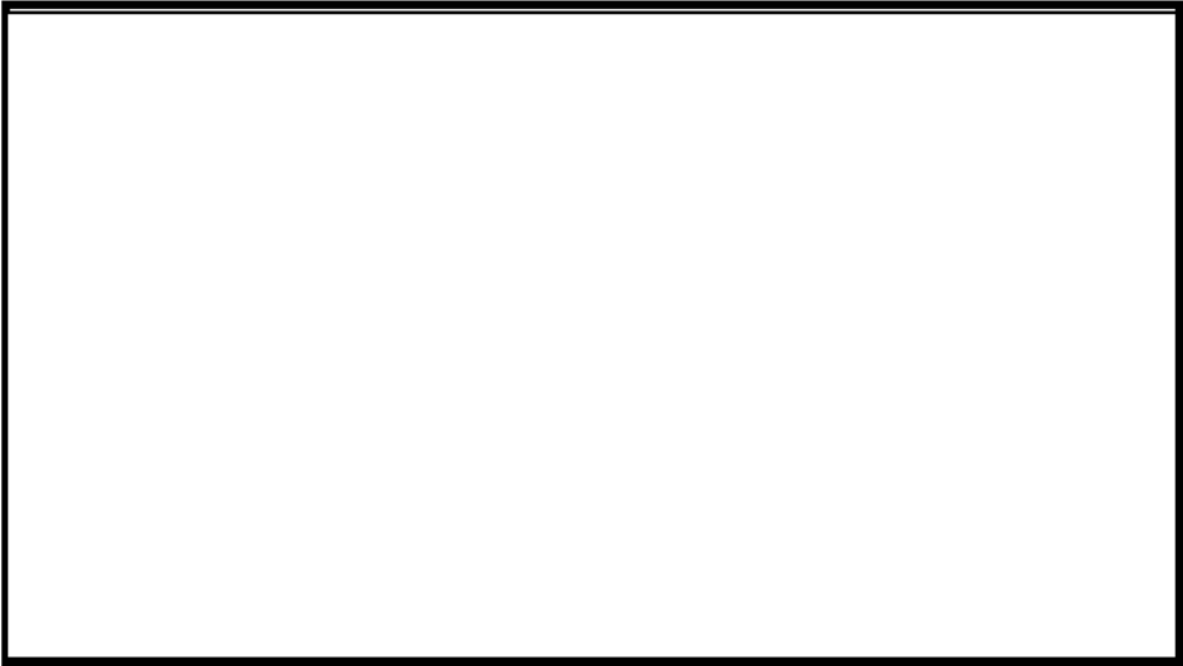


図 3.2-2 TRACG による炉心出力の時間変化



図 3.2-3 TRACG による APRM の時間変化



図 3.2-4 TRACG による炉心流量時間変化とプラントデータとの比較

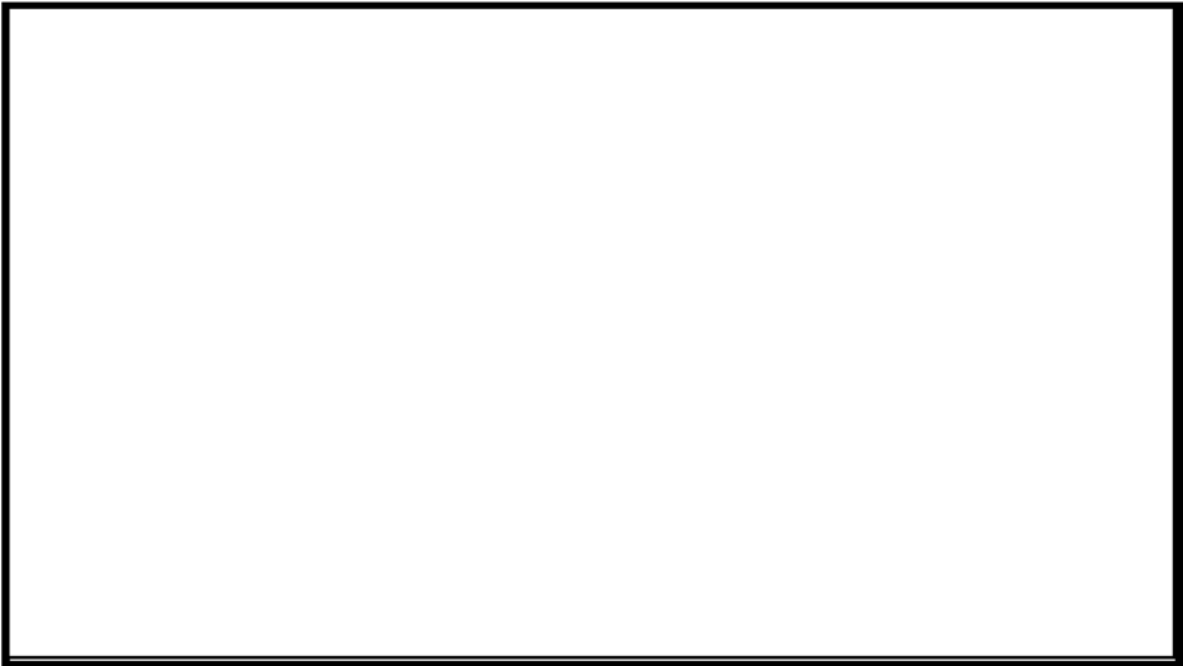


図 3.2-5 TRACG によるドーム圧力時間変化とプラントデータとの比較



図 3.2-6 TRACG による給水温度時間変化とプラントデータとの比較



図 3.2-7 TRACG による給水流量時間変化とプラントデータとの比較



図 3.2-8 TRACG による主蒸気管流量時間変化とプラントデータとの比較

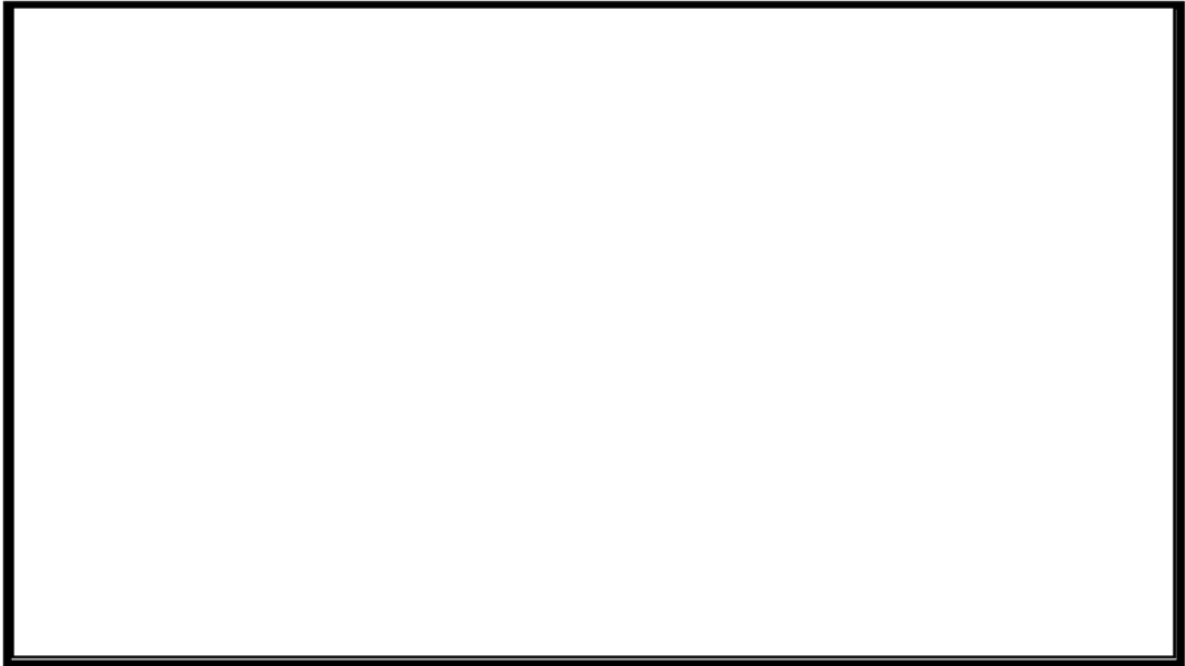


図 3.2-9 TRACG による炉水位時間変化とプラントデータとの比較



図 3.2-10 TRACG による APRM とプラントデータとの詳細比較

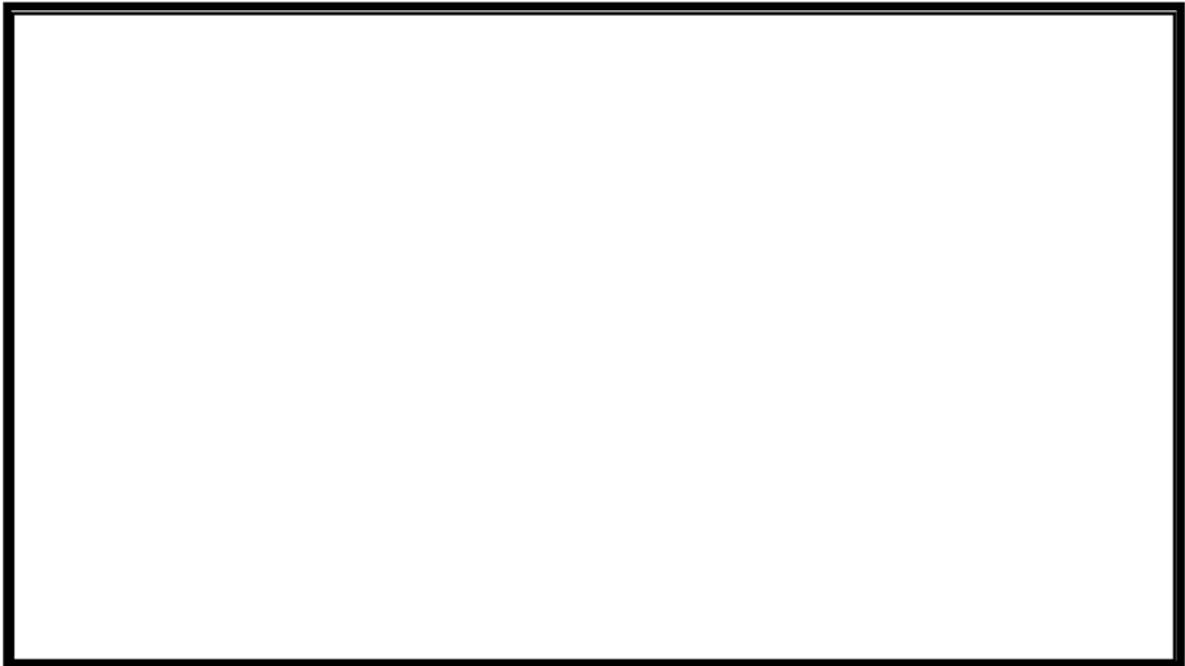


図 3.2-11 TRACG による給水流量とプラントデータとの詳細比較

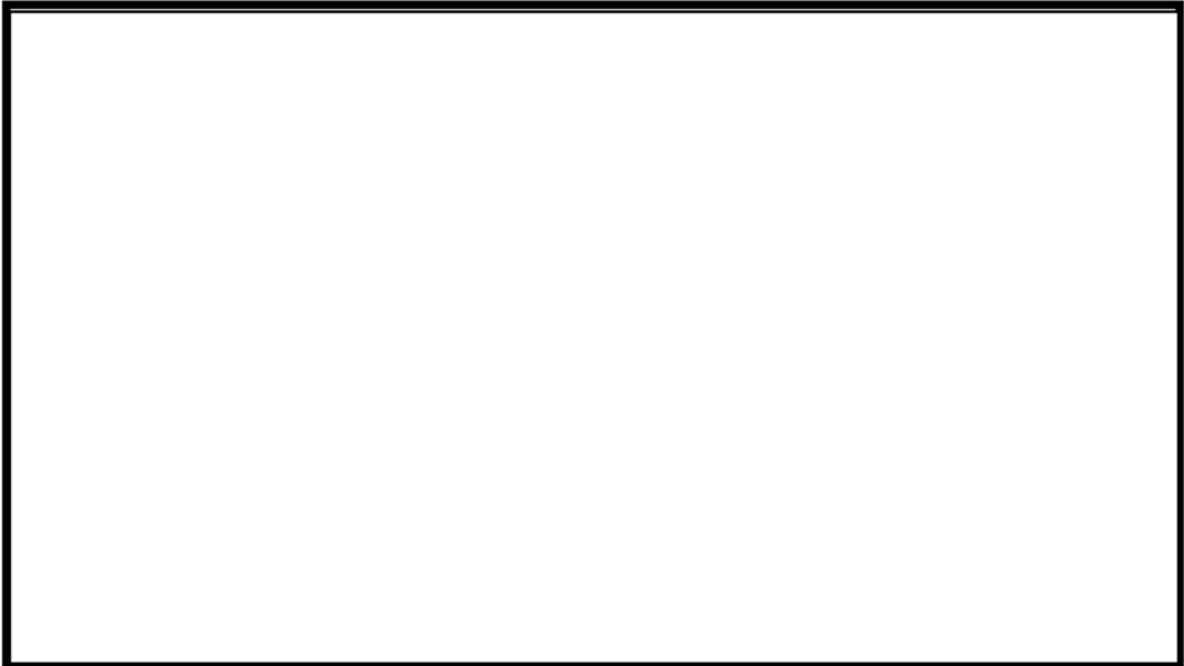


図 3.2-12 TRACG による炉心流量とプラントデータとの詳細比較

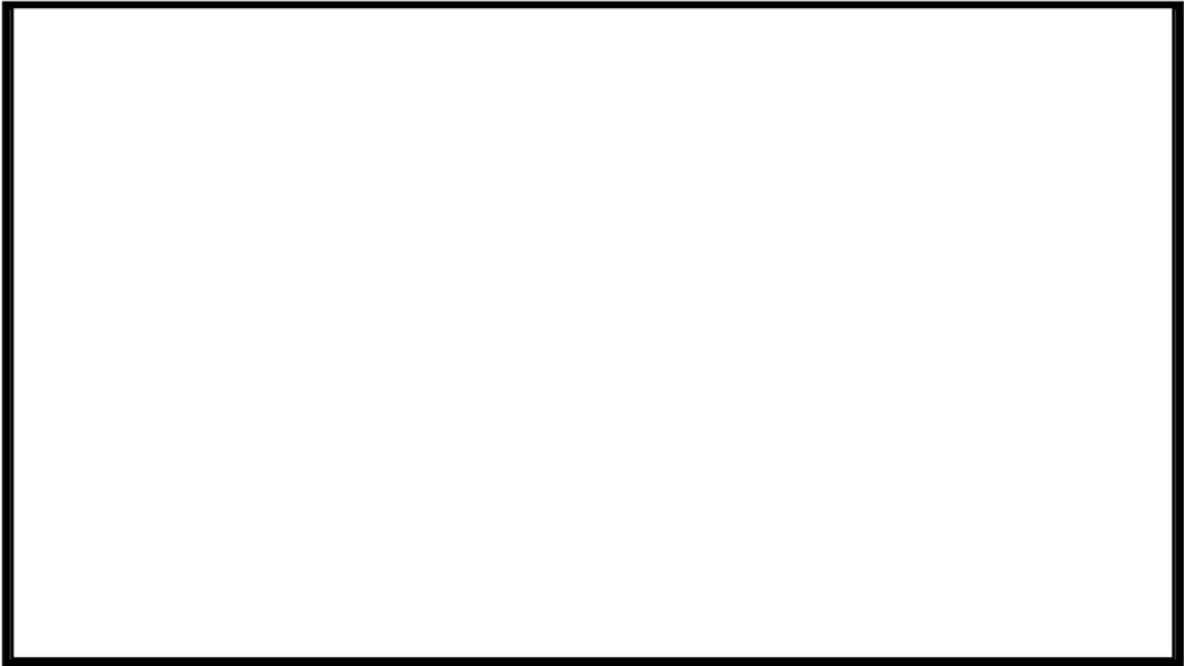


図 3.2-13 TRACG による炉水位とプラントデータとの詳細比較



図 3.2-14 TRACG による炉心入口温度の時間変化

3.3 福島第二原子力発電所 2号炉 起動試験

日本国内の BWR は従来型 BWR と ABWR に大別することができる。両者は主に再循環系の構成が異なるため、AOO 挙動も異なり個別に検証することが必要である。本節では従来型 BWR の代表例として熱出力 3293MW の福島第二原子力発電所 2号炉 (2F-2) について取り上げる。2F-2 の諸元表を表 3.3-1 に示す。

