

原子炉システム解析コード AMAGIの開発状況

技術基盤グループ システム安全研究部門
金子 順一

2020年10月1日
第27回 研究報告会

目次

- **研究の背景及び目的**
- **原子炉システム解析コードAMAGIの開発**
 - 各解析モジュールの開発
 - 動作確認及び妥当性確認
 - AMAGIの現状の課題
- **まとめ**
- **今後の展望**

1. 研究の背景及び目的(1)

● 事故時の原子炉の安全評価

- 従来の簡略化したモデル及び保守性を付加した評価に代わり、
今後は複雑な物理現象を現実的に予測できる最適評価が主流
 - 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する安全設計の評価
⇒ BEPU※により安全余裕の定量評価及び改善点の検討が期待できる
 - 重大事故に至るおそれがある事故に対する炉心損傷防止対策の有効性評価
⇒ 現実的な事象進展を把握できるように最適評価を推奨^[1]

※BEPU(Best Estimate Plus Uncertainty):モデルや解析条件の不確かさを統計的に考慮した最適評価

● 原子炉システム解析コードについて

- 様々な物理現象や機器のモデルを組み合わせてプラント全体の挙動を評価
- 保守的でなく現実的なモデルを使用 ⇒ 最適評価コードとして活用
- 諸外国は独自に解析コードの長期的な開発を推進
 - 米国:TRACE(2003-)、仏国:CATHARE(1987-)、韓国:SPACE(2006-)、中国: COSINE(2010-)等
- 実機規模の事象進展評価では、未だ解析コード間の差や不確かさが大きい^[2]

[1] 原子力規制委員会,「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」, 2017年11月29日

[2] OECD/NEA, BEMUSE Phase VI report, NEA/CSNI/R(2011)4等

1. 研究の背景及び目的(2)

- **規制庁における原子炉システム解析コードの活用**
 - **事業者が実施する安全評価の妥当性確認に活用**
 - 独立的に解析を実施して事故時のプラント挙動の詳細を把握
 - 事業者が使用する評価手法や解析コード、モデルを把握
 - その他、事故・トラブルの原因究明等
- **一方、現状では米国の解析コードを導入して使用**
 - 米国の政策等に応じて、今後の利用が制限される可能性がある
 - 適宜に解析コードを改良・修正することが困難となる可能性がある
- **独自に解析コードを開発する利点**
 - 他国の政策等に左右されずに長期に安定的なコード利用を確保
 - 解析コード高度化に向けて熱流動実験等の研究成果の活用先となる
 - 解析コード開発を通して技術基盤の構築、人材育成を推進



**目的: 事故等の事象進展や物理現象を現実的に予測できる
原子炉システム解析コードを新規のプログラムとして開発する**

2. 原子炉システム解析コードAMAGIの開発(1)

• AMAGI※の開発方針

- 学会標準^[3]等における最適評価コード開発のガイドに基づいて開発
- 既存の解析コードの改良ではなく新規にプログラムを作成
- 今後の維持・改良のために可読性・拡張性を考慮したプログラム構成

※ AMAGI: [Advanced Multi-fluid Analysis code for Generation of thermal-hydraulic Information](#)

• AMAGIの適用範囲

- 原子炉施設: 国内のBWR及びPWR
- 事象シナリオ: 運転時の異常な過渡変化、設計基準事故(LOCA、RIA等)、重大事故に至るおそれがある事故(SBO、ATWS等の多重故障事故)
- 炉心損傷前の熱・核・燃料に関わる現象等が主な対象
 - 熱水力: 燃料集合体や配管、圧力容器内の気液二相流、壁面熱伝達、沸騰遷移、二相水位、気液対向流制限、臨界流、ホウ素や非凝縮性ガスの挙動等
 - 熱伝導: 構造物や燃料(ペレット・被覆管・ギャップ部)の熱伝導、構造物間輻射等
 - 熱出力: 核分裂挙動、反応度フィードバック(ドップラー、減速材等)、崩壊熱等
 - 制御系: 様々な機器の制御システム

[3] 日本原子力学会標準, 「統計的安全評価の実施基準:2008」, 「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン:2015」等

2. 原子炉システム解析コードAMAGIの開発(2)

● 開発工程

年度	H26・27	H28	H29	H30	R01	R02	R03	R04
各解析モジュールの開発		熱水力モデル						
	1次元モデル	3次元モデル	構成式、機器モデル等					
		熱伝導モデル						
	集中定数系、1次元モデル等		水金属反応、輻射モデル等					
		熱出力モデル			適宜のモデル・機能の追加、更新			
動作確認及び妥当性確認	仕様作成	1点炉近似モデル等	PARCSとの結合					
		制御系モデル						
		論理モデル、トリップモデル等		解析環境システム(プロットツール等)の構築・整備				
				個々の機能の動作確認解析				
				妥当性確認				
			実験を対象とした予備解析	個別効果試験の解析	総合効果試験	総合評価		

各解析モジュールの開発(1)

