

炉内核熱連成振動解析モデリング &
シミュレーション現状と課題

佐藤 聡

日本原子力研究開発機構
熱水力安全評価研究グループ

炉内核熱連成振動解析モデリング&シミュレーション現状と課題

佐藤 聡, 丸山 結, 渡辺 正, 中村 秀夫

日本原子力研究開発機構・熱水力安全評価研究グループ

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

{[satou.akira](mailto:satou.akira@jaea.go.jp), [maruyama.yu](mailto:maruyama.yu@jaea.go.jp), [watanabe.tadashi66](mailto:watanabe.tadashi66@jaea.go.jp), [nakamura.hideo](mailto:nakamura.hideo@jaea.go.jp)}@jaea.go.jp

沸騰水型原子炉 (BWR) では、地震による変動加速度場において冷却水の流量変動やそれに伴う炉心ボイド率の変動などが生じる可能性がある。その結果、ボイド-反応度フィードバックを通じて炉心出力の変動が引き起こされ、炉心の安定性が損なわれる可能性があり、これらを適切に評価することは、地震時における原子炉の健全性を評価する観点から重要である。現在、地震動による流体への加振がプラント挙動及び炉心安定性に及ぼす影響を評価する手法の構築を目的とした研究を進めており、3次元核熱連成解析コード TRAC-BF1/SKETCH-INS をベースに、地震時解析のためのコード改造、及び実機原子炉を対象としたプラントの挙動解析を実施中である。

TRAC-BF1/SKETCH-INS は、非均質非平衡モデルに基づく熱水力解析コード TRAC-BF1 と近代ノード法に基づく核動特性解析コード SKETCH-INS を PVM (Parallel Virtual Machine) で結合した3次元核熱水力連成解析コードであり、これまでに熱水力基礎実験を通じて BWR 安定性解析のために改良されてきた。本コードの適用性・妥当性については、OECD/NEA ベンチマーク問題等の解析を通じ、これまでに十分に検証されている。地震時の核熱水力連成解析を実施するためには、本コードに時間変動する加速度を付加可能なように改造を施す必要がある。付加加速度の影響は特に熱水力現象において大きいと考えられるため、熱水力解析を担当する TRAC-BF1 コード内で、二相流体の運動方程式における外力項(重力項)、及び二相流、沸騰及び伝熱等の相関式に関する部分について改造を施した。これまでに運動方程式部分を改造したコードについては、予備解析によりその適用性が示されている。一方、相関式の改造については、それぞれの式における加速度項の物理的な意味を精査する必要があるため、今回の解析では運動方程式部分のみを改造したコードを用い、実機原子炉を対象とした解析を行った。

解析対象は、再循環ループおよびジェットポンプを備える BWR4 形式 (米国 Peach Bottom 2 号炉) である。炉のモデル化については、核解析・熱水力解析共に全燃料集合体 (764 体) を個別に模擬し、圧力容器を 3 次元的にノード分割、さらに再循環ループの形状を精密に模擬することで、地震による加速度が炉心出力分布等に与える 3 次元的な影響を詳細にとらえられるようにした。運転中の地震発生を想定し、地震発生後の原子炉スクラムの有無及び再循環ポンプの運転状態が異なる複数の事象進展シナリオについて解析する予定であるが、現状では「スクラム失敗、再循環ポンプの運転継続」のシナリオについて解析している。入力する振動加速度には、正弦波、及び Imperial Valley 地震の El Centro 波を想定した原子炉圧力容器下部の応答解析結果を用い、感度解析を実施した。

従来、鉛直方向の加速度が炉心安定性に影響する可能性は示唆されており [1]、さらに本研究でも同様の結果が得られている。今回上述のモデル化により、水平方向の正弦波加速度に対し、炉心両端で逆位相の出力応答を示す場合が有ることを突き止め、領域安定性への影響の可能性を示唆する結果を得た。また、鉛直方向加速度の出力変動への影響が支配的ではあるが、水平方向の加速度が同時に加わると、相互作用により非常に大きく複雑な出力変動が得られる場合があることを見出し、地震時核熱解析における 3 次元解析の重要性を示した。さらに入力加速度に関する感度解析を実施し、長周期の振動が炉心出力を大きく変動させることを示した。

今後は、現象の 3 次元性をより詳細に解析するために、さらに細分化したメッシュを用い、系統的な感度解析を実施する。また、相関式の改造に関して物理的な意味、妥当性を精査する。さらに、データ連係による振動加速度データを用いた実機解析をグリッド上で実施する。

[1] M.Hirano et al., Nucl. Eng. Des., 162, (1996), 307

炉内核熱連成振動解析モデリング & シミュレーションの現状と課題

日本原子力研究開発機構

熱水力安全評価研究Gr.

佐藤 聡*、丸山 結、渡辺 正、中村 秀夫

1

発表内容

- 目的
- 地震時の原子炉圧力容器内核熱連成振動
- TRAC-BF1/SKETCH-INSコードの概要
- 地震時解析のためのTRAC/SKETCHコードの改造
- 解析対象・シナリオ
- 予備解析結果
- 今後のスケジュール