対象とした試験は、圧力上昇過渡時の発電機負荷遮断試験 (LRWB)、流量減少過渡時の再循環ポンプトリップ試験 (再循環ポンプ 2 台中 1 台トリップ: 1RPT) の 2 ケースとした。図 3.3-1、図 3.3-2 に各試験の事象進展図を示す。

3.3.1 TRACG 解析モデル

TRACG では「VSSL」コンポーネントによって RPV のモデル化を三次元的に行うことができる。従って本解析における RPV のモデル化は軸方向を 15 領域、径方向を円柱状に 4 領域に分割した。また、燃料チャンネルについては「CHAN」コンポーネント、主蒸気管は一次元コンポーネントの「TEE」、「VLVE」、「FILL」、「BREK」などにより行った。従来型 BWR の原子炉圧力容器のノーディングを図 3.3-3 に、燃料チャンネルのノーディングを図 3.3-4 に主蒸気管のノーディングを図 3.3-5 に示す。これらのノーディングに従い TRACG の解析を実施した。

TRACG の炉心状態はプラントシミュレータ AETNA により初期化され、過渡計算では TRACG 自身の三次元核動特性モデルによって計算される。燃料チャンネルについて、核計算は全チャンネルが独立に計算されるが、熱水力計算は燃料チャンネルの出力に応じて幾つかのグループに分け、複数の燃料チャンネルをまとめて計算する。

再循環流量制御、給水流量制御、炉心圧力制御、SRV、炉心防護などのコントロールシステムはコントロールブロックによってモデル化を行う。

3.3.2 試験データとの比較

発電機負荷遮断試験に関する比較を図 3.3-6 に、再循環ポンプトリップ試験の結果を図 3.3-7 に示す。

3.3.3 結果の考察

発電機負荷遮断試験については、中性子束、炉心流量、主蒸気流量、給水流量、原子炉圧力、炉心水位それぞれの時間変化を TRACG の解析結果と比較し、各パラメータの変化傾向、最大値の発生時間などが同等であり、試験結果を十分に再現できることを確認した。

また、再循環ポンプトリップ試験についても、中性子束、主蒸気流量、給水流量、原子炉圧力、炉心水位、再循環ループ流量それぞれの時間変化を TRACG の解析結果と比較し、各パラメータの変化傾向、最大値の発生時間などが同等であり、試験結果を十分に再現できることを確認した。

3.3.4 結論

上記で提示した発電機負荷遮断試験及び再循環ポンプトリップ試験について TRACG では十分に試験結果を再現できることを確認した。これらの結果より過渡的な挙動解析に TRACG を使用することは妥当である。

表 3.3-1 福島第二原子力発電所 2号炉の諸元表

原子炉タイプ	BWR/5
電気出力(MWe)	1100
熱出力 (MWt)	3293
燃料集合体体数	764
炉心流量(t/h)	48.3×10^3
原子炉ドーム圧力 (MPa(gage))	6.93
再循環ポンプ台数	2 (External loop)

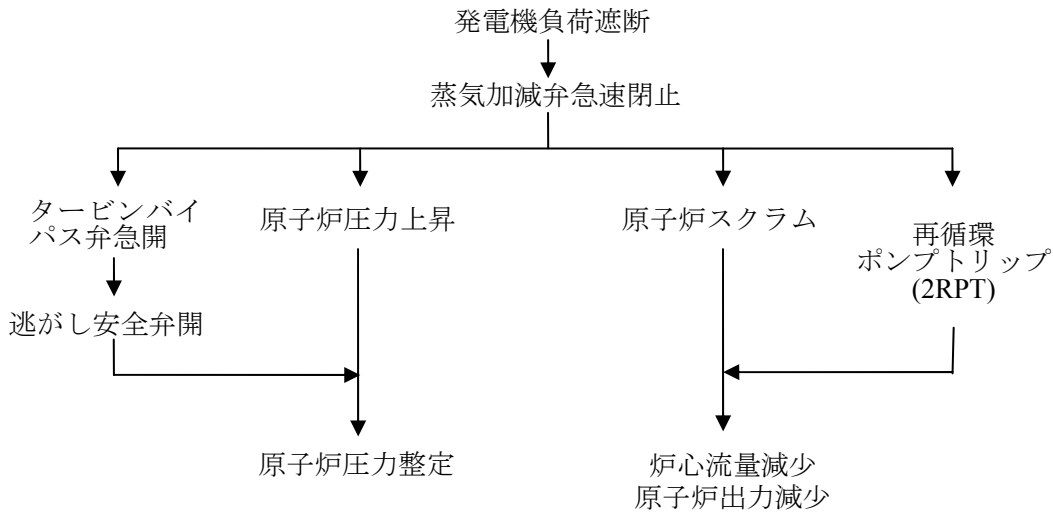


図 3.3-1 福島第二原子力発電所 2号炉における LRWB 事象進展図

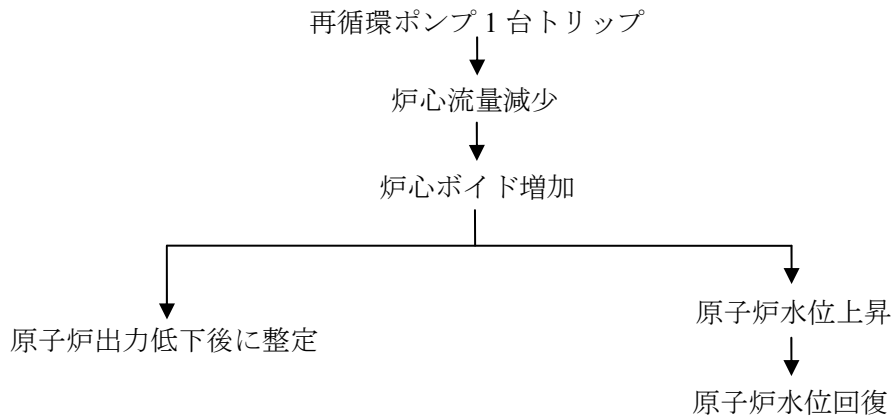


図 3.3-2 福島第二原子力発電所 2号炉における 1RPT 事象進展図

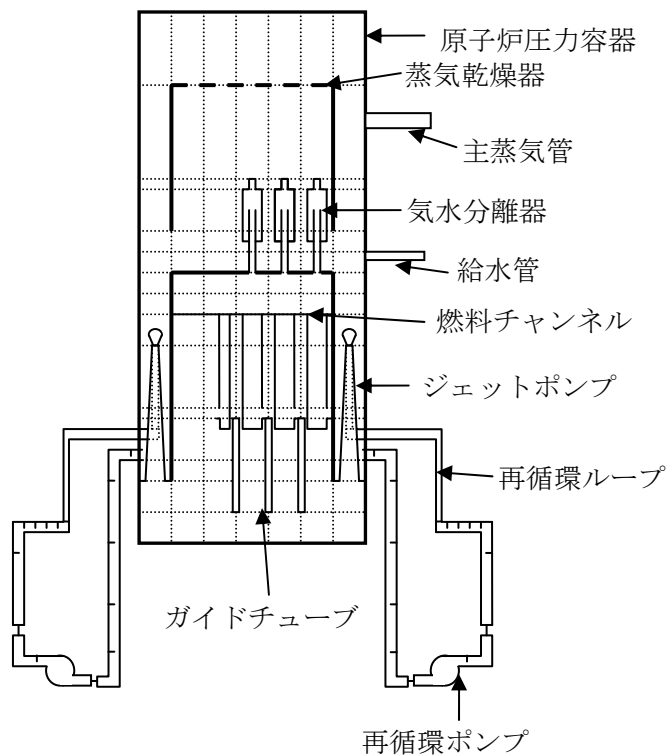


図 3.3-3 福島第二原子力発電所 2号炉の原子炉压力容器ノーディング図

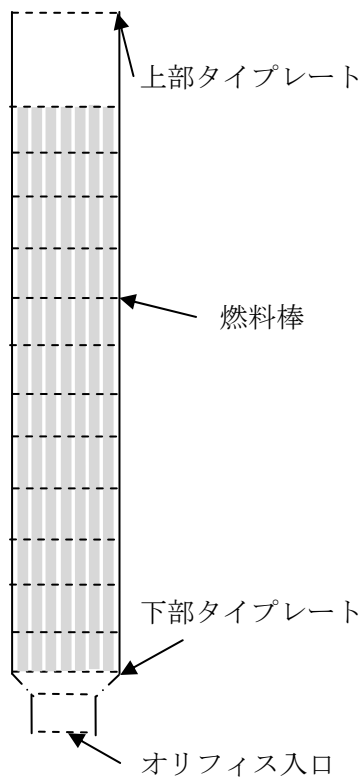


図 3.3-4 福島第二原子力発電所 2号炉の燃料チャンネルノーディング図

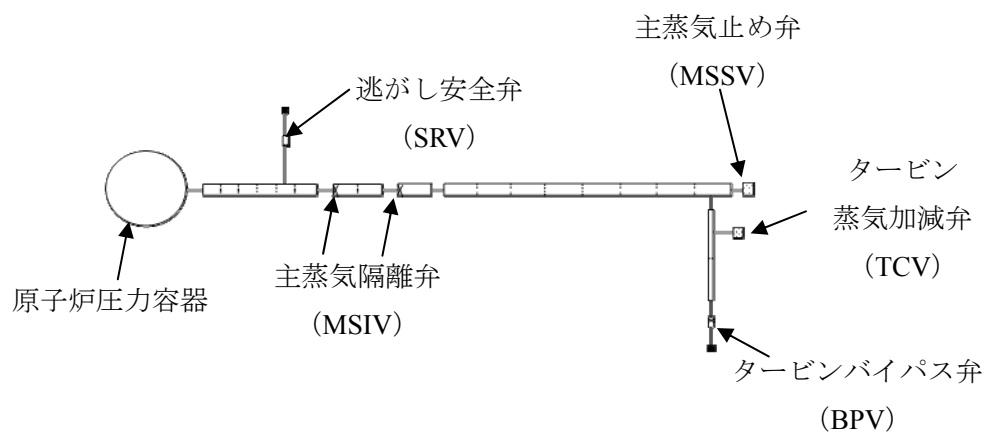


図 3.3-5 福島第二原子力発電所 2号炉の主蒸気管ノーディング図

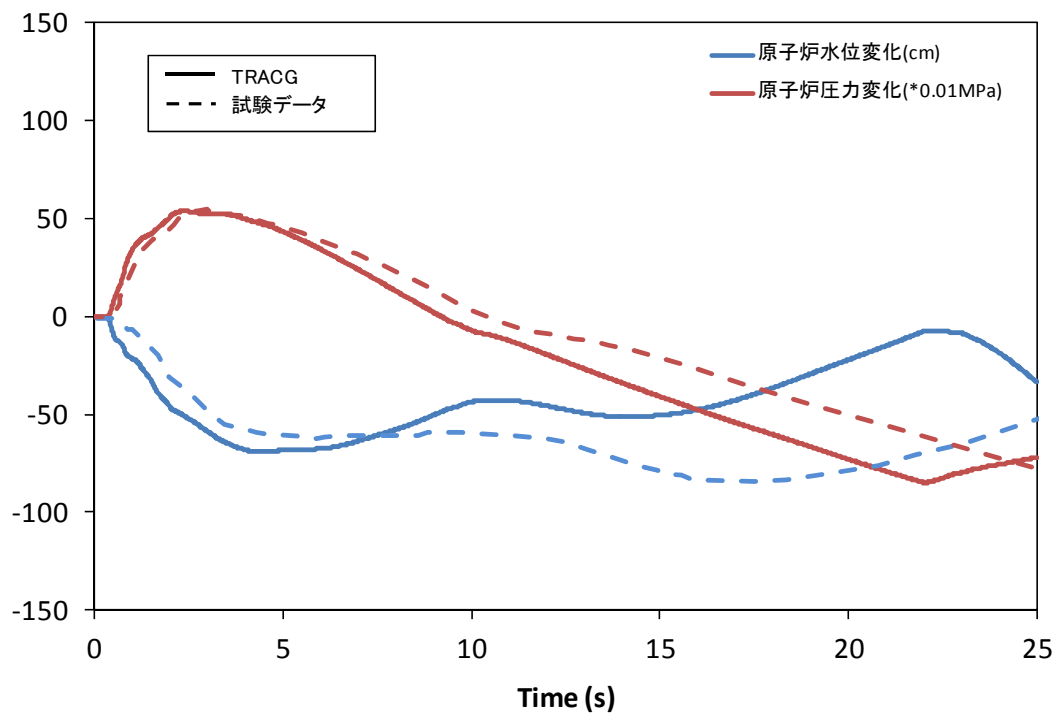
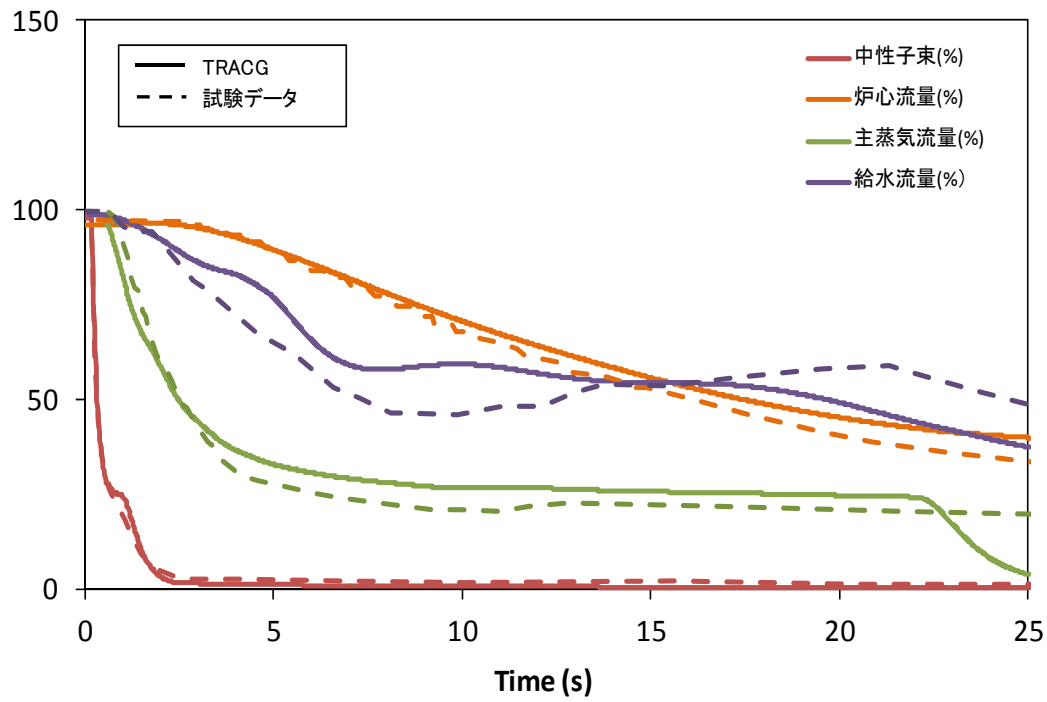