熱水力モデル

- 原子カプラント内の流体(水、蒸気、空気等)の挙動を模擬
- 燃料集合体、配管、圧力容器等を空間1次元、3次元系等でモデル化
- 2流体(気相、液相)、1圧力場の質量・運動量・エネルギー保存式を取り扱う
- 時間微分項の離散化方法:半陰解法に加え**完全陰解法**を選択できる
- 構成式:TRACE^[4]の構成式+**文献調査に基づき最新構成式を組み込み**
- 機器モデル:弁、ポンプ、気水分離器等の機能を模擬

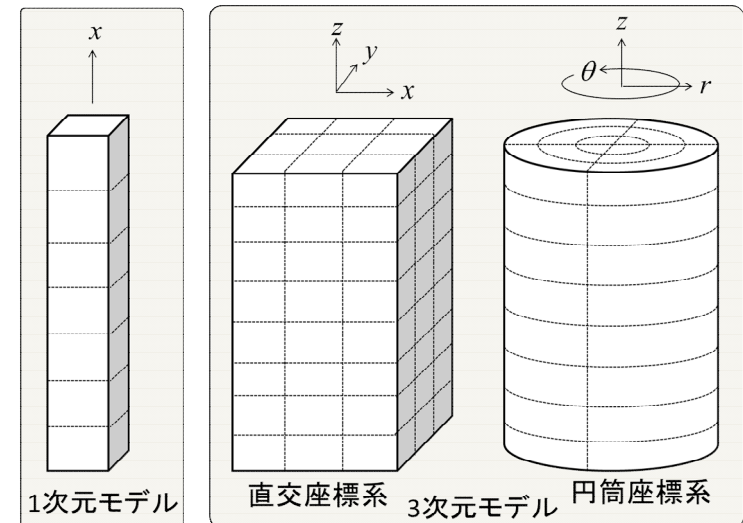
$$\text{質量: } \frac{\partial(\alpha\rho)_k}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha\rho\vec{V})_k = \Gamma_k$$

$$\text{運動量: } (\alpha\rho)_k \left\{ \frac{\partial\vec{V}_k}{\partial t} + (\vec{V}_k \cdot \nabla)\vec{V}_k \right\} = -\alpha_k \nabla P + (\alpha\rho)_k \vec{g} - \vec{F}_{wk} - \vec{F}_{ik}$$

エネルギー:

$$\frac{\partial(\alpha\rho e)_k}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha\rho e\vec{V})_k = -P \frac{\partial\alpha_k}{\partial t} - P \nabla \cdot (\alpha\vec{V})_k + q'_{wk} + q'_{ik} + \Gamma_k h_k$$

下添え字 k : g (気相), l (液相)に係る物理量



[4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, TRACE V5.0 THEORY MANUAL

各解析モジュールの開発(2)

● 熱伝導モデル

- 原子カプラント内の様々な構造物(燃料等)の温度挙動を模擬
- 空間1次元及び集中定数系の熱伝導方程式を数値的に解く
- 熱水力モデルと結合して流体・構造材間の熱伝達を考慮
- 水-金属反応、構造物間の輻射熱伝達等のモデルを実装

● 熱出力モデル

- 炉心、実験設備のヒータ等で発生する熱出力を模擬
- 1点炉近似中性子動特性、崩壊熱、減速材直接発熱等のモデルを実装
- 3次元炉心解析コードPARCSと結合することが可能