2

目的

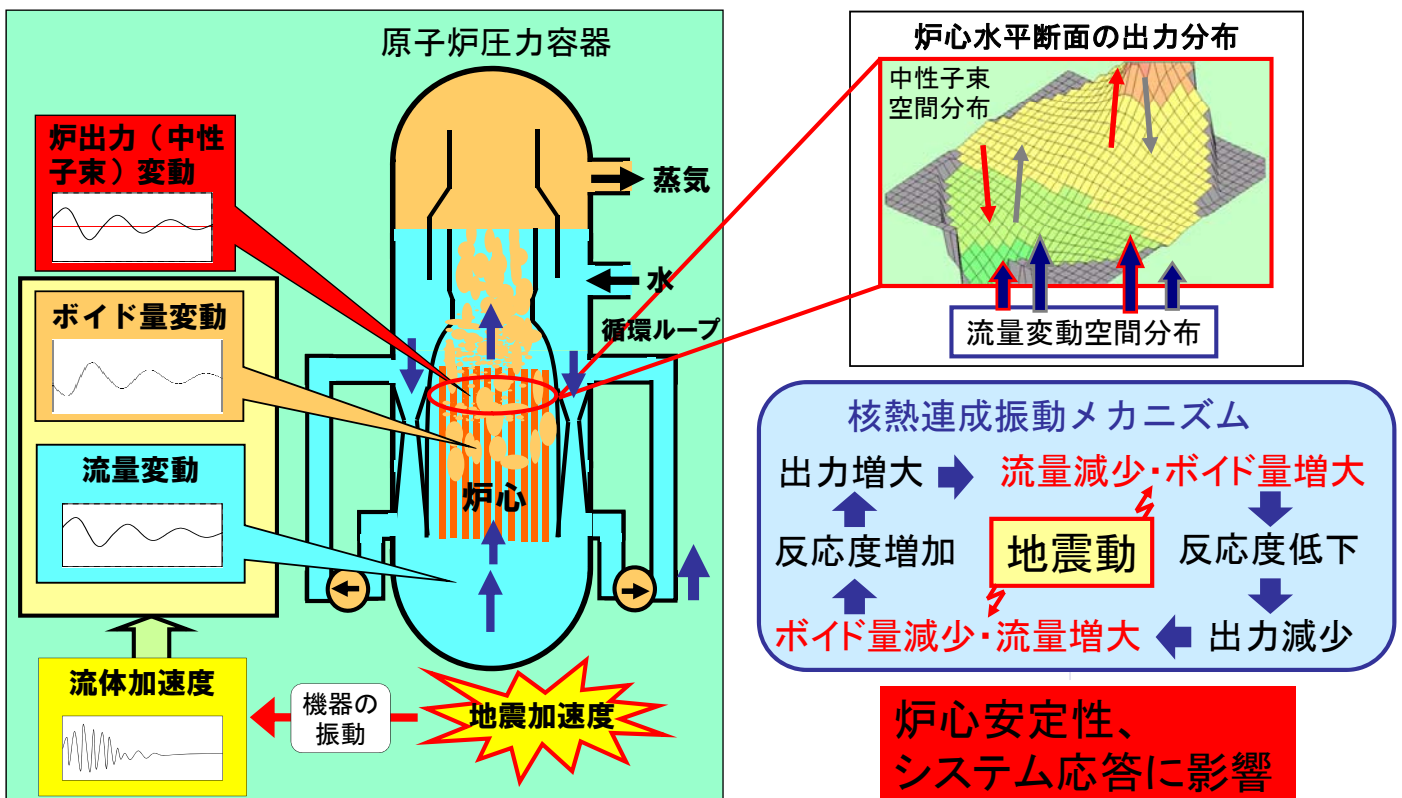
3次元核-熱水力連成解析コード

TRAC-BF1/SKETCH-INSをベースに、地震動により冷却水に働く変動加速度が、BWRの挙動及び炉心安定性に及ぼす影響を評価する手法の構築

- TRAC-BF1/SKETCH-INSコードへの地震加速度モデルの導入、及びモデルの評価
- 地震時における実機原子炉の挙動解析

3

地震時の原子炉压力容器内核熱連成振動

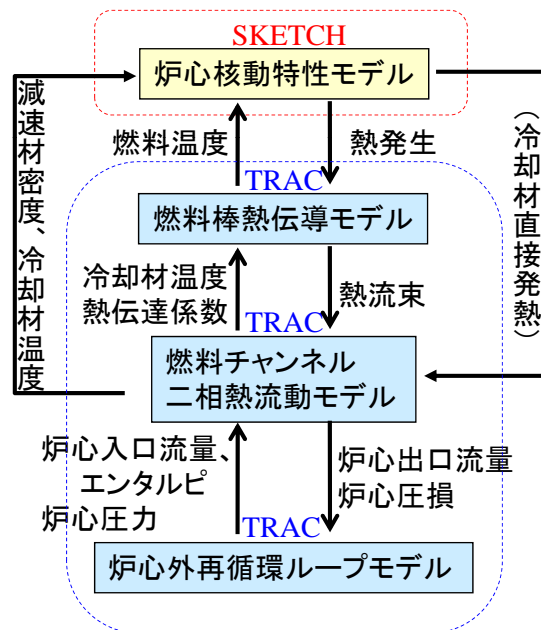


4

TRAC-BF1 / SKETCH-INSの概要

近代ノード法を取り入れた核動特性解析コードSKETCH-INSと非均質非平衡モデルに基づく熱水力解析コードTRAC-BF1を結合

プログラム結合方法	PVM (Parallel Virtual Machine)
通信パラメータ	SKETCH → TRAC: 熱発生率 TRAC → SKETCH: 燃料温度、冷却材温度、冷却材密度(ボイド率)
空間メッシュ対応	マッピングマトリクス(核計算、熱伝導計算及び流動計算の各メッシュが共有する領域を定めるためのマトリクス)
タイムステップサイズ	自動制御 (TRACとSKETCHのタイムステップサイズの小さい方を採用)



炉心安定性に関するOECD/NEAベンチマーク問題等で、コードの性能を検証済み

5

地震時解析のためのTRAC / SKETCHコード改造

- ◆ TRAC-BF1(熱水力解析部分)を改造
- ◆ 地震動により流体に働く加振力を、重力項の時間変動として表現
- ◆ 任意のノードに、任意の3次元方向振動加速度を付加可能とする
- ◆ コード内の以下の部分を段階的に調査・改造
 - 二相流体の**運動方程式**に関する部分 → 改造済
 - 二相流、沸騰、伝熱等の**相関式**に関する部分
 - その他、流体に働く重力加速度が係わる部分

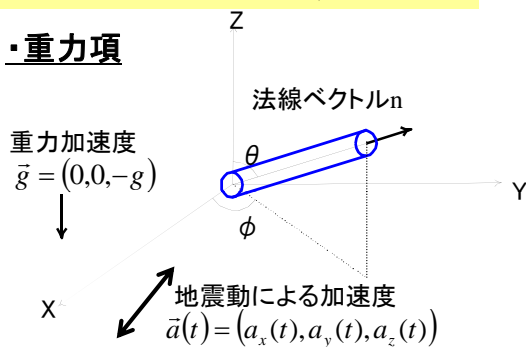
21年度末までに改造予定

6

運動方程式への加振力の導入

1次元コンポーネント(配管etc.)