図 3.3-6 福島第二原子力発電所 2号炉の LRWB と解析結果の比較

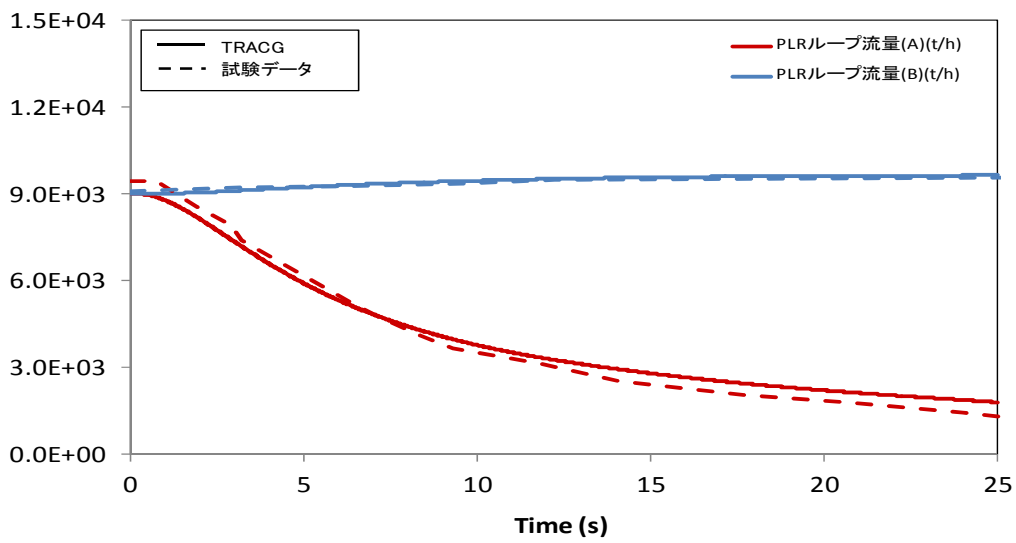
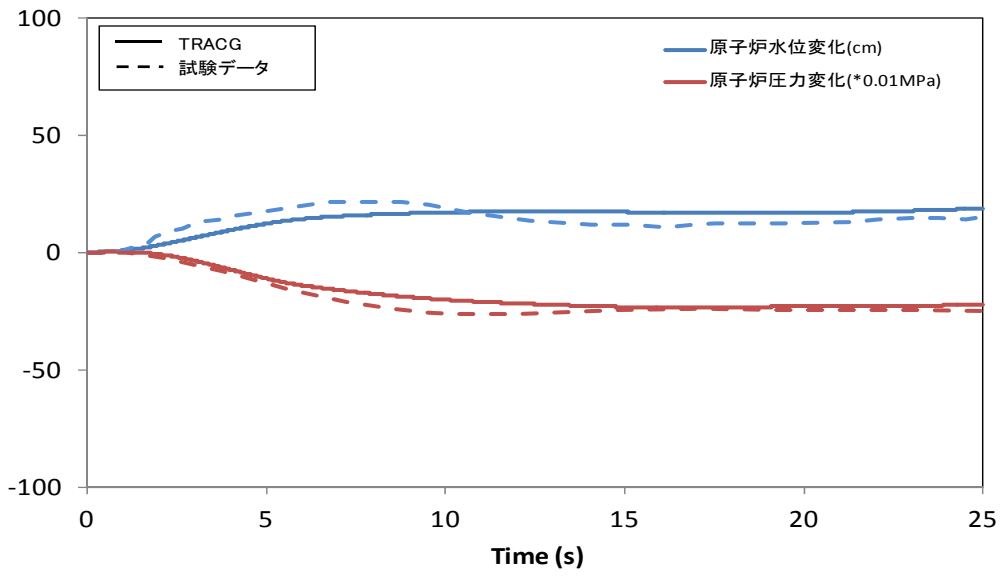
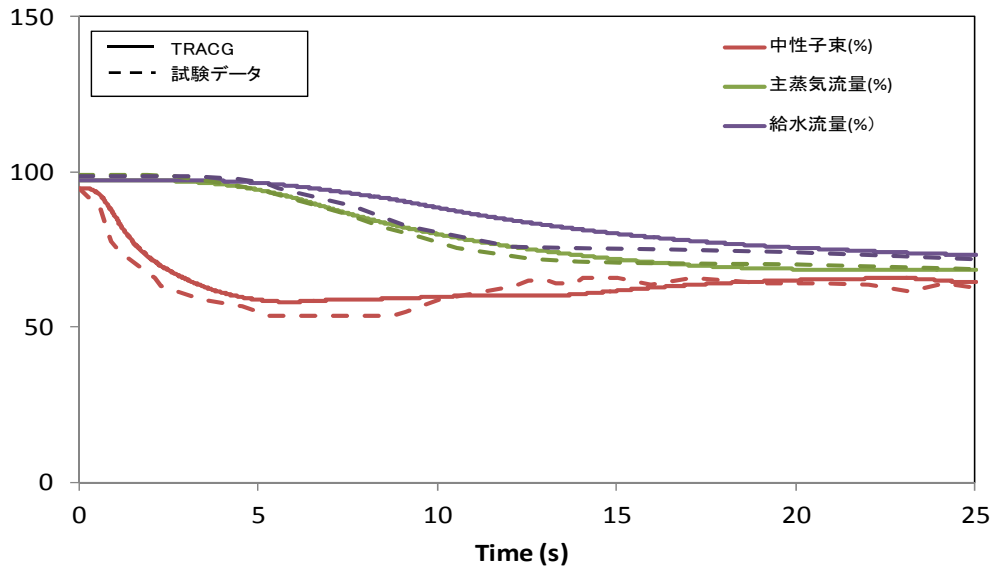


図 3.3-7 福島第二原子力発電所 2号炉の 1RPT と解析結果の比較

3.4 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 起動試験

本節では ABWR の代表例として熱出力 3926MW の柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 (K-7) について取り上げる。K-7 の諸元表を表 3.4-1 に示す。

対象とした試験は、圧力上昇過渡時の発電機負荷遮断試験 (LRWB)、流量減少過渡時のインターナルポンプトリップ試験 (インターナルポンプ 10 台中 3 台トリップ : 3RPT) の 2 ケースとした。図 3.4-1、図 3.4-2 に各試験の事象進展図を示す。

3.4.1 TRACG 解析モデル

RPV、燃料チャンネル、主蒸気管のモデル化は前節 3.3 と同様に行った。ABWR の原子炉圧力容器のノーディングを図 3.4-3 に、燃料チャンネルのノーディングを図 3.4-4 に、主蒸気管のノーディングを図 3.4-5 に示す。これらのノーディングに従い TRACG の解析を実施した。

TRACG の炉心状態はプラントシミュレータ AETNA により初期化され、過渡計算では TRACG 自身の三次元核動特性モデルによって計算される。燃料チャンネルについて、核計算は全チャンネルが独立に計算されるが、熱水力計算は燃料チャンネルの出力に応じて幾つかのグループに分け、複数の燃料チャンネルをまとめて計算する。

再循環流量制御、給水流量制御、炉心圧力制御、SRV、炉心防護などのコントロールシステムはコントロールブロックによってモデル化を行う。

3.4.2 試験データとの比較

発電機負荷遮断試験に関する比較を図 3.4-6 に、インターナルポンプトリップ試験の結果を図 3.4-7 に示す。

3.4.3 結果の考察

発電機負荷遮断試験については、中性子束、炉心流量、主蒸気流量、給水流量、原子炉圧力、炉心水位それぞれの時間変化を TRACG の解析結果と比較し、各パラメータの変化傾向、最大値の発生時間などが同等であり、試験結果を十分に再現できることを確認した。

また、インターナルポンプトリップ試験についても、中性子束、主蒸気流量、給水流量、原子炉圧力、炉心水位、再循環ループ流量それぞれの時間変化を TRACG の解析結果と比較し、各パラメータの変化傾向、最大値の発生時間などが同等であり、試験結果を十分に再現できることを確認した。

3.4.4 結論

上記で提示した発電機負荷遮断試験及びインターナルポンプトリップ試験について TRACG では十分に試験結果を再現できることを確認した。これらの結果より過渡的な挙動解析に TRACG を使用することは妥当である。

表 3.4-1 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の諸元表

原子炉タイプ	ABWR
電気出力(MWe)	1356
熱出力 (MWt)	3926
燃料集合体体数	872
炉心流量(t/h)	52.2×10^3
原子炉ドーム圧力 (MPa(gage))	7.07
インターナルポンプ台数	10 (Internal loop)