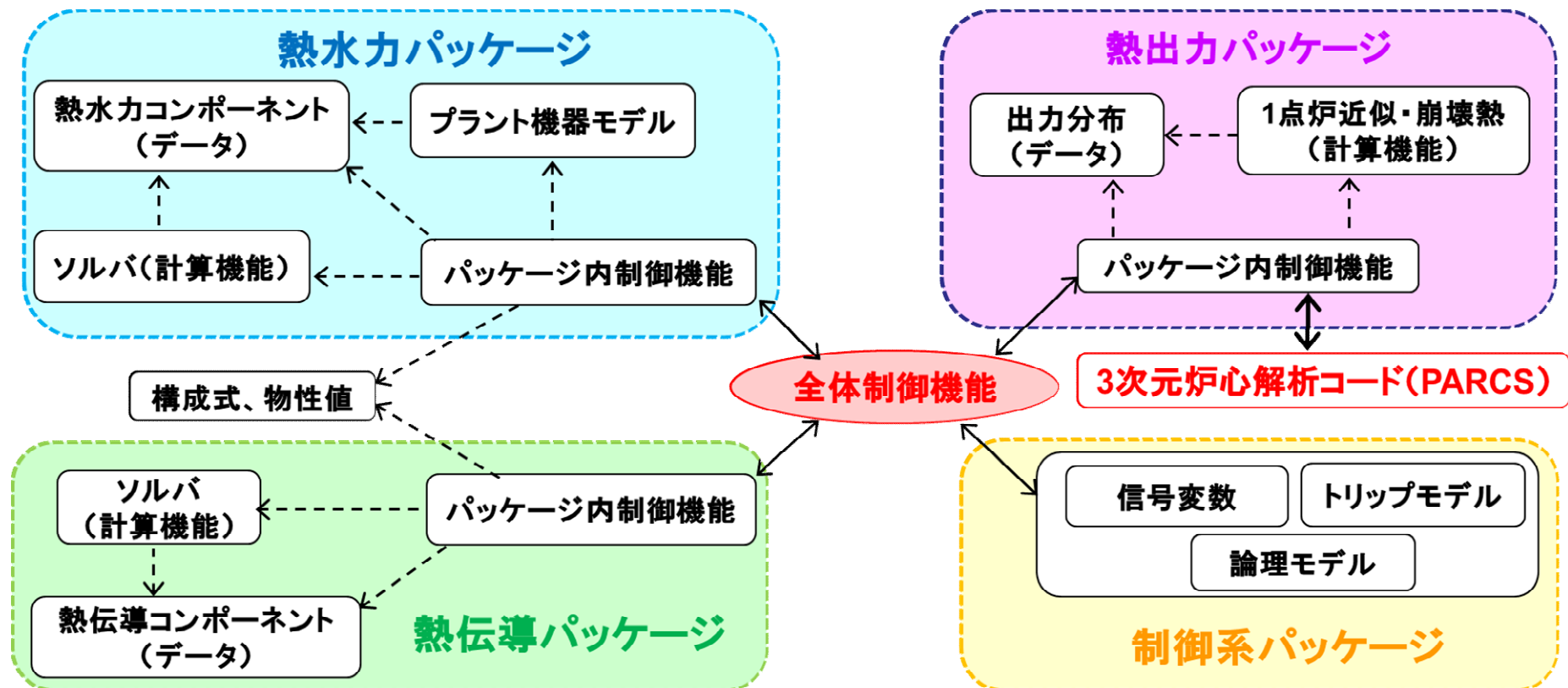
● 制御系モデル

- 原子カプラント内の様々な機器の制御システムを模擬
- 論理モデル: 四則演算、論理演算、微分積分、その組み合わせモデル等
- トリップモデル: 入力値について条件に応じたトリップ判定を実施

各解析モジュールの開発(3)

プログラムの全体構成

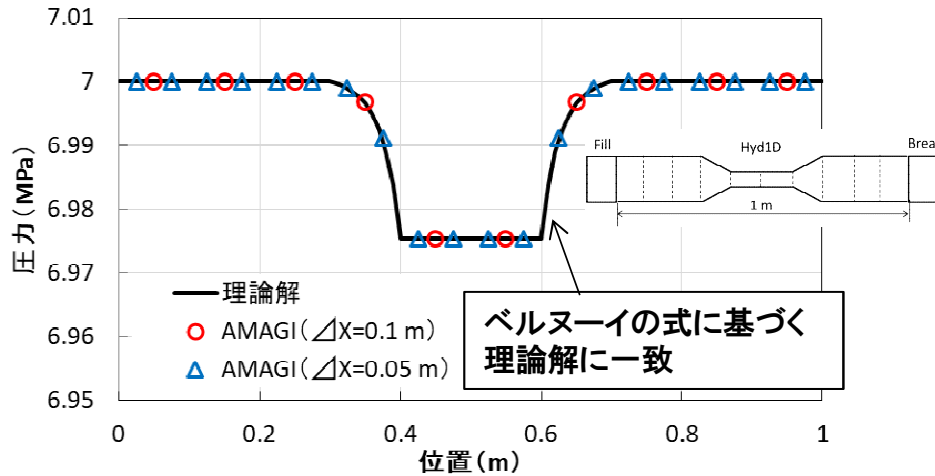
- 4つのモデル群から構成し、それらのパッケージ化を推進
- 可読性と拡張性を考慮したオブジェクト指向プログラミング(Fortranを採用)



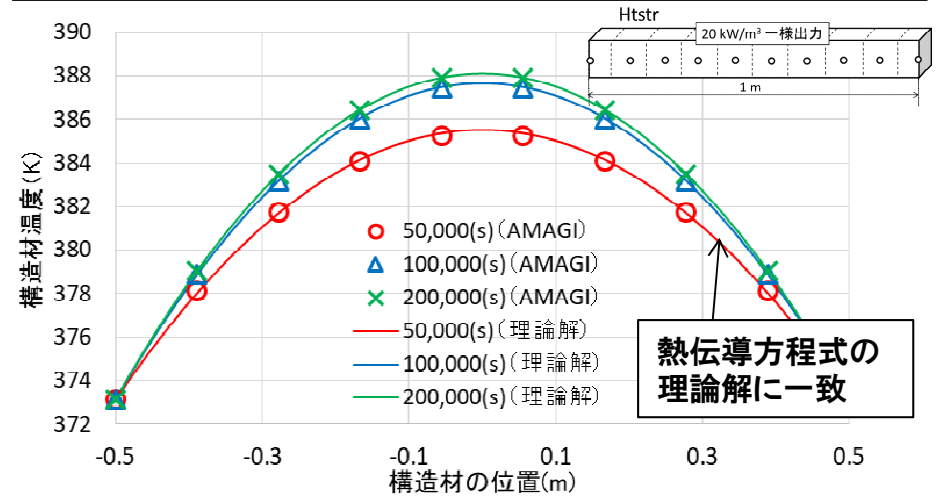
動作確認及び妥当性確認(1)