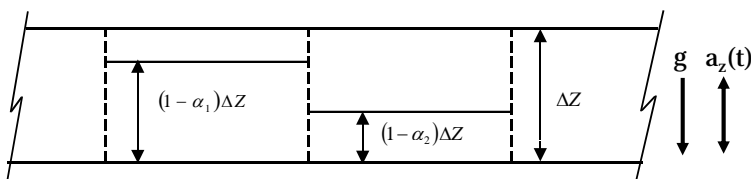
・重力項



$$-g \cos \theta$$

$$\vec{n} \cdot (\vec{g} + \vec{a}) = -(g - a_z) \cos \theta + (a_x \cos \phi + a_y \sin \phi) \sin \theta$$

・隣接セル間の水平方向ボイド率勾配に起因する圧力項



$$\Delta P_s = (\rho_l - \rho_g) g \Delta Z (\alpha_2 - \alpha_1) \sin \theta$$

$$\Delta P_s = (\rho_l - \rho_g) (g - a_z) \Delta Z (\alpha_2 - \alpha_1) \sin \theta$$

3次元コンポーネント(ベッセル)

・振動加速度項を極座標で表し、重力項に追加

運動方程式以外の加速度項関与部分

➤ 相関式における加速度項関与部分

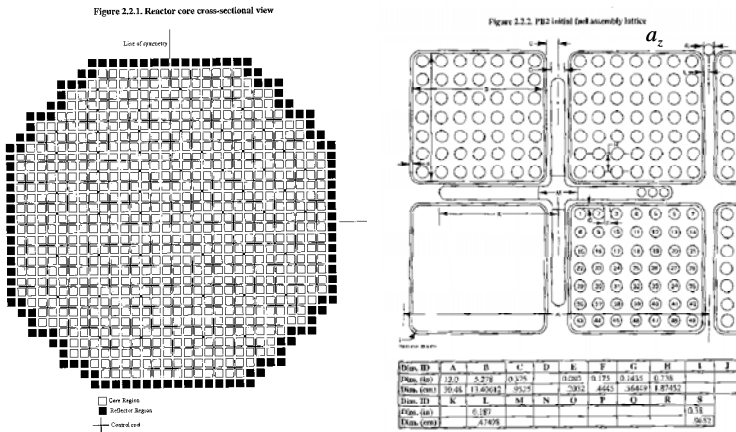
- ・ 流動様式の遷移条件式
- ・ 界面積相関式 (気相液相間の相対速度の計算、最小液膜厚さの計算)
- ・ 界面剪断応力係数相関式 (エントレインメント割合の計算、ドリフト速度相関式および界面剪断応力係数相関式の分布パラメータと界面剪断応力係数の計算)
- ・ 界面熱伝達率相関式 (液滴のエントレインメント割合と液相と界面間の熱伝達率の計算)
- ・ 壁面熱伝達率相関式 (液相、気相とも)
- ・ CCFL相関式
- ・ CHF相関式 (Zuberの限界熱流束計算式)

➤ その他の部分

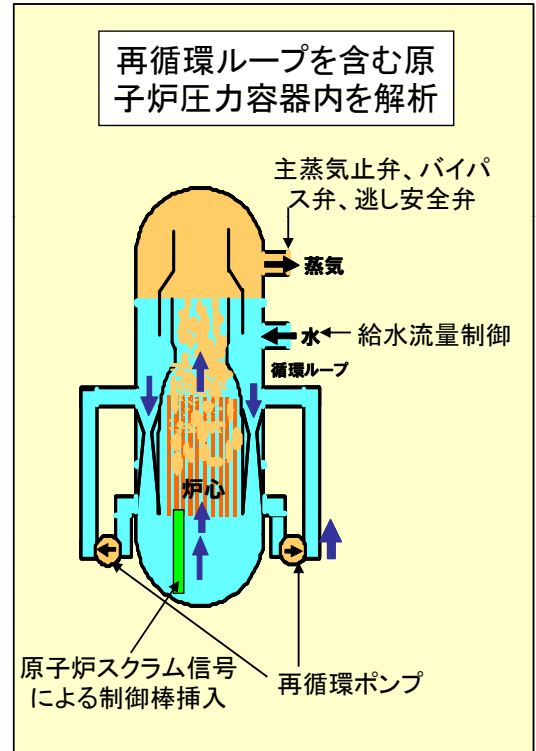
- ・ レベルトラッキングモデル (エントレインメントされる液相質量流量の算出過程、混合レベルの下方セルのボイド率計算)
- ・ グラスホフ数の演算、Hydrostatic pressure resistanceの演算、液滴直径の計算

実機解析対象

- BWR4(ピーチボトム2号炉)
 - 燃料集合体数:764体(サイクル2では7×7と8×8の混合炉心)
 - 定格時出力3293MWt、炉心流量12915kg/s、原子炉圧力7.033MPa
(今回の解析:出力60%、流量80%)



炉心配置と集合体(7×7)