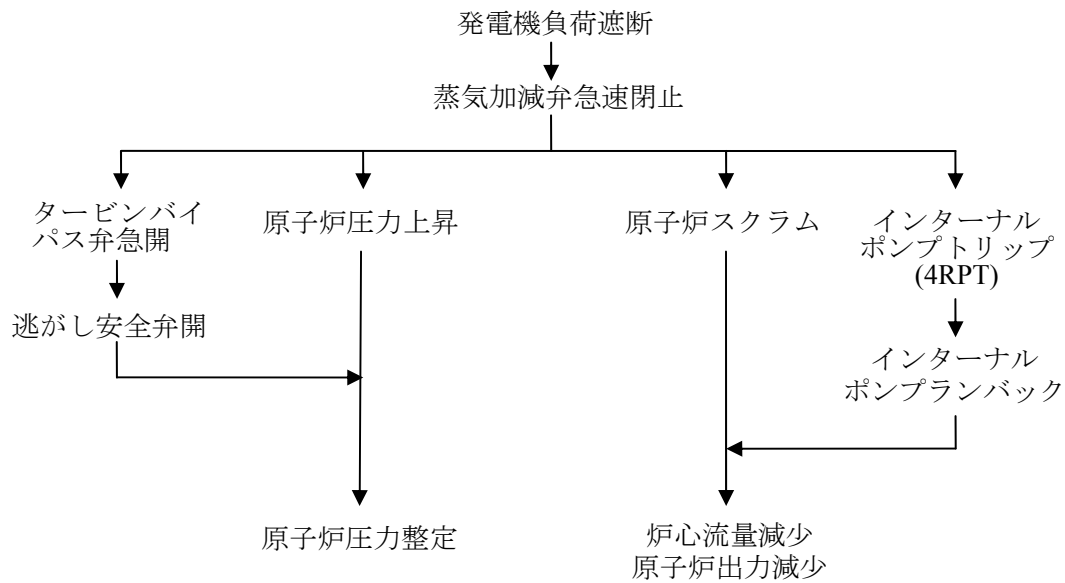


図 3.4-1 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉における LRWB 事象進展図

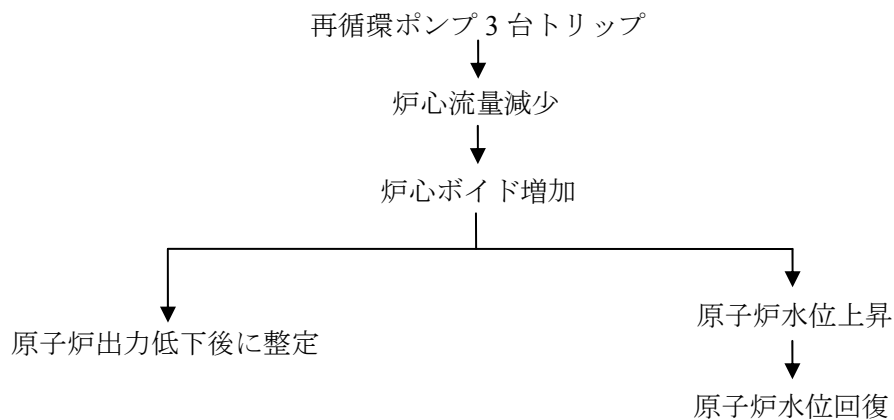


図 3.4-2 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉における 3RPT 事象進展図

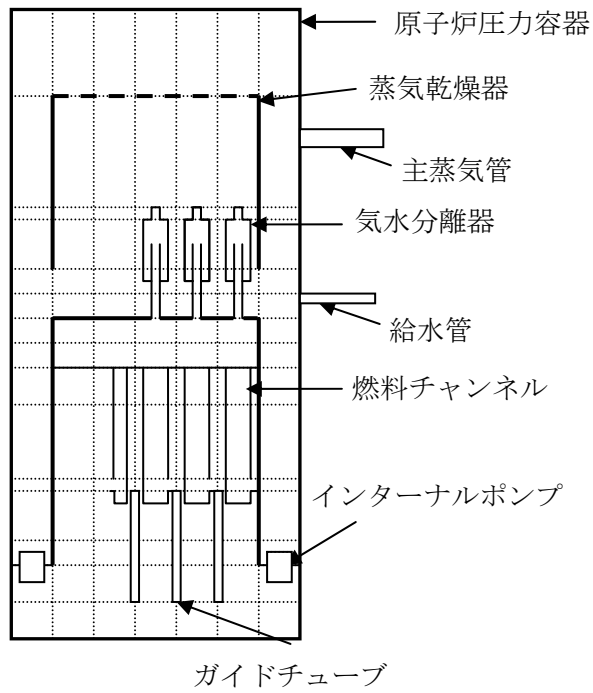


図 3.4-3 柏崎刈羽原子力発電所7号炉の原子炉压力容器ノーディング図

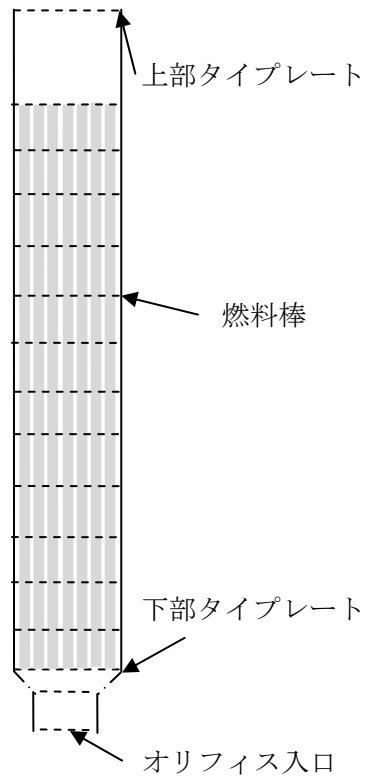


図 3.4-4 柏崎刈羽原子力発電所7号炉の燃料チャンネルノーディング図

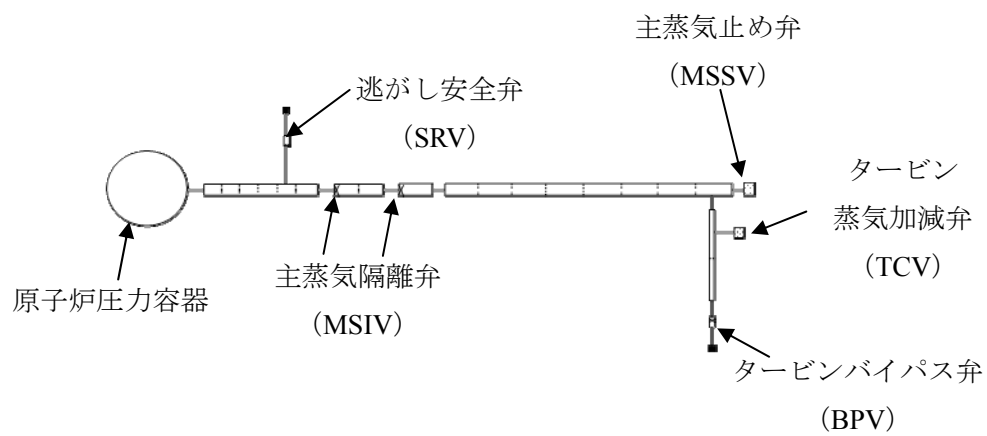


図 3.4-5 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉の主蒸気管ノーディング図

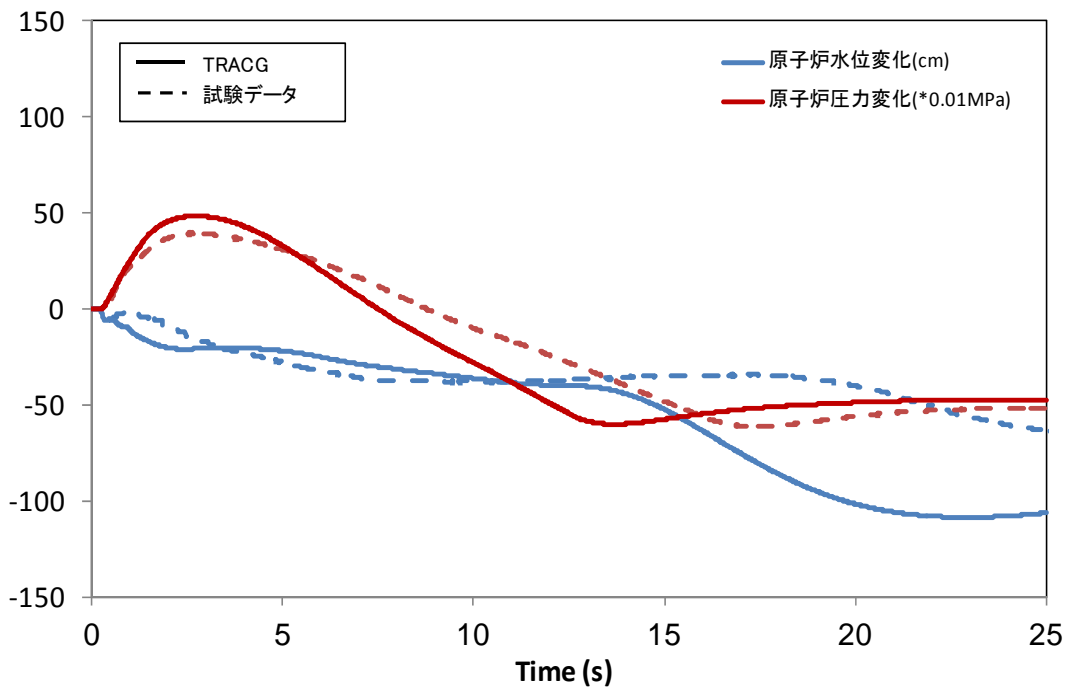
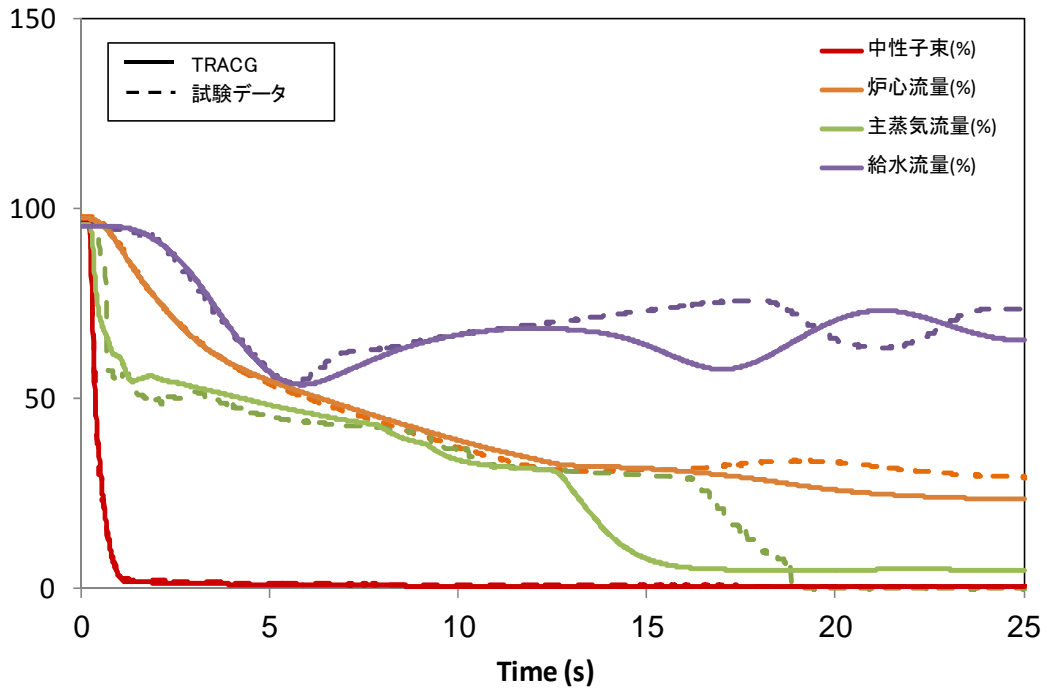


図 3.4-6 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉の LRWB と解析結果の比較

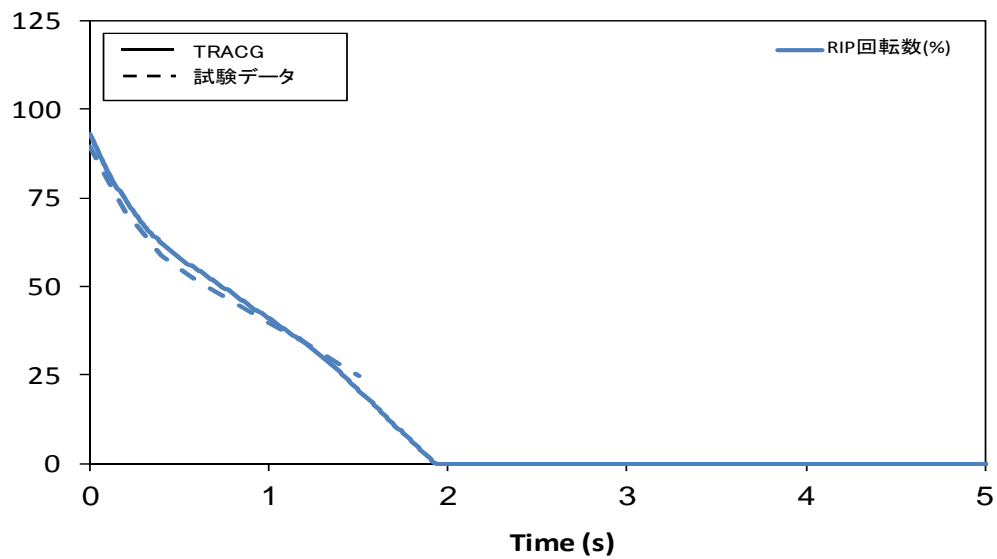
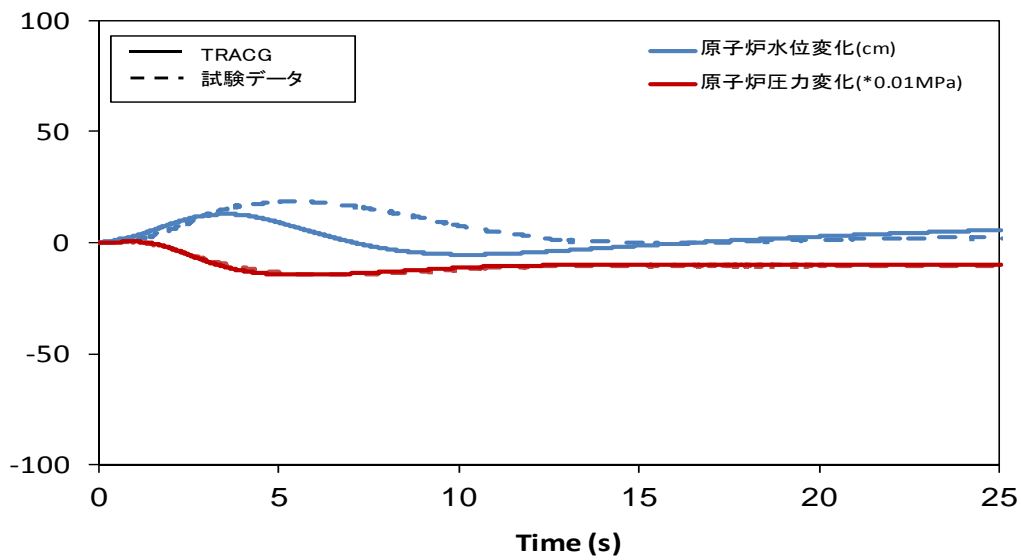
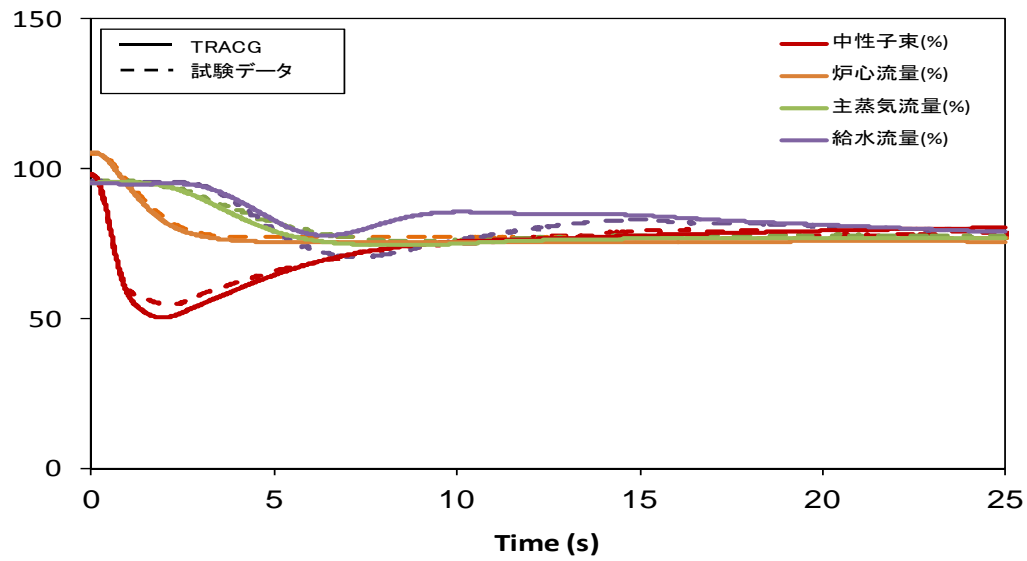


図 3.4-7 柏崎刈羽原子力発電所7号炉の3RPTと解析結果の比較

3.5 SLC 試験

GE Hitachi Nuclear Energy (GEH) 社で実施された SLCS (Stand-by Liquid Control System) に関する Vallecitos 試験^[40]について説明する。

3.5.1 試験の説明

1980 年頃に、GEH 社は Vallecitos 試験装置を用いて、一連のほう酸溶液混合試験を実施した。Vallecitos 試験装置は、実機 BWR の詳細な 1/6 規模モデルであり、ほう酸溶液の注入位置を変更することが可能であった。Vallecitos 試験は大気圧及び室温の下で実施され、低温時のほう酸溶液の相対密度を模擬した代替溶液が使用された。試験は、原子炉定格炉心流量の 5%、10%及び 15%などの流量と等価な条件で実施された。試験装置には、制御棒案内管、燃料集合体、ジェットポンプ、気水分離器等の圧力容器の底部から上部までの BWR のすべての機器、及び 2 つの外部再循環ループが含まれていた。

3.5.2 試験データとの比較



3.5.3 結論

Vallecitos 試験装置を用いて実施されたほう素溶液混合試験に関する TRACG の解析結果が妥当な範囲で測定値と一致していることから、TRACG のほう素の輸送に関するモデルの妥当性が確認された。

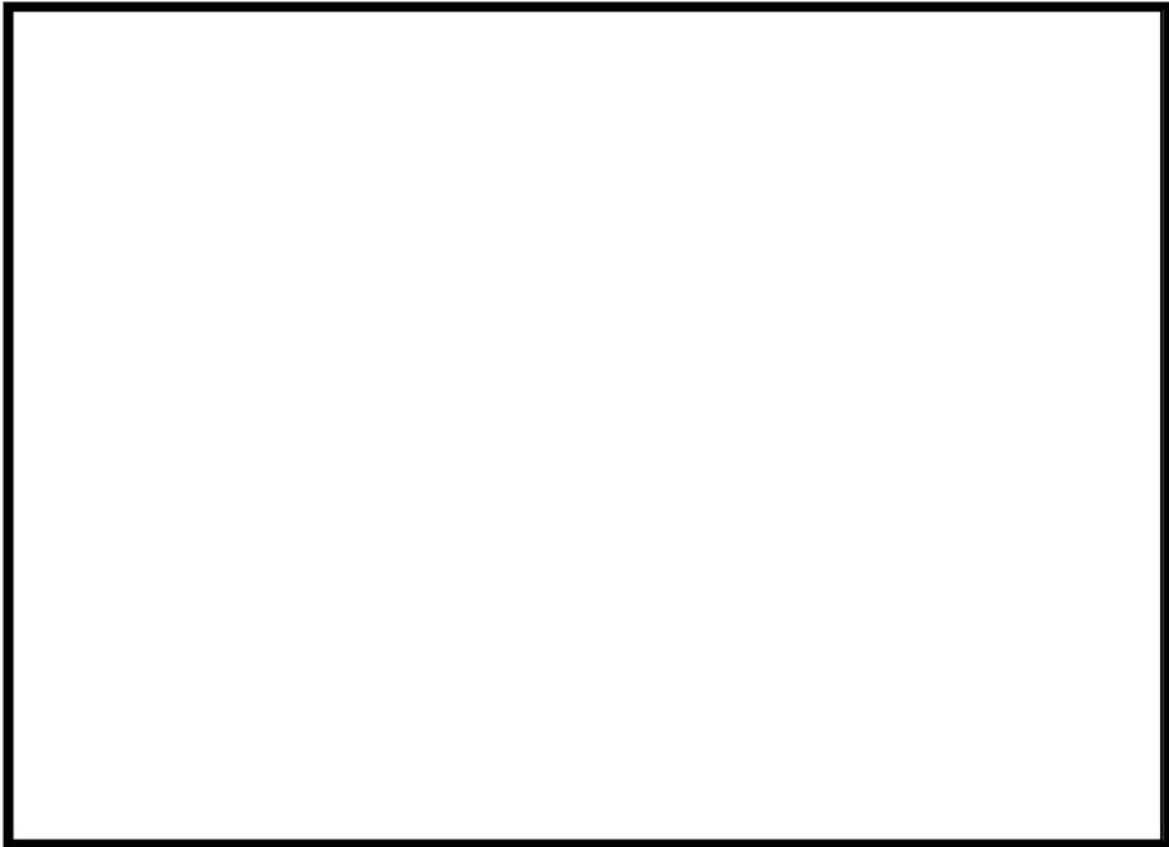


図 3.5-1 Vallecitos 試験 125 における下部プレナムのほう酸混合係数 (5%炉心流量)