● 個々の解析機能の動作確認解析

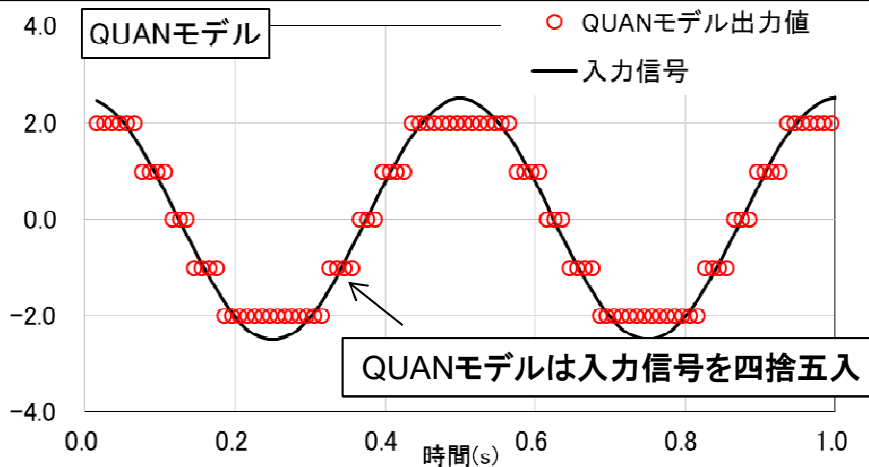
熱流動モデル(液相の質量・運動量保存式)



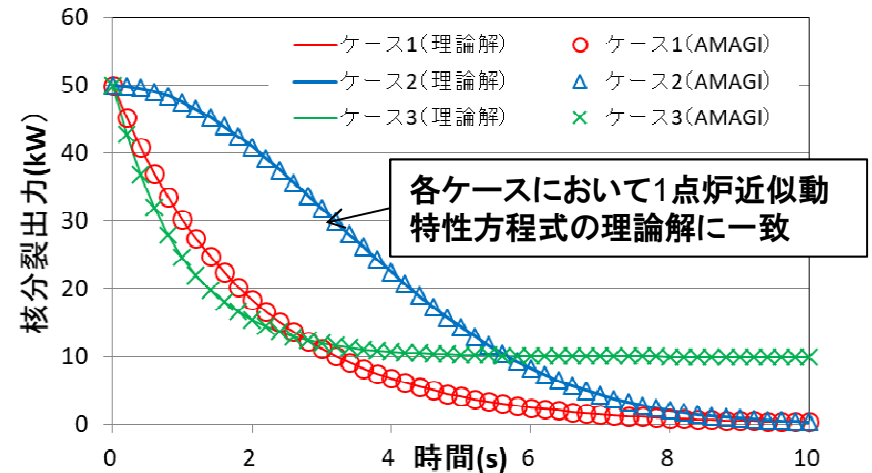
熱伝導モデル(直交座標系の熱伝導方程式)



制御系モデル(論理モデル)



熱出力モデル(中性子動特性方程式)



動作確認及び妥当性確認(2)

気液界面せん断力モデルについて

既往モデルでの界面せん断力の評価方法

界面せん断力は局所の界面形状や気液流速差に依存

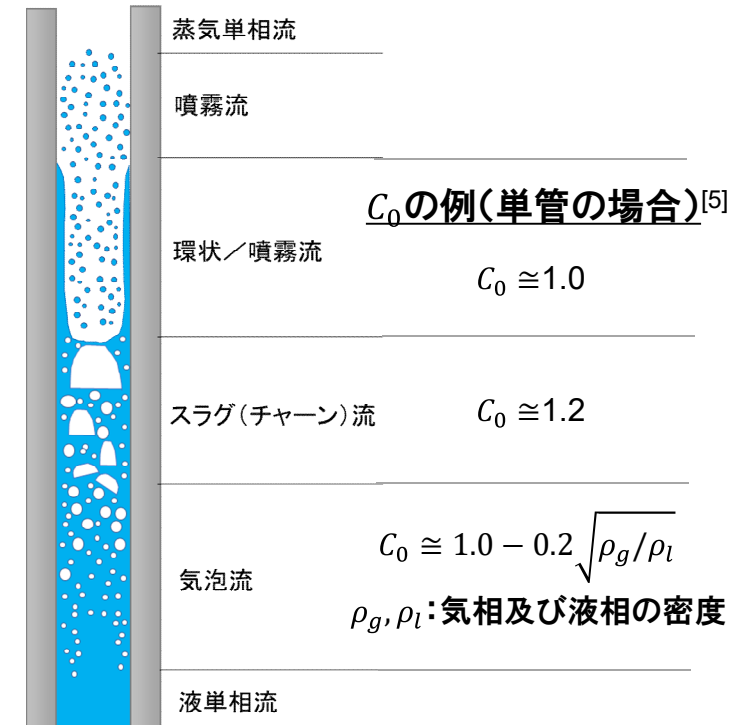
一方、解析コードでは流路内の断面平均量を取り扱う

ボイド率及び流速の流路内分布を表す物理量 C_0 を導入
流動様式や幾何形状(単管・バンドル)毎に構成式で評価^[5]