解析シナリオ

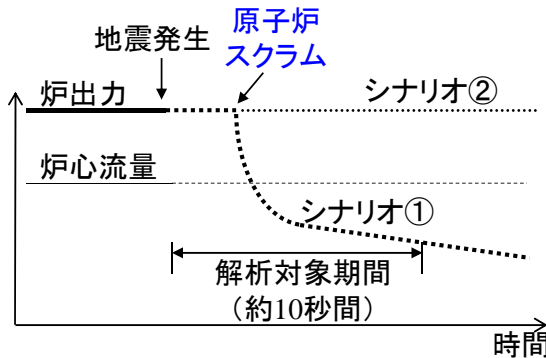
➤ 定格運転中の地震発生に対し、3シナリオを想定

- ① スクラム作動、再循環ポンプ運転継続
- ② スクラム不作動、再循環ポンプ運転継続
- ③ スクラム不作動、再循環ポンプトリップ

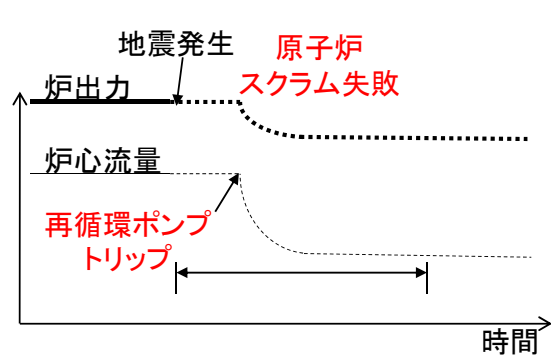


- システム挙動解析
- 炉心安定性解析

シナリオ①, ②

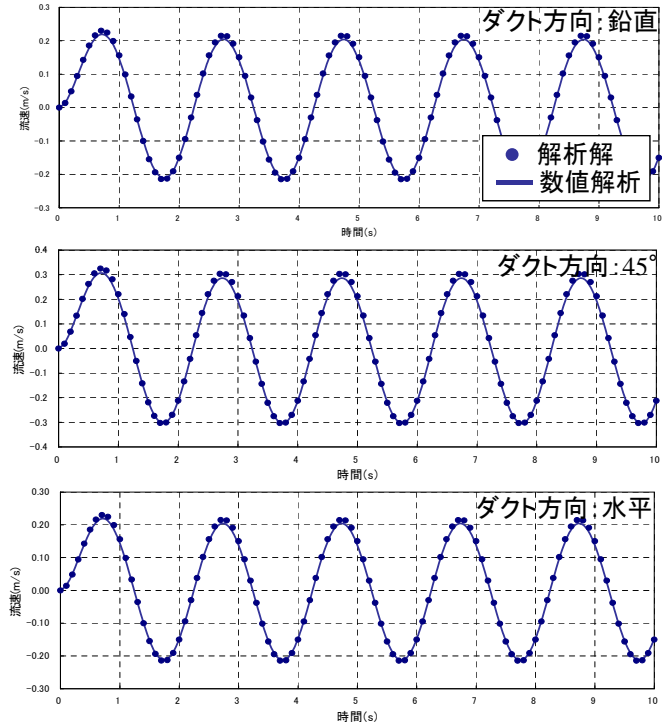
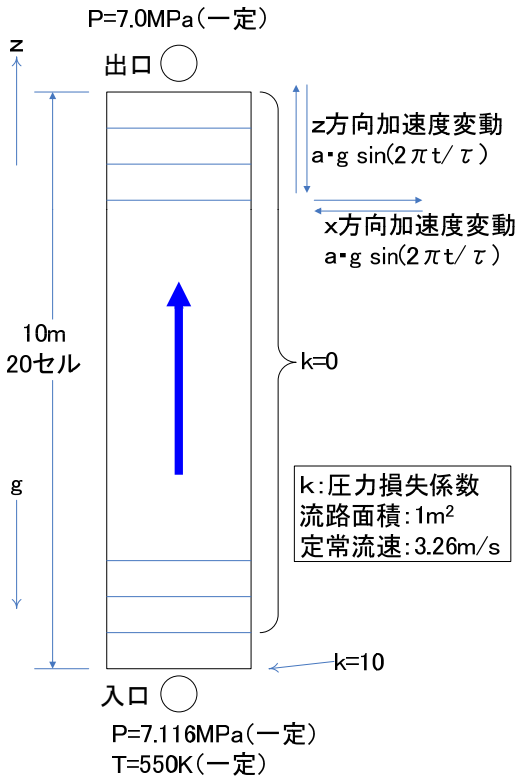


シナリオ③



正弦波及び地震動起因の加速度を入力し、振幅、振動数等に関して感度解析

予備解析(1): 単一ダクト内流れ解析

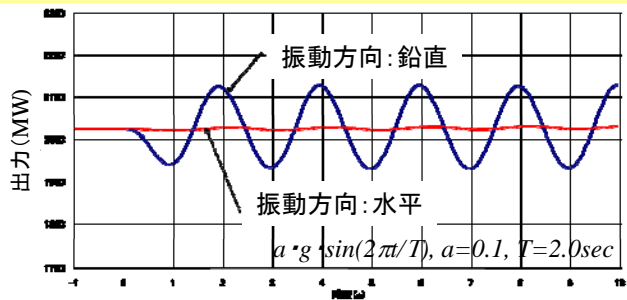
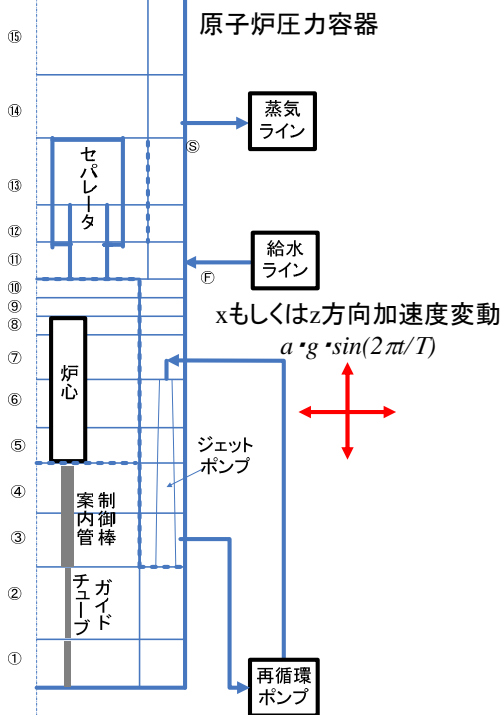


液相流速の定常状態からの変動量 ($a=0.1, \tau=2.0$)