図 3.5-2 Vallecitos 試験 125 における炉心のほう酸混合係数 (5%炉心流量)



図 3.5-3 Vallecitos 試験 122 における下部プレナムのほう酸混合係数 (10%炉心流量)



図 3.5-4 Vallecitos 試験 122 における炉心のほう酸混合係数 (10%炉心流量)

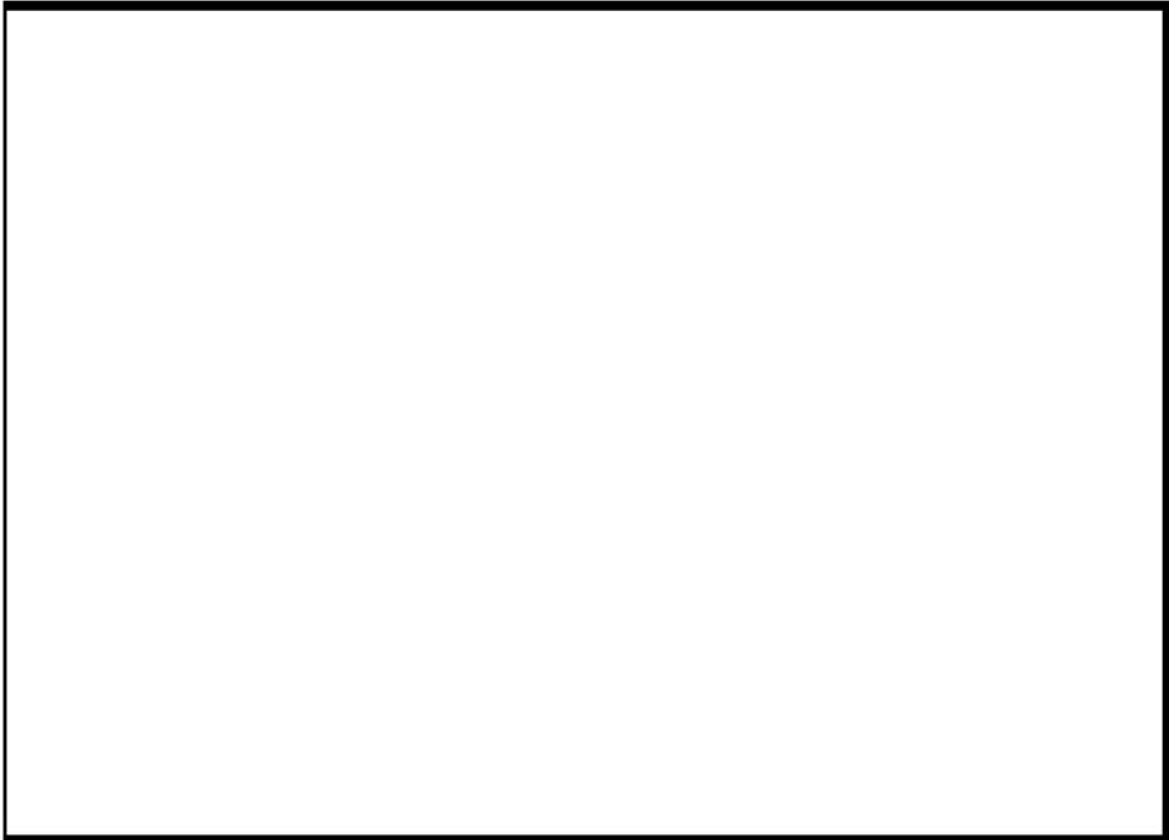


図 3.5-5 Vallecitos 試験 327 における下部プレナムのほう酸混合係数 (10%炉心流量)



図 3.5-6 Vallecitos 試験 327 における炉心のほう酸混合係数 (10%炉心流量)

4 ATWS 解析への適用例

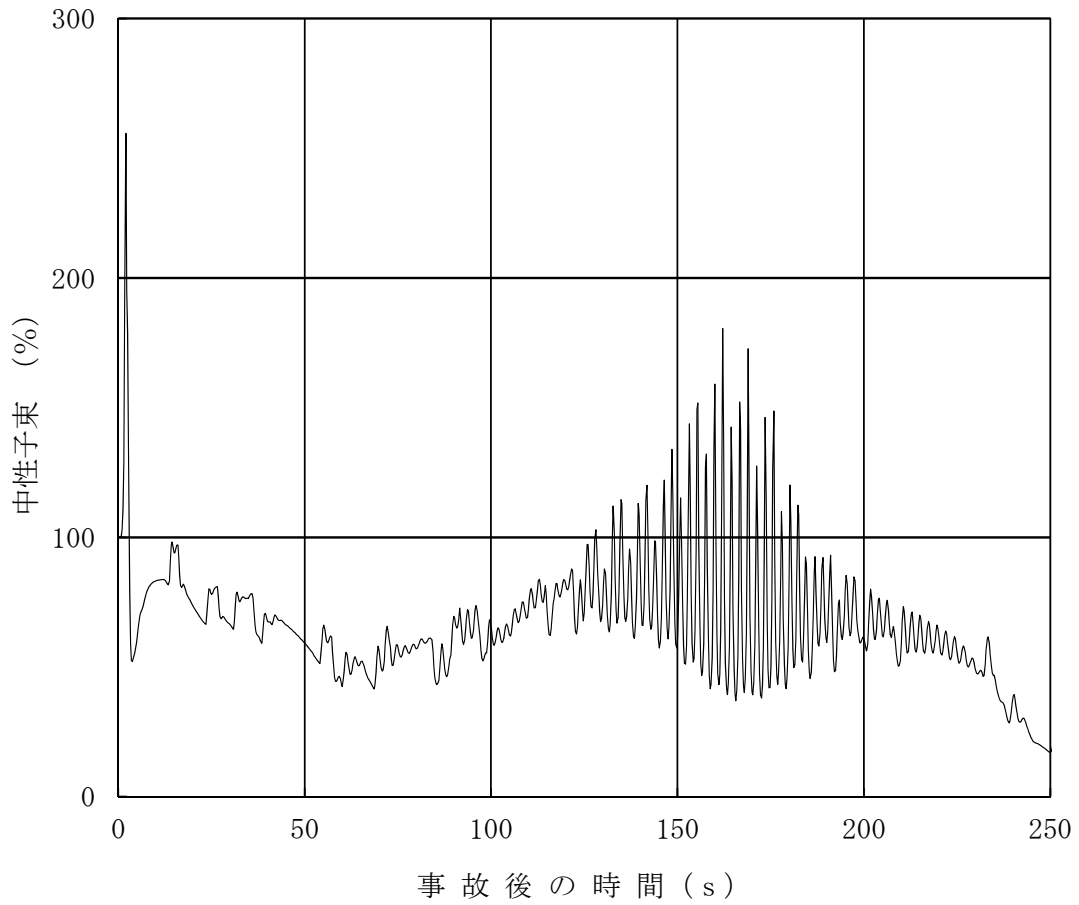
REDY コード (REDY Ver.1 (ATWS 用), REDY Ver.2) 及び SCAT コード (SCAT Ver.3) の有効性評価に対して, 比較用の参考解析として TRACG コードを ATWS 解析に適用した結果について例示する。

なお, ATWS 解析では, 前章で説明した LASALLE 不安定事象で検討した結果を反映して, チャンネルコンポーネントについて同じノード分割を用いた。

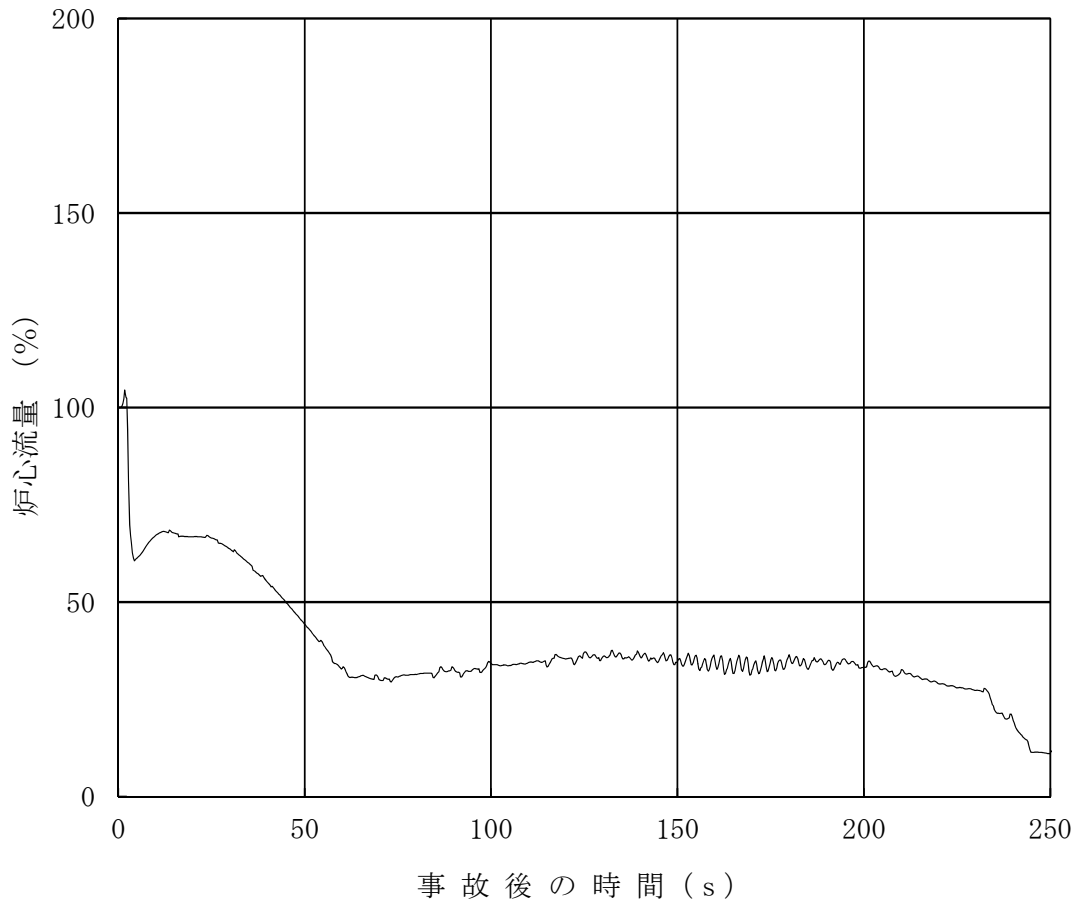
4.1 ABWR 平衡炉心の MSIV 誤閉止

図 4.1-1～図 4.1-8 に ABWR 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 550℃であり, 燃料被覆管最高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, 燃焼度点及び初期炉心流量が異なる条件についても確認した。評価した中で厳しい結果を与える下部ピーク炉心, サイクル末期, 初期炉心流量 90% の場合であっても, 燃料被覆管温度は最高で約 560℃であり, 燃料被覆管最高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
(ABWR, 平衡炉心)**



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

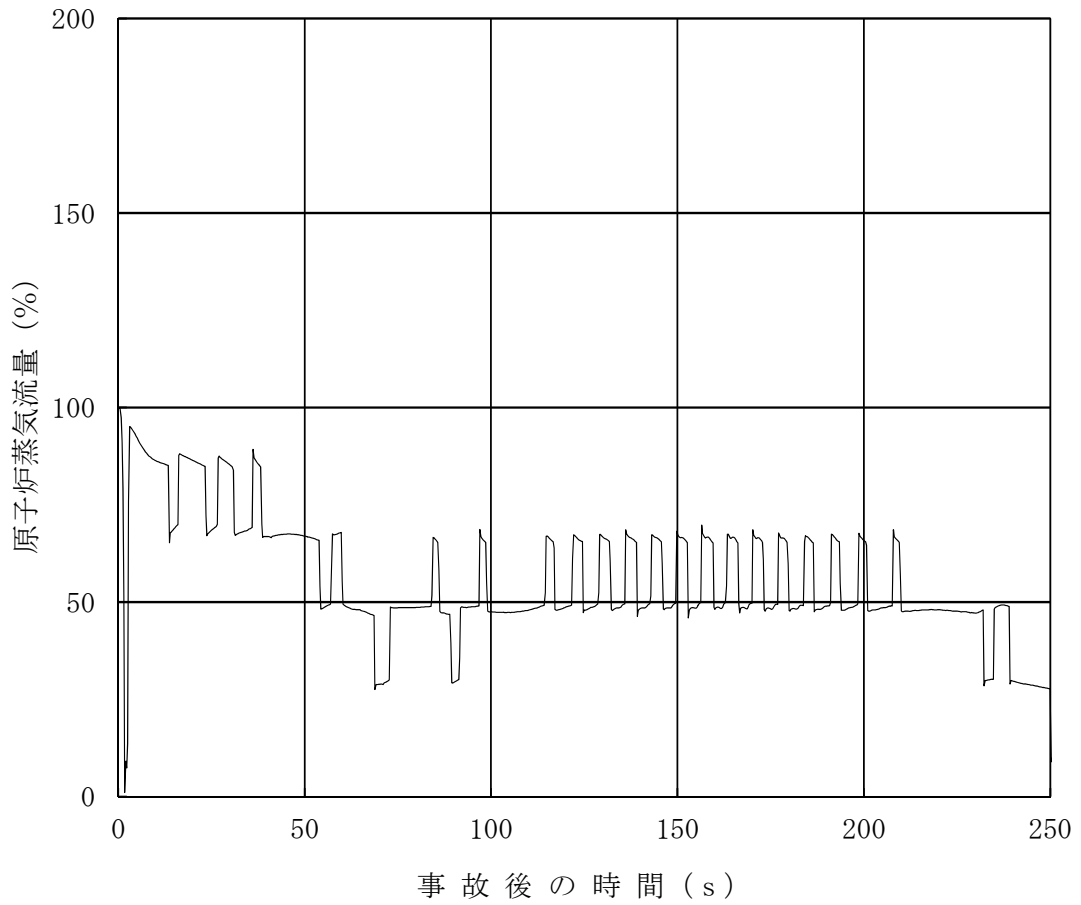
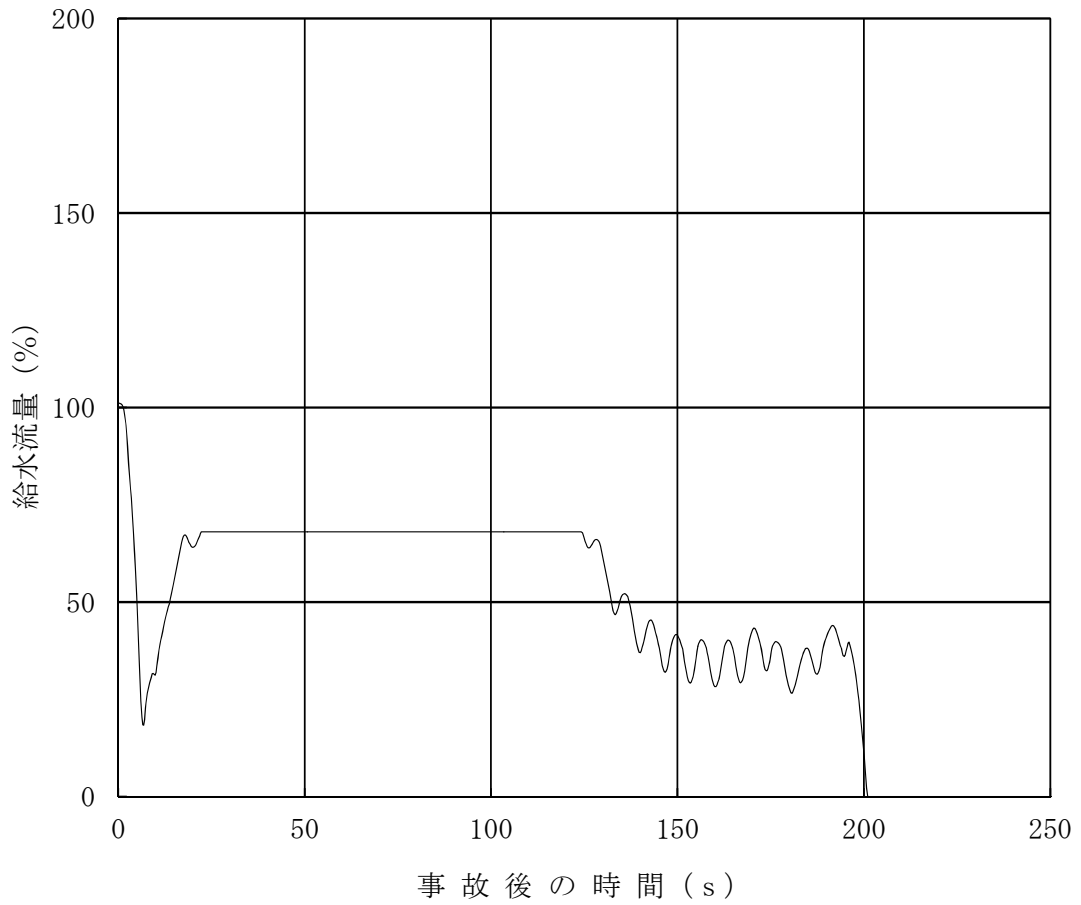