C_0 を考慮した界面抗力係数や気液相対速度で定式化し
断面平均の界面せん断力を評価

界面せん断力は二相流挙動(ボイド率、気液流速等)に影響

気液二相流の流動様式



近年、定式化で省略された断面平均におけるボイド率のばらつきを考慮したモデル^[6]が提案される

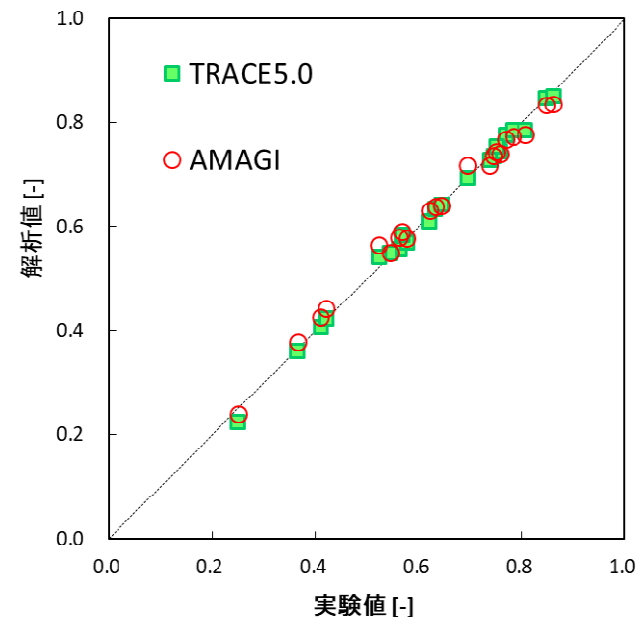
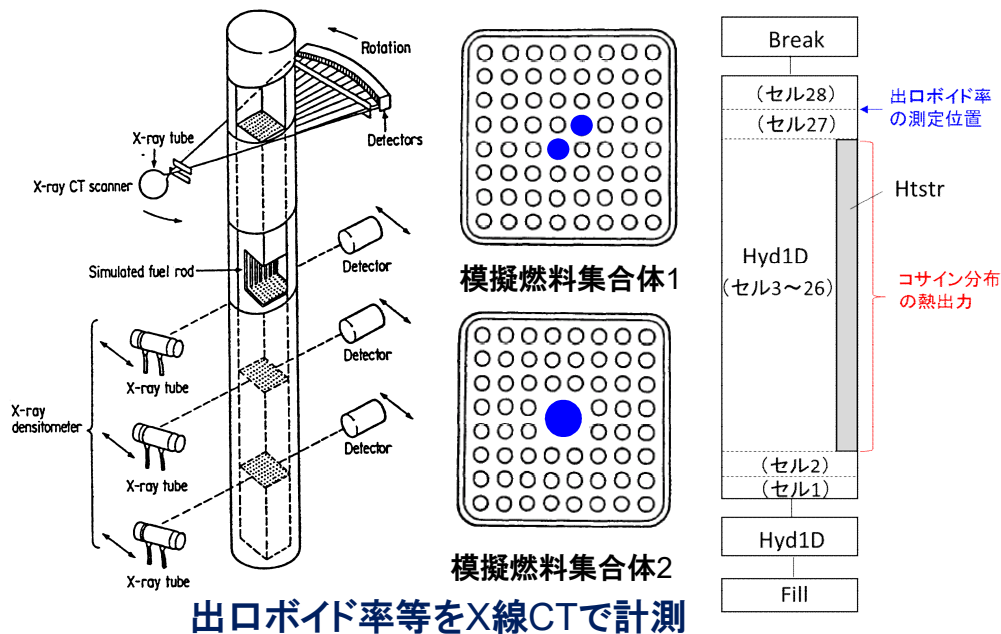
➡ 気泡流～スラグ流の界面せん断力評価に新モデルを導入して不確かさ低減を検討

[5] M. Ishii, *One-dimensional drift-flux model and constitutive equations for relative motion between phases in various two-phase flow regimes*, ANL-77-47 (1977)

[6] C.S. Brooks et al., *Effect of void fraction covariance on relative velocity in gas-dispersed two-phase flow*, Progress in Nuclear Energy, 70, 209-220, (2014)

動作確認及び妥当性確認(3)

気液界面せん断力モデルの妥当性確認



項目	試験条件	実機定格
圧力 (Mpa)	3.92 - 8.64	7.22
出力 (MW)	0.62 - 7.33	4.22
流量 (kg/s)	2.8 - 15.22	15.8
入口サブクール度 (kJ/kg)	50.3 - 128.1	53
出口クオリティ (-)	0.02 - 0.25	0.22
試験解析点	22	