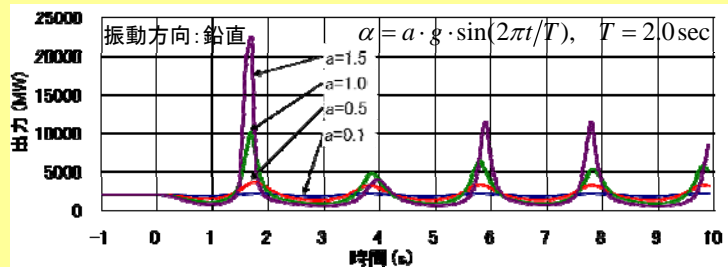
コードの妥当性確認

予備解析(2): 正弦波加速度入力時の実機解析

炉心ノード分割モデル
 核解析: 全チャンネル(764)
 熱流動解析: 縮約33チャンネル

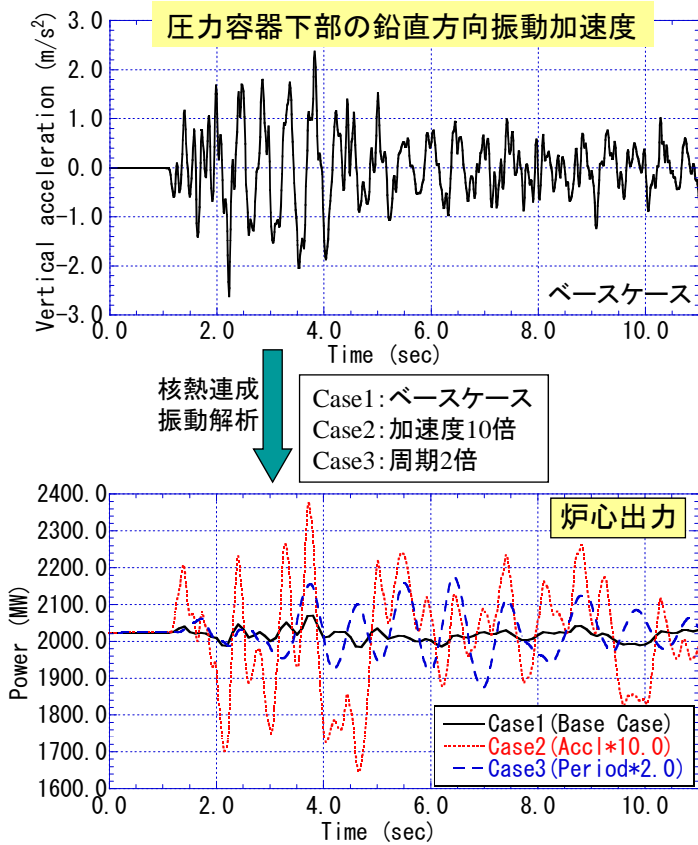


- ・加速度変動周期と同周期の出力変動
- ・水平方向振動の場合出力変動小
← 周方向ノード分割(1ノード)が原因



- ・ $a>1.0$ の場合でも解析可能
- ・加速度変動の振幅が大きい場合、出力変動のピークが変動

予備解析 (3) : 実地震波による加振時の実機解析



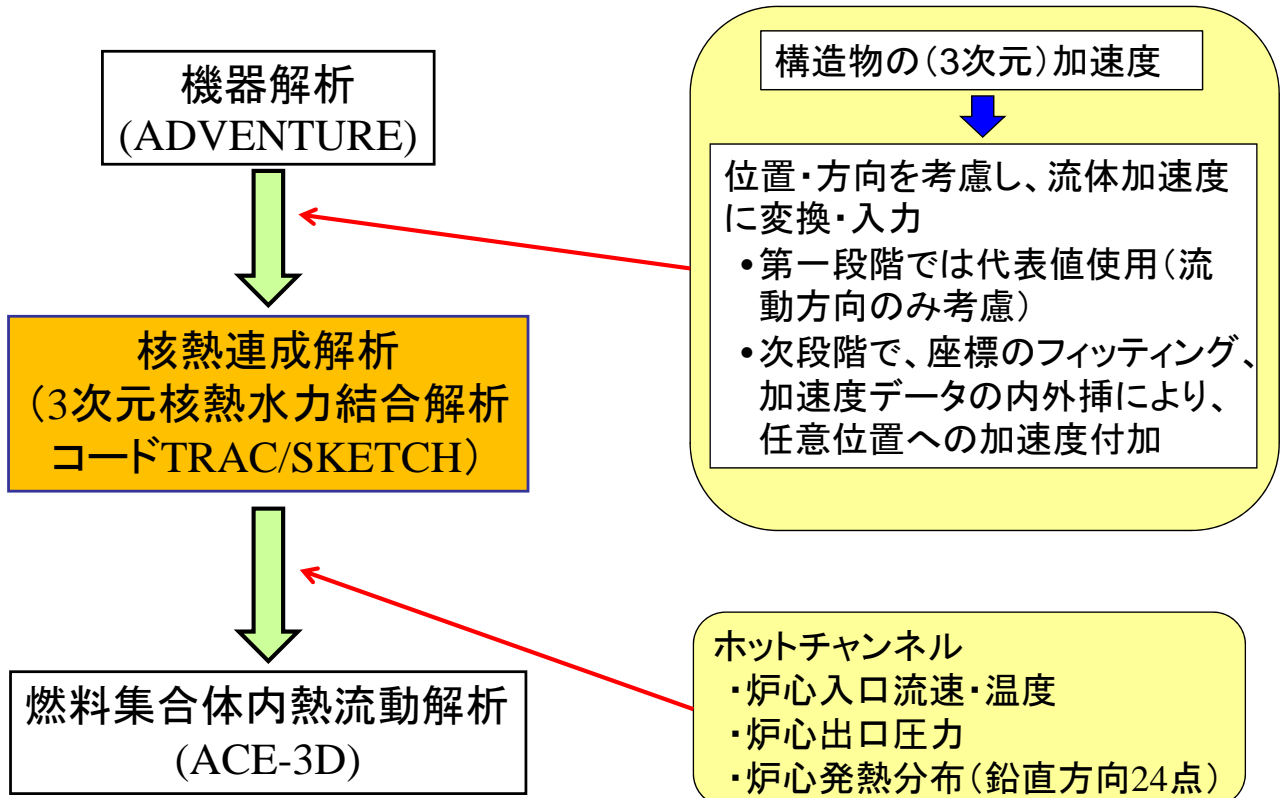
機器解析 ← El Centro波 (Imperial Valley地震)

- ・振動加速度の卓越周期(0.5~1秒)とほぼ同周期の出力変動
- ・加速度の絶対値に応じて出力変動幅が増大 (同周期の場合)
- ・周期が2倍の場合、加速度変動幅は等しいにもかかわらず、明らかに出力変動幅が増大
 - ↑ 炉心不安定性に関わる出力振動周期と共鳴?