図 4.1-3 ATWS 時の原子炉蒸気流量の時間推移
(ABWR, 平衡炉心)



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

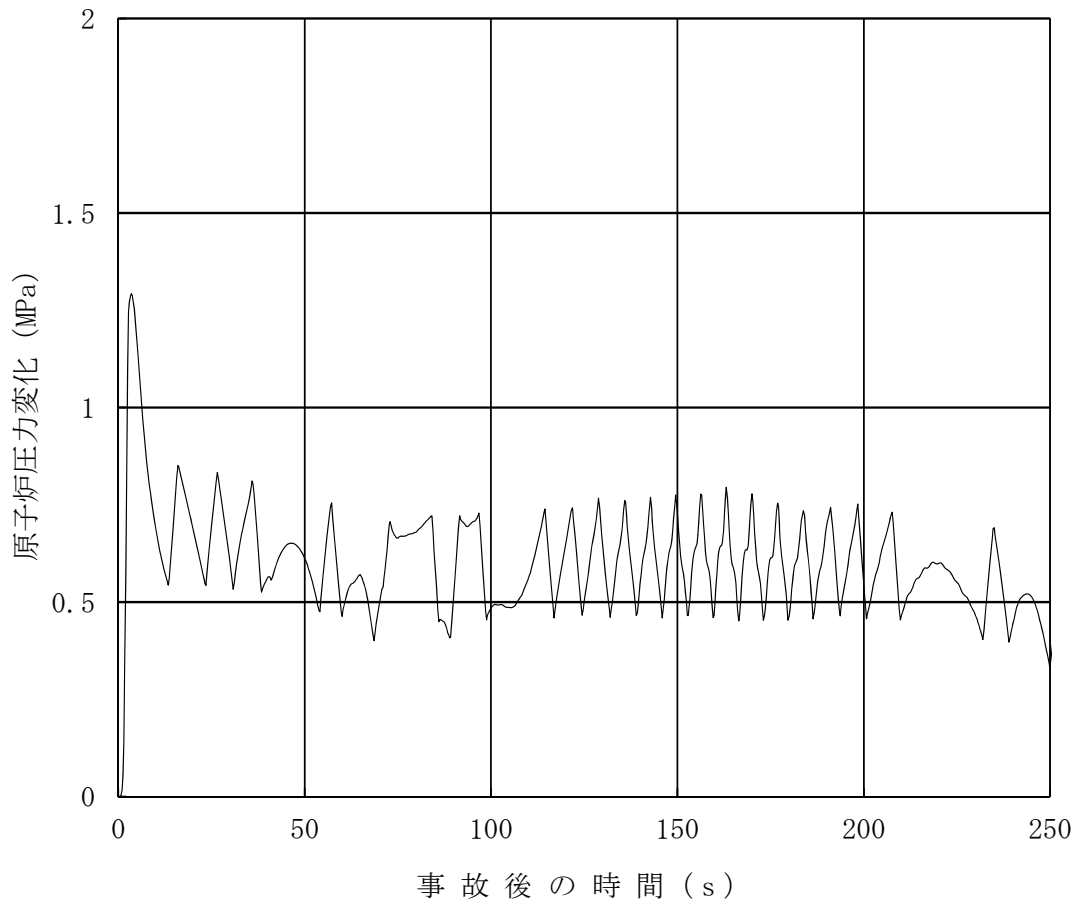


図 4.1-5 ATWS 時の原子炉圧力変化の時間推移
(ABWR, 平衡炉心)

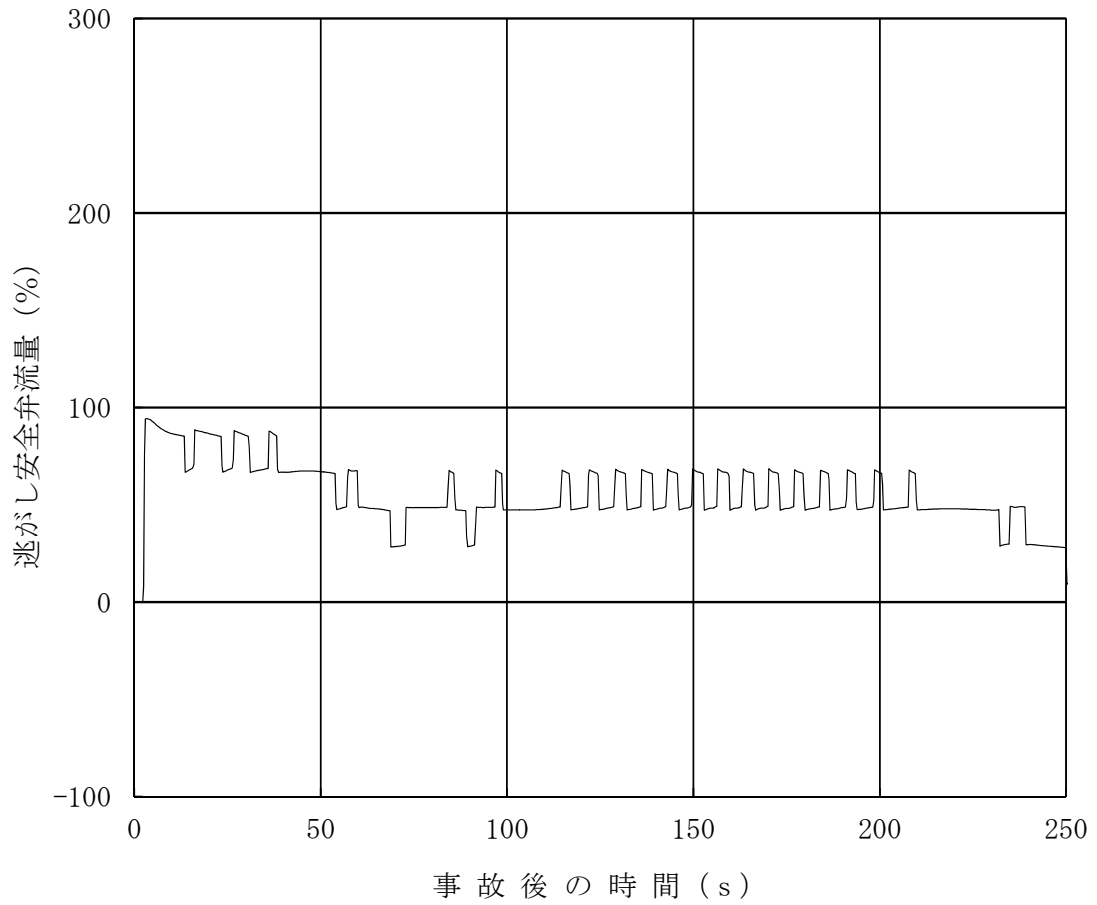
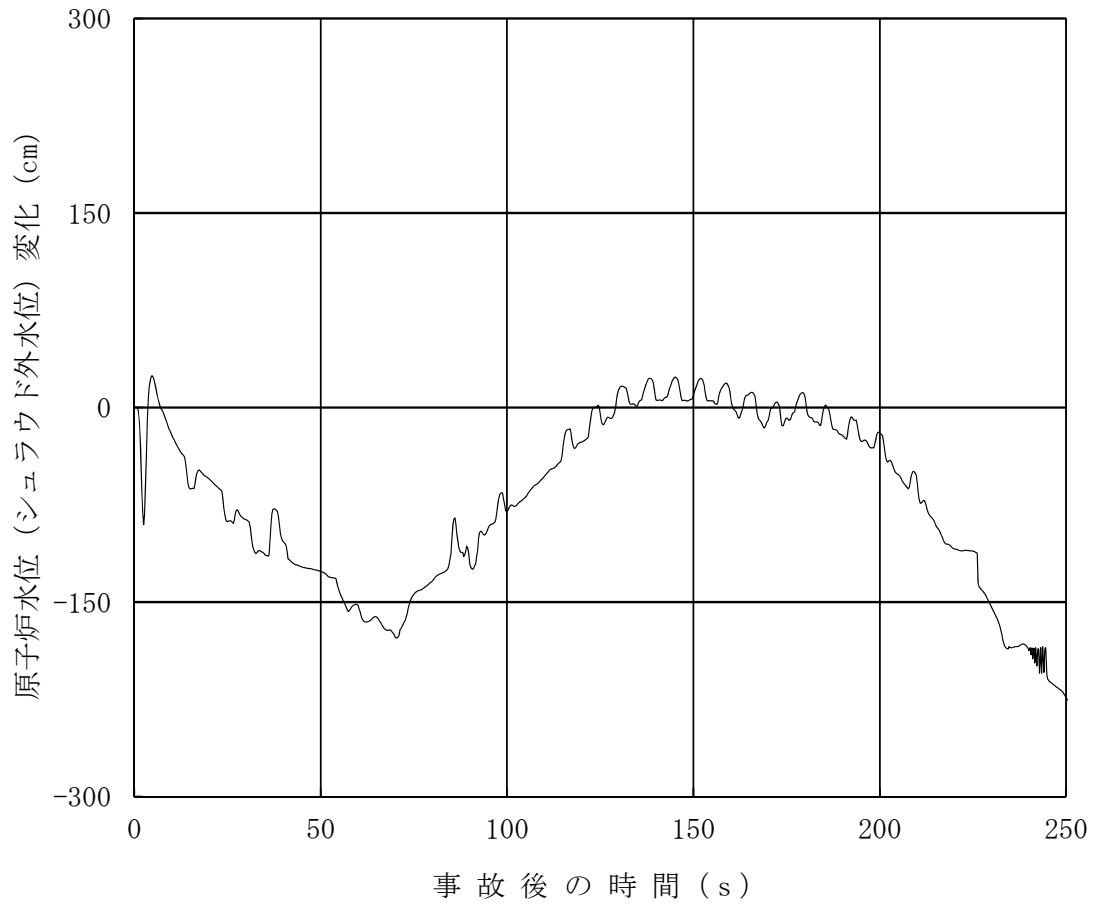
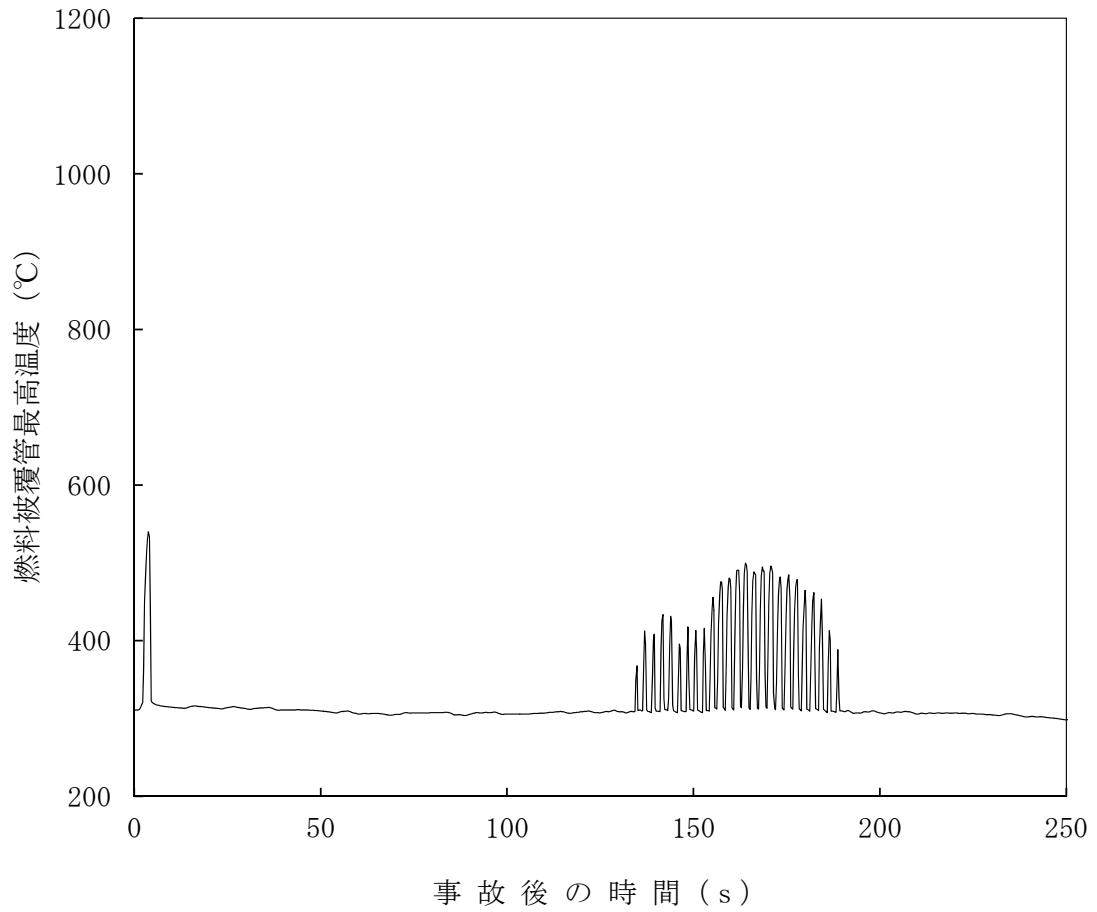


図 4.1-6 ATWS 時の逃がし安全弁流量の時間推移
(ABWR, 平衡炉心)