実験結果に対する比率	平均値	標準偏差
TRACE	0.993	0.026
AMAGI	1.006	0.031

出口ボイド率について実験との比較(全22ケース)

[7] 財団法人原子力発電技術機構, 「燃料集合体信頼性実証試験 (BWR新型燃料集合体熱水力試験)」, 1989年~2000年

NUPECバンドル定常ボイド試験^[7]及び解析体系

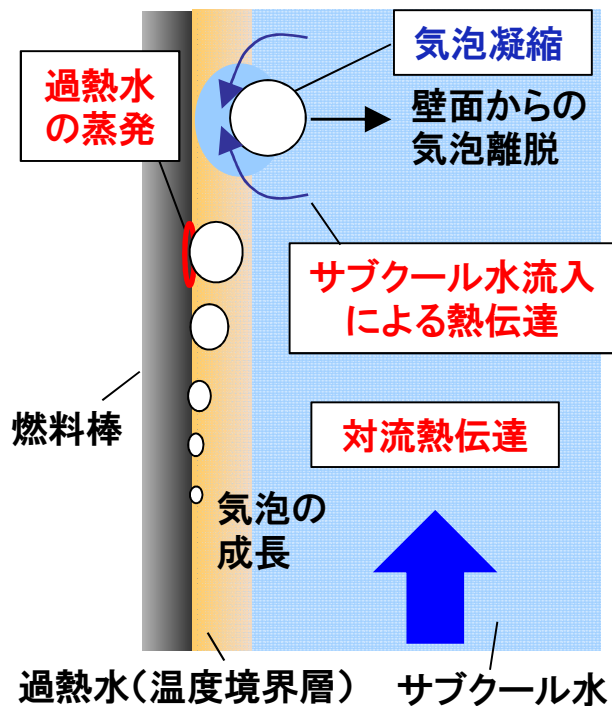
新モデル(AMAGI)と旧モデル(TRACE)ではボイド率評価の不確かさは同程度となった

➡ 新モデルが有効とされる過渡ボイド試験に範囲を拡大して妥当性確認を実施する予定

動作確認及び妥当性確認(4)

サブクール沸騰モデルについて

サブクール沸騰の機構



既往モデルでのサブクール沸騰の評価方法

燃料棒の壁面熱伝達全体を構成式で評価
熱の移動: 燃料棒 ⇒ 冷却水

サブクール沸騰開始を構成式で判定

蒸気発生に寄与する熱量の配分量を構成式で評価
熱の移動: 冷却水 ⇒ 蒸気

壁面離脱した気泡の凝縮量を構成式で評価
熱の移動: 蒸気 ⇒ 冷却水

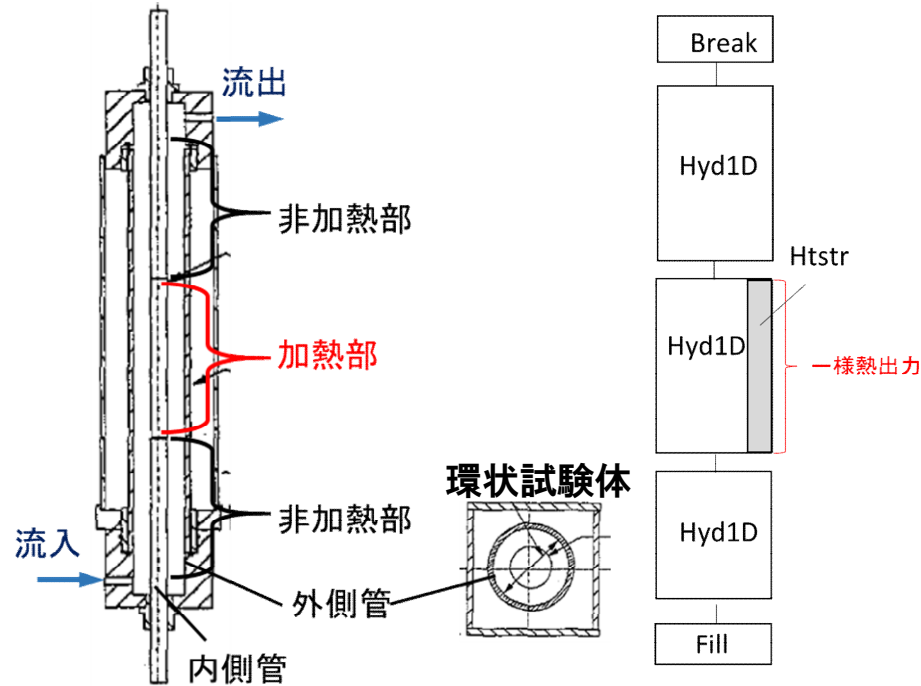
既往モデルは個々のサブクール沸騰機構を十分に考慮せず、特に低圧条件への適用性に課題がある

➡ まずはサブクール沸騰開始条件の構成式の変更を検討: Saha-Zuberの式 ⇒ Basuの式^[8]