地震動が核熱不安定性に影響を与える可能性

実地震想定時における実機原子炉 3次元核熱振動解析の適用性確認

データ連携



■ 実施状況およびスケジュール

◆ 平成20～21年度

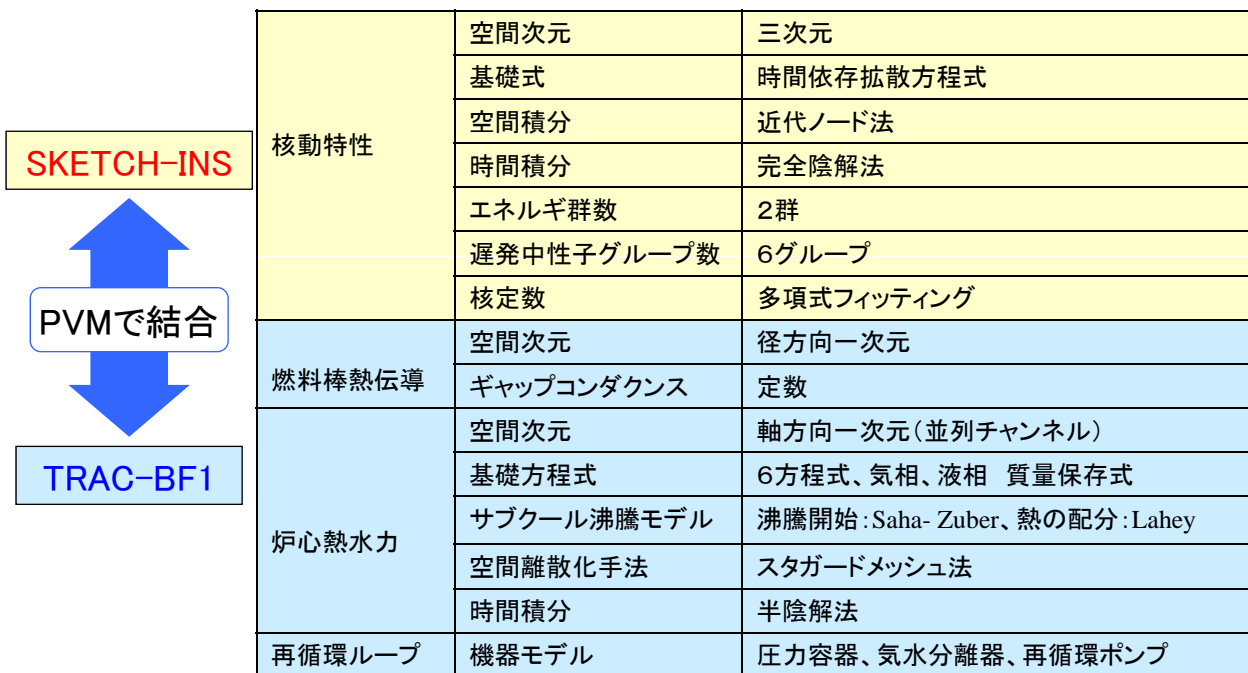
- コード調査及び改造
 - 地震波による加速度を付加する部分及び手法の調査・検討
 - 流体の運動方程式に関する部分のコード改造 → 完了
 - 熱流動相関式に関する部分の調査およびコード改造 → 21年度未完了予定
- 運動方程式に地震加速度モデルが導入されたTRAC-BF1/SKETCH-INS改造コードの実機解析への適用性検討のため、Peach Bottom炉を対象とした予備解析の実施
 - 正弦波加速度データ：解析結果の妥当性確認
 - 実地震加速度データ(El Centro波)：実地震波に対する適用可能性確認

◆ 平成22年度

- コード調査の継続及び必要に応じた改造(相関式等)
- 改造TRAC-BF1/SKETCH-INSコード(運動方程式及び熱流動相関式に地震加速度モデルを導入)を用いた解析作業の実施
 - データ連携による地震加速度データを用いた実機解析
 - 正弦波加速度データを用いた感度解析
 - 熱流動部分全炉心(764チャンネル)解析
 - ノード分割、ループ等の模擬の詳細化
 - 事象進展シナリオを考慮した解析
 - 各種パラメータサーベイ

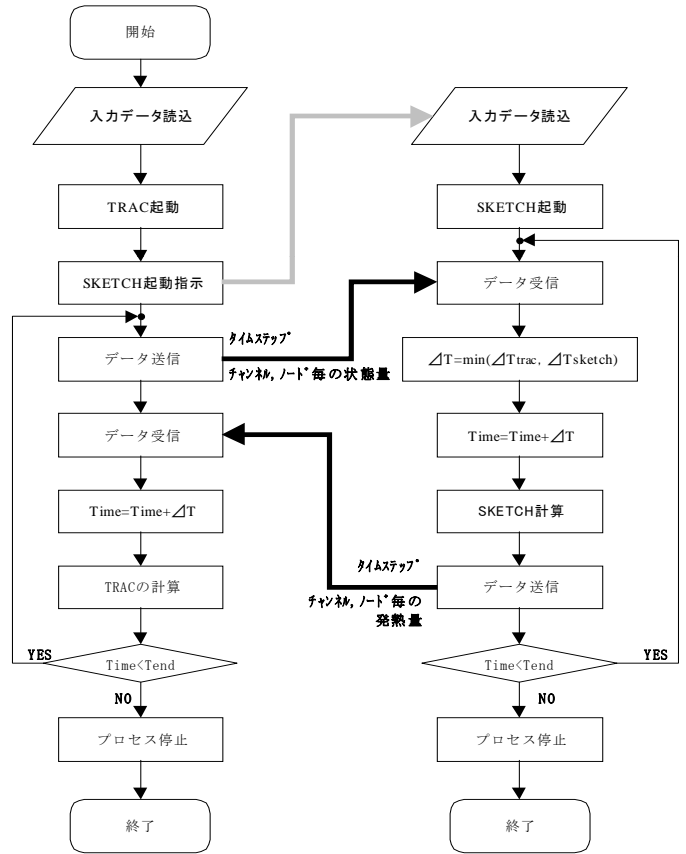
■ TRAC-BF1 / SKETCH-INSコードの概要

近代ノード法を取り入れた核動特性解析コードSKETCH-INSと
非均質非平衡モデルに基づく熱水力解析コードTRAC-BF1をPVMで結合



TRAC/SKETCHの核熱結合計算の概要

プログラム結合方法	PVM (Parallel Virtual Machine)
通信パラメータ	SKETCH → TRAC: 熱発生率 TRAC → SKETCH: 燃料温度, 冷却材温度, 冷却材密度 (ボイド率)
空間メッシュ対応	マッピングマトリクス (核計算, 熱伝導計算及び流動計算の各メッシュが共有する領域を定めるためのマトリクス)
タイムステップサイズ	自動制御 (TRACとSKETCHのタイムステップサイズの小さい方を採用)