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



**図 4.1-8 ATWS 時の燃料被覆管最高温度の時間推移
(ABWR, 平衡炉心)**

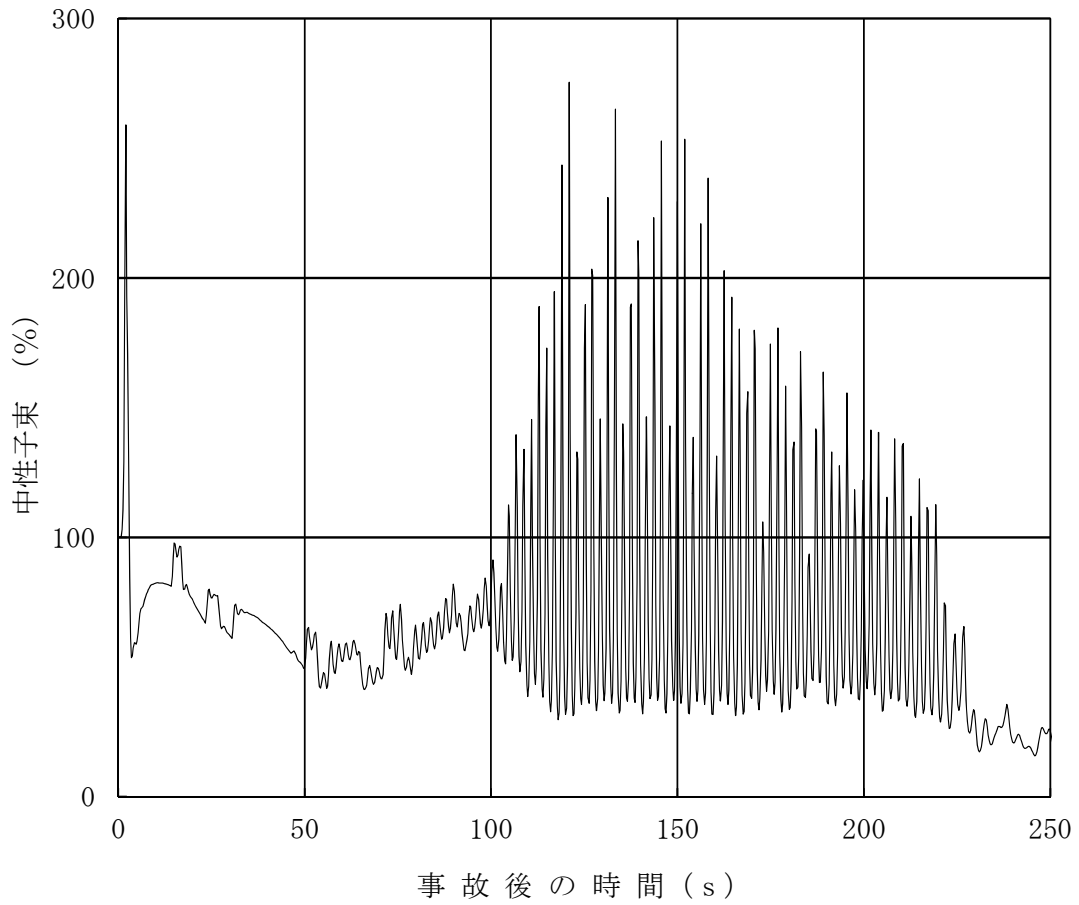


図 4.1-9 ATWS 時の中性子束の時間推移
(ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)

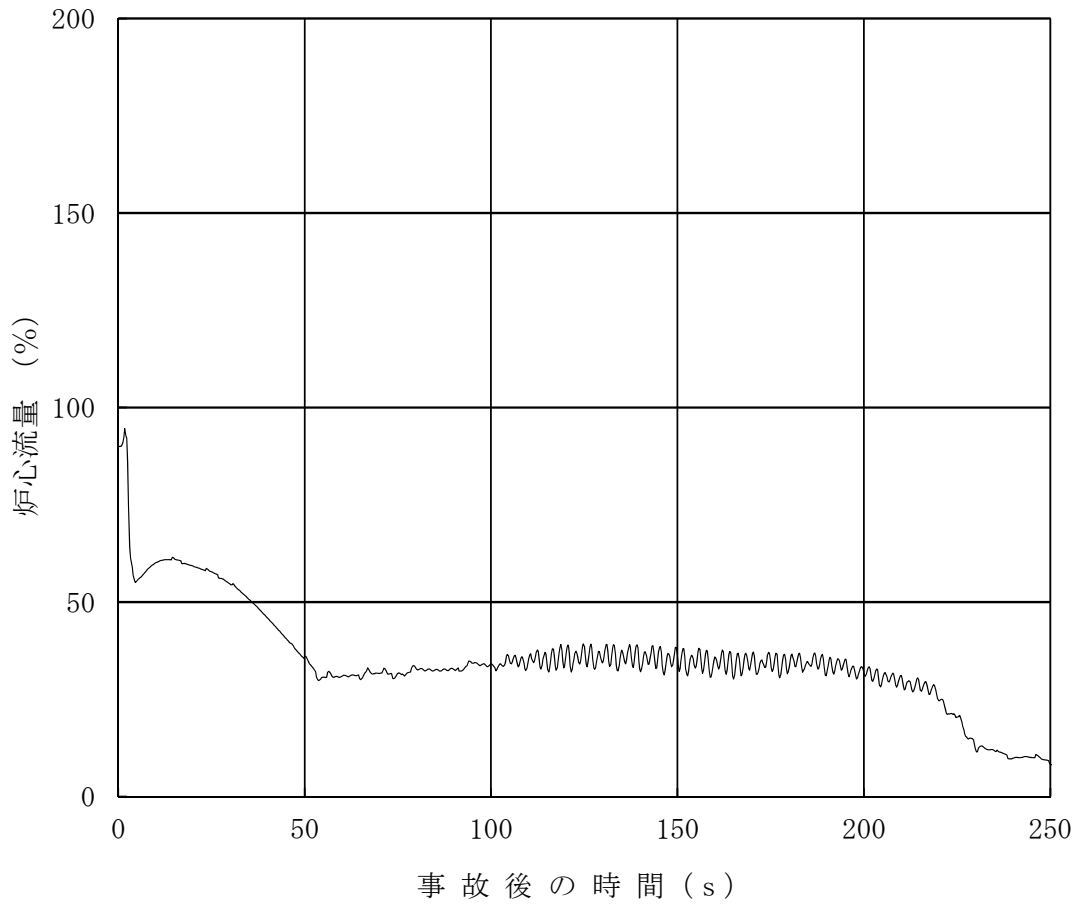


図 4.1-10 ATWS 時の炉心流量の時間推移
 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)

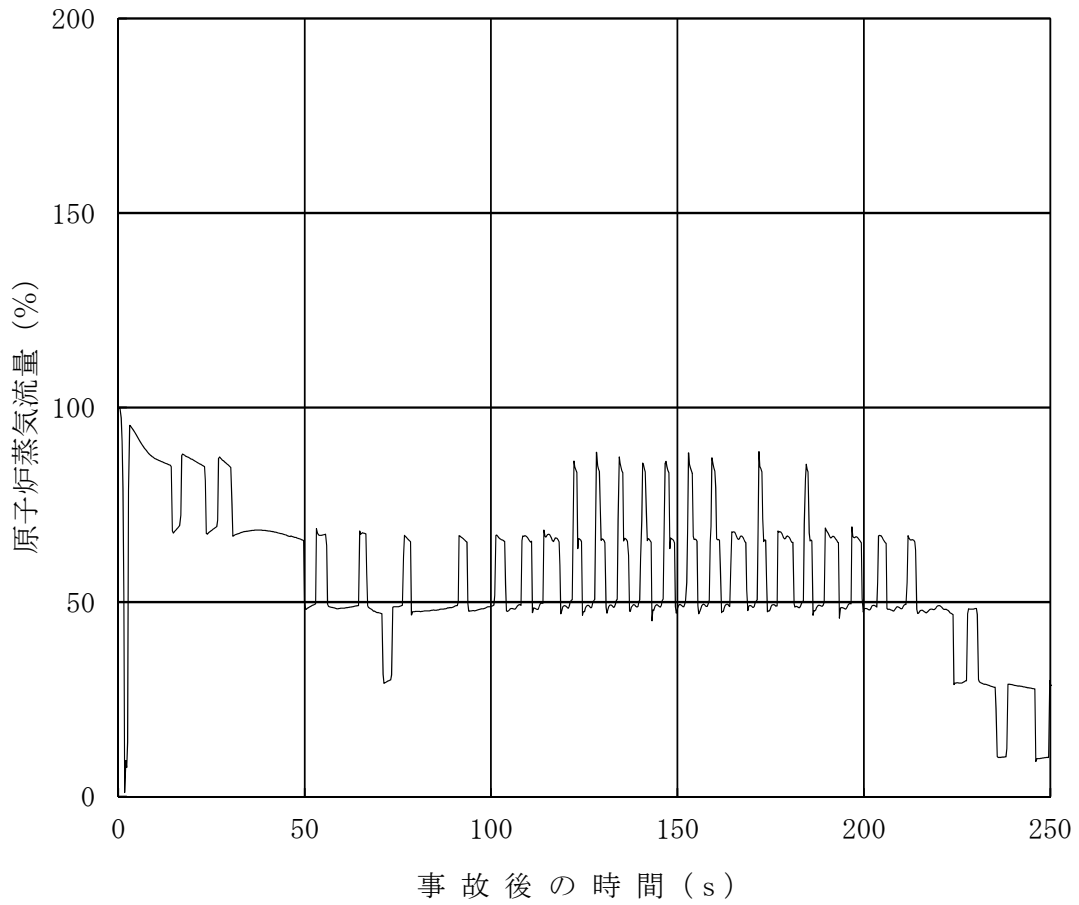


図 4.1-11 ATWS 時の原子炉蒸気流量の時間推移
(ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)

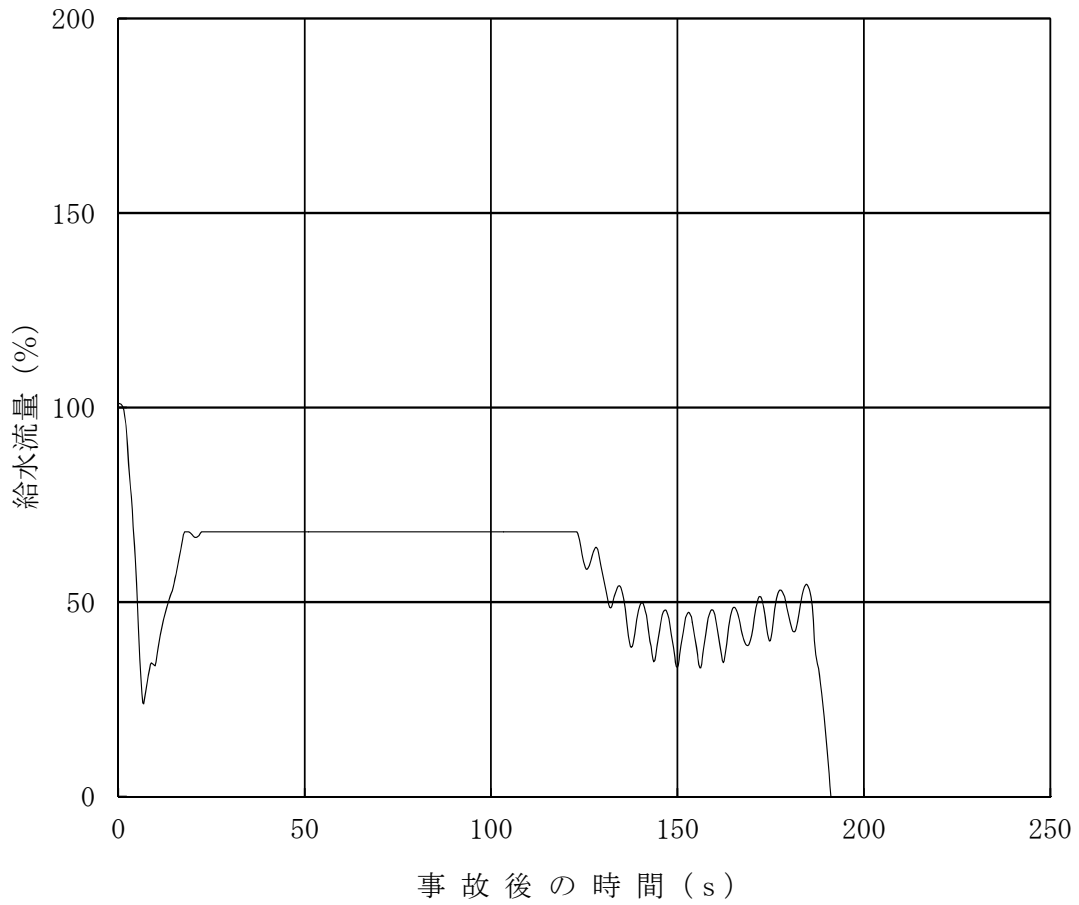


図 4.1-12 ATWS 時の給水流量の時間推移
 (ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)

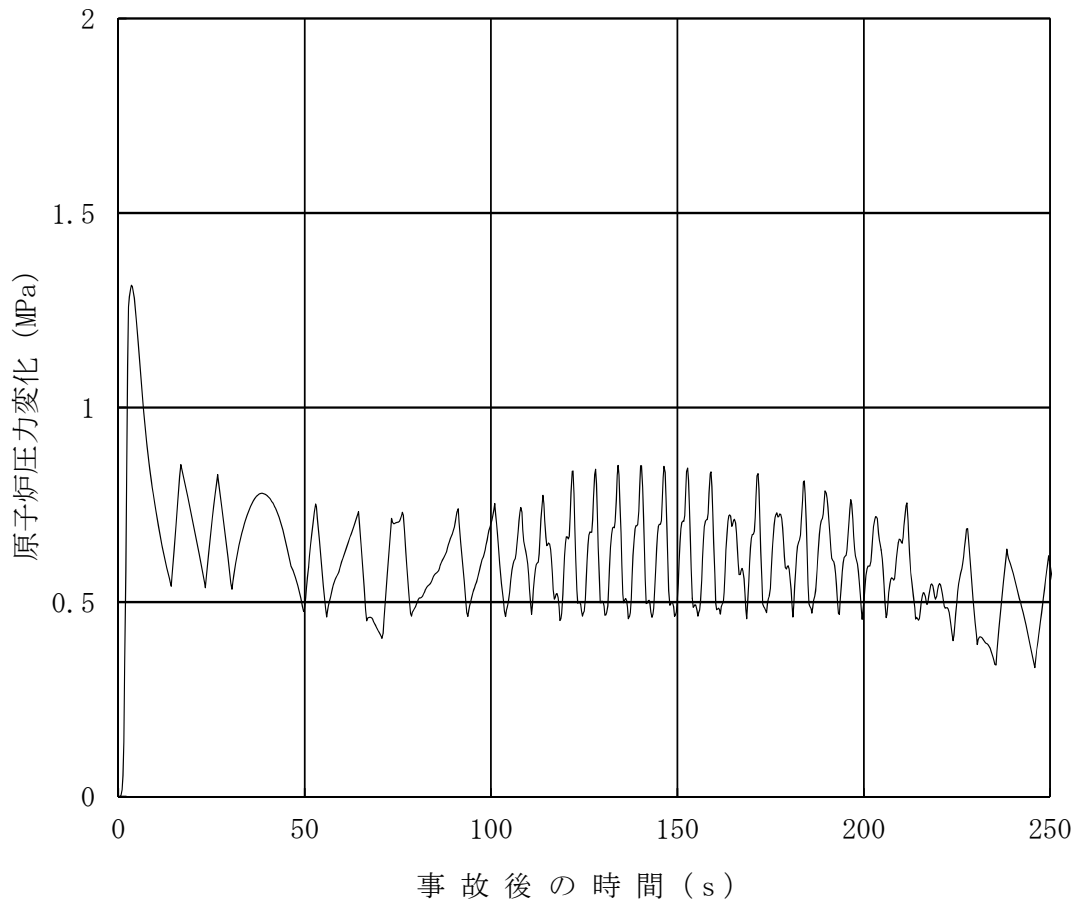


図 4.1-13 ATWS 時の原子炉圧力変化の時間推移
(ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)