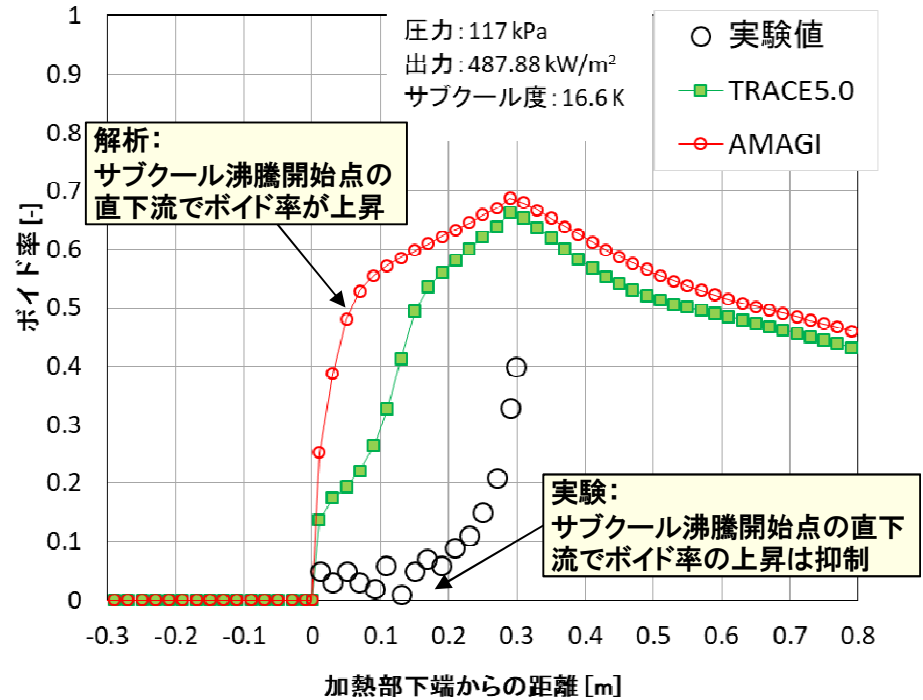
[8] N. Basu et al., *Wall Heat Flux Partitioning During Subcooled Flow Boiling: Part 1 - Model Development*, Journal of Heat Transfer, 127, 131-140, (2005)

動作確認及び妥当性確認(5)

サブクール沸騰モデルの妥当性確認



大気圧条件下で、入口の流量及びサブクール条件を変化させて
流路断面平均ボイド率の軸方向分布をガンマ密度計で計測



代表ケースにおける平均ボイド率軸方向分布

McMaster大学低圧サブクール沸騰試験^[9]及び解析体系

新モデル(AMAGI)及び旧モデル(TRACE)の両方で実験のボイド率上昇傾向を再現できない

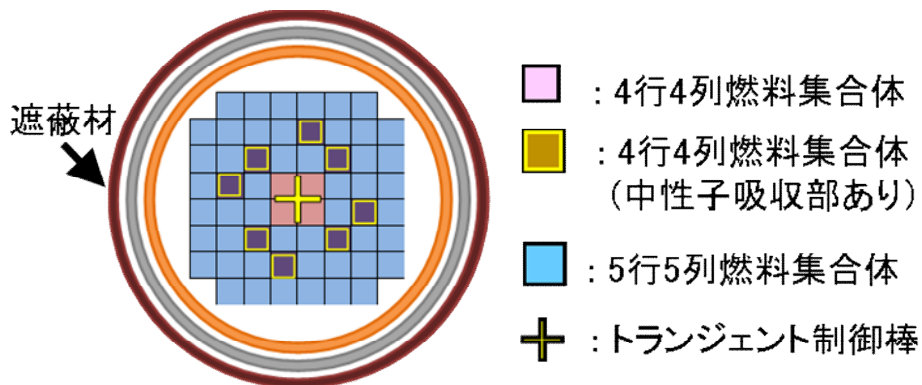


個々のサブクール沸騰機構を別々に模擬できるようにモデルの高度化を検討予定

[9] O.M Zeitoun, *Subcooled Flow Boiling Condensation*, McMaster University, Ph.D Thesis (1994)

動作確認及び妥当性確認(6)