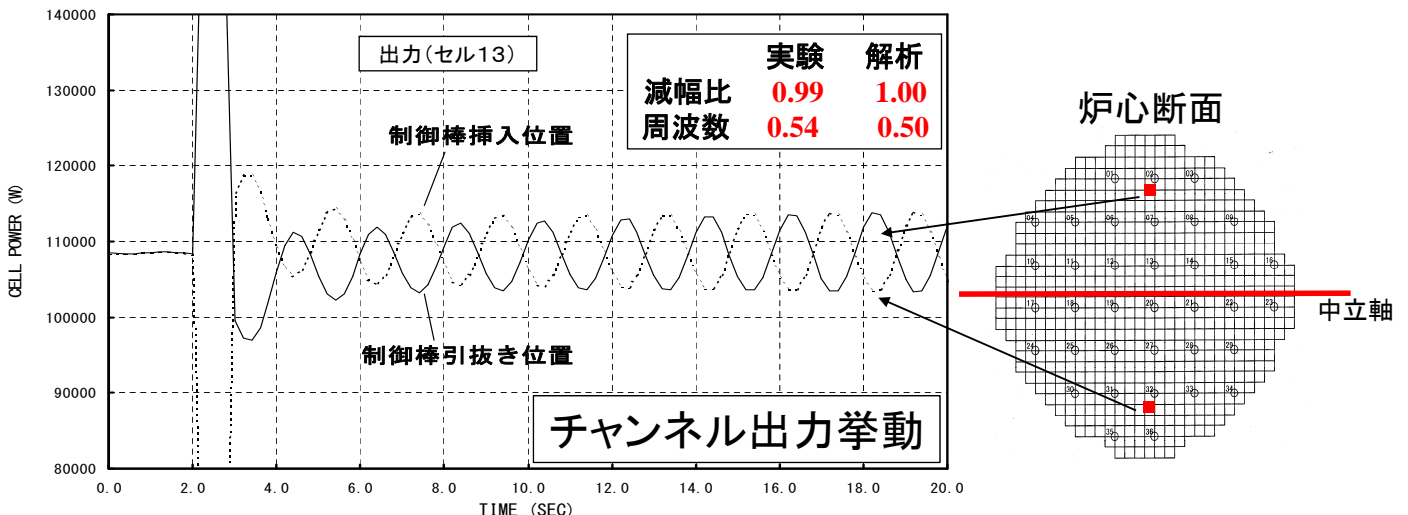


17

TRAC/SKETCHの適用例

Ringhals1号炉安定性解析モデル (OECD/NEAベンチマーク問題)

初期外乱として、定常時50%挿入の制御棒2本を1秒間に、一方を29.4cm引抜、他方を59.4cm挿入し元に戻す (全反応度=0)



実験で観測された持続振動現象を再現

18

核熱連成解析の入力

地震動データ

- ①再循環ループでは、配管・ポンプなど、各コンポーネント毎に、構造物から流体に働く加速度を代表点2～3点(入口部、中間部、出口部)から得られることが理想。
- ②圧力容器では、空間平均加速度が必要。この場合、加速度の空間分布(位相差)は考慮できない。
- ③計画の初期(来年度)では、模擬的な地震動データを用いた数値実験を行う予定。このため、地震動データの提供は無理のない範囲で構わないし、急がない。

実機データ

- ④解析対象原子炉を特定する(建屋、プラント等の他解析と厳密な整合をとる)場合には、入力データの作成に必要な実機情報(補足資料1)及び追加経費が必要。
- ⑤解析対象原子炉を特定しない場合は、整備済のOECD/NEAタービントリップベンチマーク問題のピーチボトム炉(110万kWe級BWR)の入力データを使用。

核熱連成解析の出力

炉心出力

- 水平方向には各チャンネル単位、鉛直方向には24点の出力を提供(補足資料2)。
 - 時間分解能は出力変動に対し、十分に短くすることが可能。
- 数値実験開始後であれば、地震動データの受領の後に速やかに提供可能。

コードの入力データ作成に必要な主な実機情報

(1)熱水力計算・熱伝導計算に係るデータ

- 原子炉各部の幾何形状と寸法(流路面積、流路長、体積、流路高低差)
 - 圧力容器、燃料集合体、制御棒案内管、ポンプ、他
 - 炉心熱水力特性(圧力損失係数など)
- 全炉心圧損、スパーサー圧損、入口オリフィス圧損、流量配分、バイパス流量、他
 - 気水分離機特性
 - セパレータ本数、長さ、外形、キャリアンダ特性、他
 - 再循環ポンプ特性
 - 圧損特性、流量、揚程、トルク、他
 - 燃料集合体形状及び熱的物性値
 - 燃料棒配列、燃料棒形状、チャンネルボックス形状、各部材熱的物性値
 - その他
- 原子炉ドーム圧力、炉心部圧力、炉心軸方向/径方向出力分布、運転特性図