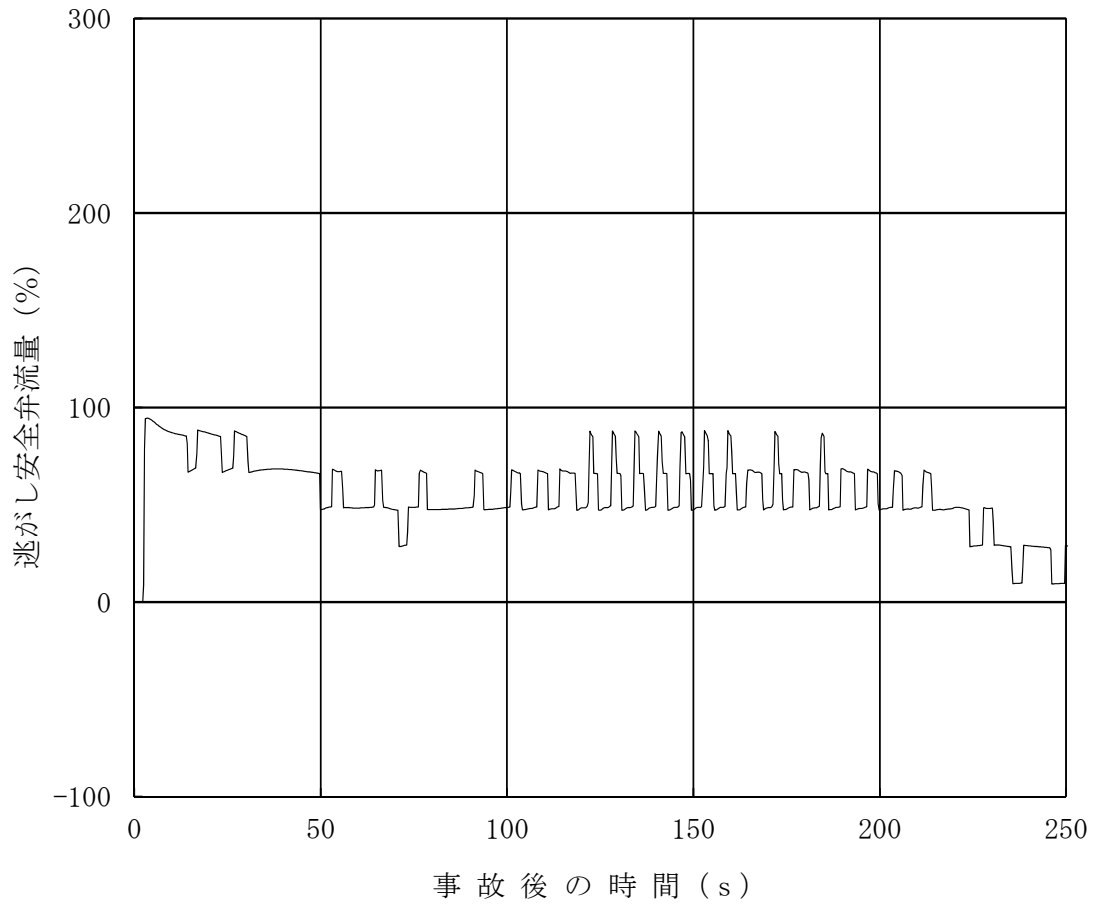


図 4.1-14 ATWS 時の逃がし安全弁流量の時間推移
(ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)

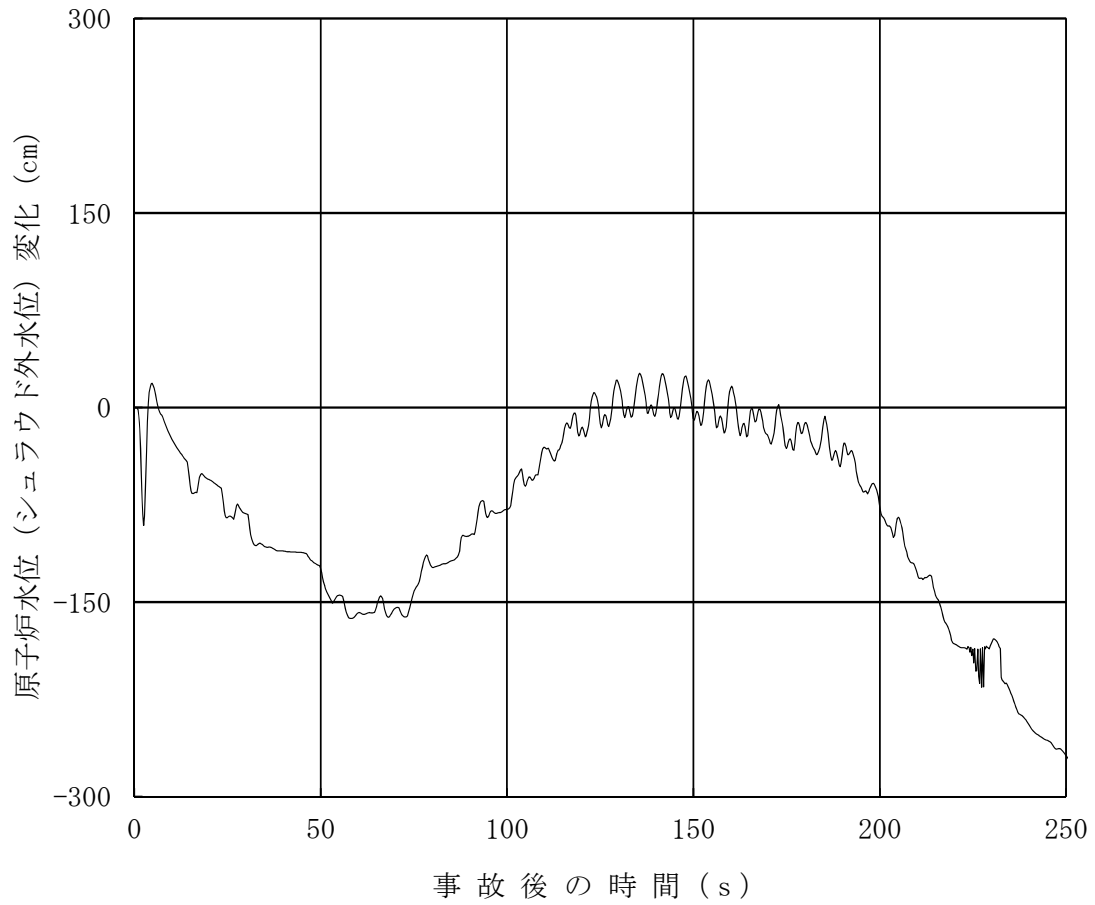
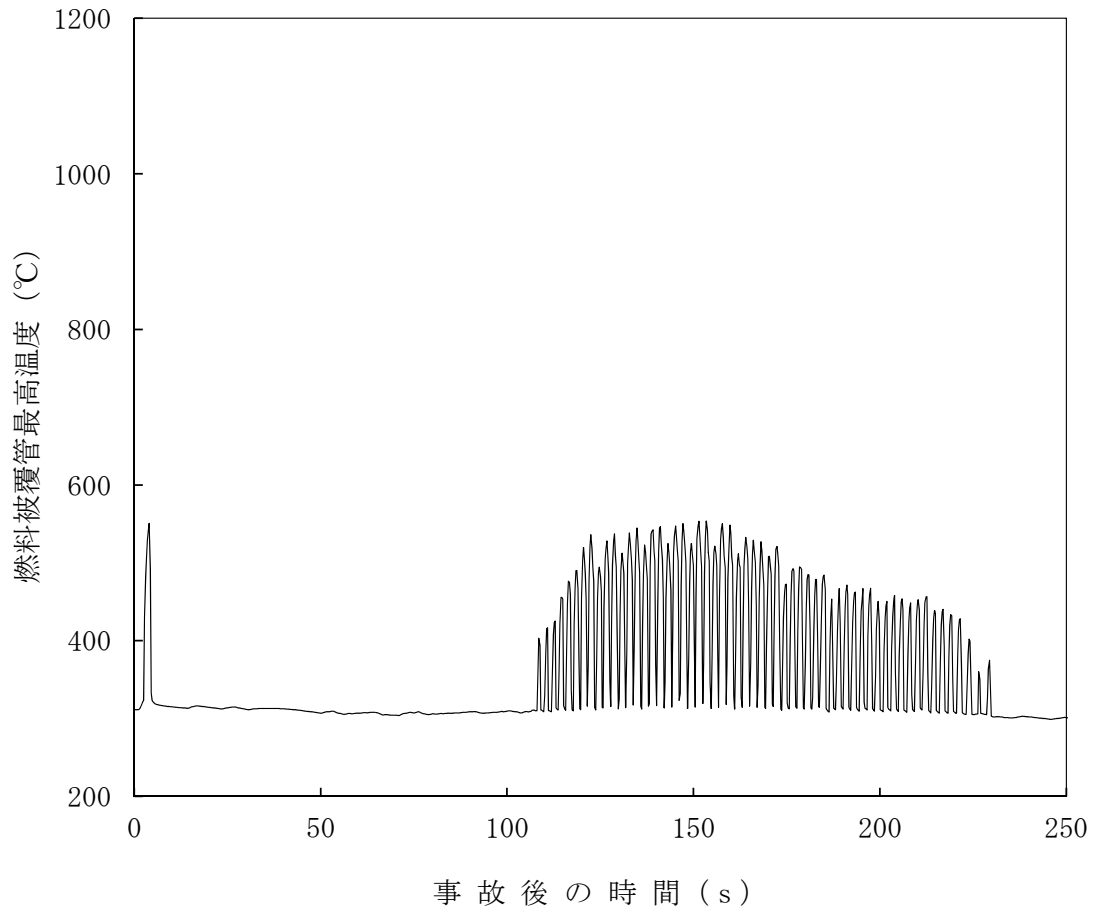


図 4.1-15 ATWS 時の原子炉水位の時間推移
(ABWR, 平衡炉心, 初期条件変更)



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

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-PIA: An Advanced Best Estimate Computer Program for PWR LOCA Analysis*, Los Alamos Scientific Laboratory, NUREC/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*, GEAP-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] Fitch, J. R., et al., *TRACG Qualification for SBWR*, NEDC-32725P, Rev. 1 August 2002.
- [14] Fitch, J. R., et al., *TRACG Qualification for ESBWR*, NEDC-33080P, Rev. 1, May 2005.
- [15] T. Iwamoto, M. Tamitani and B. R. Moore “Methods, Benchmarking and Applications of BWR Core Simulator AETNA,” *Advances in Nuclear Fuel Management III* (2003)
- [16] J. G. M. Andersen, *et al.*, *TRACG Qualification*, NEDE-32177P, Rev. 3, GE Proprietary Report, August 2007.
- [17] M. Tamitani, T. Iwamoto and B. R. Moore “Development of Kinetics Model for BWR Core Simulator AETNA,” *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, Vol.40, No.4, p. 201-202 (April2003)
- [18] J. G. M. Andersen et al., *TRACG Model Description*, NEDE-32176P, Rev. 3, April 2006.
- [19] H.Christensen, *Power-to-Void Transfer Function*, ANL6385, July 1961.
- [20] 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.
- [21] S. Morooka, T.Ishizuka, M.Iizuka and K.Yoshimura, *Experimental Study on Void Fraction in a Simulated BWR Assembly (Evaluation of Cross-Sectional Averaged Void Fraction)*, *Nuclear Engineering and Design* 114, pp.91-98 (1989).
- [22] T. Mitsutake, S. Morooka, K.Suzuki, S. Tsunoyama and K.Yoshimura, *Void Fraction Estimation Within Rod Bundles Based on Three-Fluid Model and Comparison with X-ray CT Void Data*, *Nuclear Engineering and Design* 120, pp. 203-212 (1990).
- [23] G. Agostini, A. Era and A. Premoli, *Density Measurements of Steam-Water Mixtures Flowing in a Tubular Channel Under Adiabatic and Heated Conditions*, CISE-R-291, December 1969.
- [24] D. K. Felde, et al., *Facility Description-THTF MOD 3 ORNL PWR BDHT Separate-Effects Program*, NUREG/CR-2640 (ORNL/TM-7842), September 1982.
- [25] 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.
- [26] *The Marviken Full-Scale Critical Flow Tests-Interim Report Description of the Test Facility, MXC-101, Marviken Power Station*”, Sweden, October 1979
- [27] *The Marviken Full-Scale Critical Flow Test - Third Series, Results from Test 15*, MXC-215, Marviken Power Station, Sweden, September 1979.
- [28] *The Marviken Full-Scale Critical Flow Test - Third Series, Results from Test 24*, MXC-224, Marviken Power Station, Sweden, September 1979.
- [29] 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.
- [30] *Critical Power and Pressure Drop Tests of Simulated 10X10 Bundle Designs Applicable to GE14*, NEDC-32874P, March 2000.
- [31] *TASC-03A – A Computer Program for Transient Analysis of a Single Channel*,

- NEDC-32084P-A, Rev. 2, July 2002.
- [32] R. K. McCardell, D. I. Herborn 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.
- [33] K. Azekura, et al., “Development of a BWR Lattice Analysis Code LANCER Based on an Improved CCCP Method,” *Advances in Nuclear Fuel Management III (ANFM 2003)*, Hilton Head Island, South Carolina, USA, Oct. 5-8, 2003.
- [34] W. J. Letzring, *Preliminary Facility Description Report for the BD/ECC 1A Test Phase*, GEAP-23592/NRC-2, December 1977.
- [35] 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.
- [36] 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.
- [37] *Transient and Stability Tests at Peach Bottom Atomic Power Station Unit 2 at End of Cycle2*, EPRI NP-564, June 1978.
- [38] T. Iwamoto, et al., *Validation of LANCR01/AETNA01 BWR Code Package against FUBILA MOX Experiments and Fukushima Daiichi Nucleare Power Plant Unit 3 MOX Core*, PHYSOR 2014 – The Role of Physics Toward a Sustainable Future, The Westin Miyako, Kyoto, Japan, September 28 – October 3, 2014.
- [39] USNRC, *AEOD Concerns Regarding The Power Oscillation Event at LaSalle 2(BWR-5)*, AEOD Special Report S803, 1988.
- [40] J. M. Dotson, et al., *Three-dimentional Boron Mixing Model*, NEDE-22267, GE Proprietary Report, October 1982.
- [41] J. G. M. Andersen et al., *TRACG Model Description*, NEDE-32176P, Rev. 4, GE Proprietary Report, January 2008.
- [42] 株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン「炉心核熱水力特性解析システム システム全般」, GLR-005 システム編 (平成 27 年 4 月)