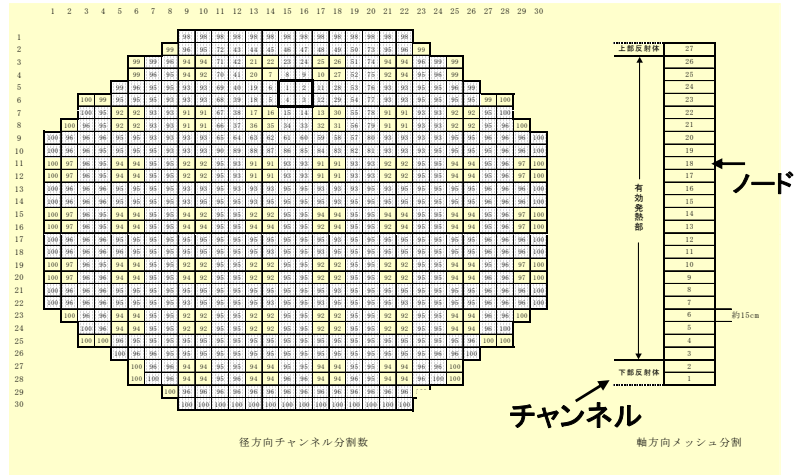
(2)核計算に係るデータ

- 2群核定数
- 減速材密度、燃料温度、制御棒の有無を考慮

核熱連成解析における主な出力情報

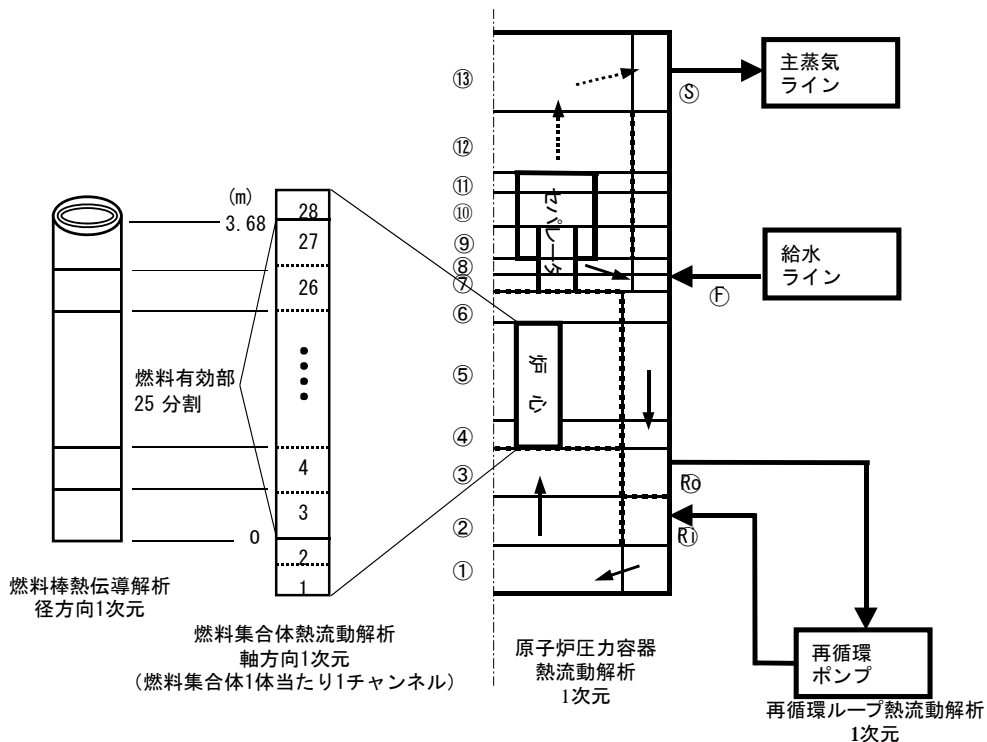
出力パラメータ

- ①各チャンネル
 - 平均出力
 - 鉛直方向出力分布
 - 入口流量(流速)
 - 入口流体温度
- ②各ノード
 - 出力
 - 燃料棒温度(ペレット温度分布)
 - 被覆管表面温度
 - 被覆管表面熱流束
 - 圧力、流体温度、気液流速
 - ポイド率
- ③炉心全体
 - 出力
 - 流量
- ④その他

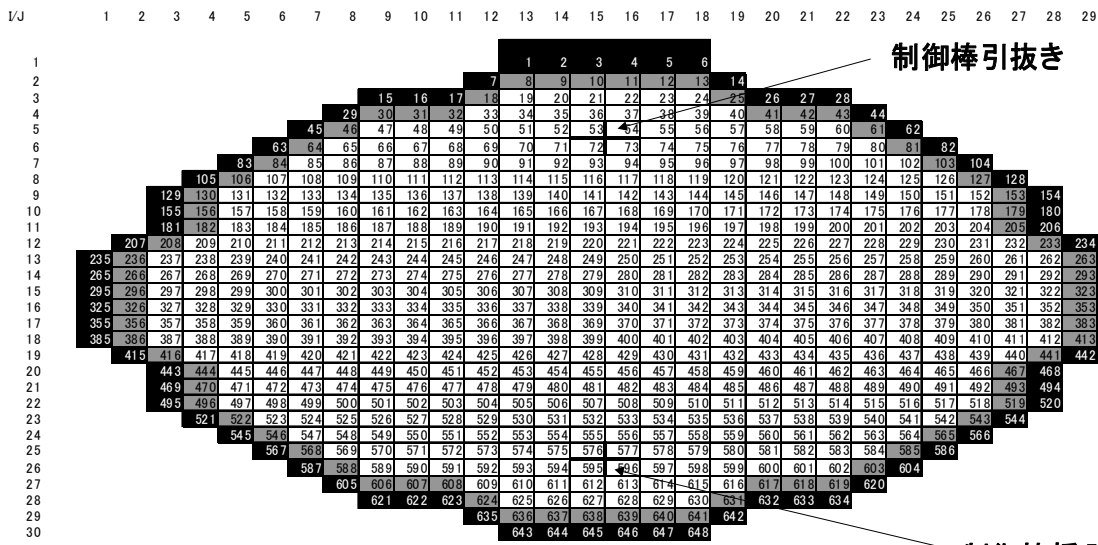


TRAC/SKETCHの適用例

Ringhals1号炉安定性解析モデル(OECD/NEAベンチマーク問題)



炉心分割モデル(核熱全648チャンネルモデル)



初期外乱

定常時50%挿入の
制御棒1本を1秒間
に、

- ・ 29.4cm引抜
- ・ 59.4cm挿入
し元に戻す
(全反応度=0)

- Central channels 500
- Semiperipheral chann 72
- Peripheral channels 76