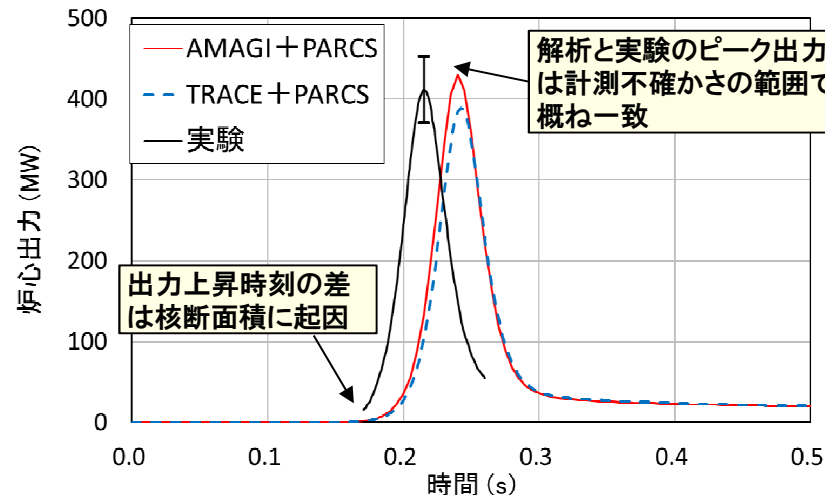
核熱結合機能の妥当性確認



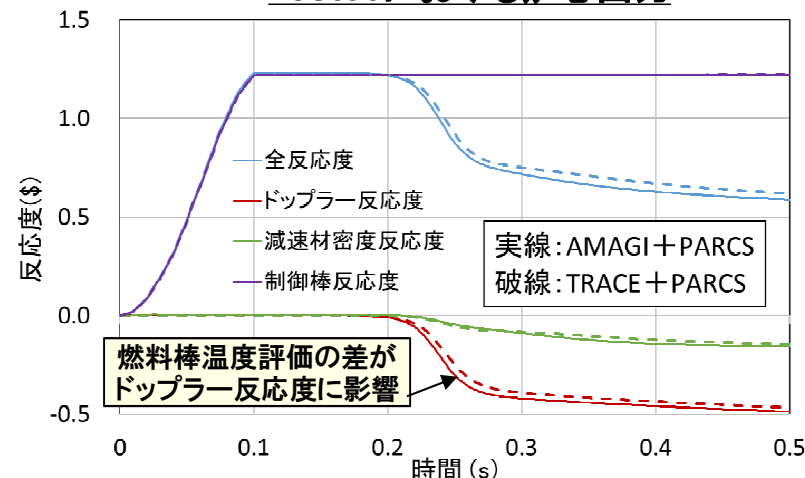
トランジェント制御棒を引き抜き炉心出力を計測

項目	Test60:高温零出力
初期炉心出力	約50MWth
炉心圧力	約10.4MPa
投入反応度	1.23\$
炉心入口温度	約260°C
冷却材流量	約4.3m/s

SPERT-III^[10]の試験体系及び試験条件



Test60における炉心出力



Test60の解析における各反応度

[10] R. K. McCardell et al., *Reactivity Accident Test Results and Analyses for The SPERT III E-core - A Small Oxide-Fueled, Pressurized-Water Reactor*, U.S. AEC (1969)

AMAGIとTRACEの解析結果はほぼ同等であり、その予測精度は妥当なことを確認した

動作確認及び妥当性確認(7)

• AMAGIの妥当性確認の現状

分類※	物理現象等	試験	計算状況※※
SET	界面せん断力、壁面熱伝達(沸騰遷移以前)	NUPECバンドルポイド試験(BFBT)	○
	サブクール沸騰壁面熱伝達	McMaster大学低圧サブクール沸騰試験	○
	壁面摩擦	NUPECバンドル二相圧損試験	○
	二相水位	THTFバンドル露出及び二相水位膨張試験	○
	気液対向流制限(CCFL)	Bankoff多孔板CCFL試験	○
	凝縮壁面熱伝達	UCB-Kuhn凝縮試験	○
	沸騰遷移(液膜ドライアウト)	NUPEC限界熱出力試験(BFBT)	×
	沸騰遷移(DNB)	NUPEC最大熱負荷試験(PSBT)	×
	ブローダウン時膜沸騰壁面熱伝達	THTFブローダウン熱伝達試験	×
	再冠水時壁面熱伝達	FLECHT-SEASET再冠水試験	×
	単相蒸気壁面熱伝達	RBHT蒸気冷却試験	○
	輻射壁面熱伝達	GOTA輻射試験	○
	蒸気発生器熱伝達	FLECHT-SEASET蒸気発生器試験	×
	核熱結合	SPERT-III試験	○
IET	大破断LOCA	CCTF試験	×

※ SET:個別効果試験、IET:総合効果試験 ※※ ○:計算可、妥当性確認進行中、×:現状、計算収束性悪化のため計算不可

現状、一部の現象については計算収束性悪化のため妥当性確認を実施できない



計算を改善して妥当性確認ケースを拡充するとともに、TRACEと同程度の不確かさを目指す

AMAGIの現状の課題

● 計算速度及びロバスト性

- 計算速度が非常に遅い
 - プログラムにおける様々な処理に重複や無駄が多い
 - 計算ロバスト性が低い
 - 急激な熱水力挙動の変化(再冠水、沸騰遷移等)に対して数値解を得られず
- ⇒ プログラム、計算アルゴリズム、物理モデルの見直し及び改良

● 解析結果の信頼性

- 解析数が少なく今後信頼性を確保するための十分な検証が必要
 - 現象によってはTRACEと同等のモデルでも未だ不確かさが大きい
- ⇒ 検証及び妥当性確認の拡充、解析機能高度化の検討

● 解析環境

- 入力データ作成、解析結果整理等においてコード使用者に多大な負荷
- ⇒ 計算環境システム(出力データプロットツール等)の改良

まとめ

• 原子炉システム解析コードAMAGIの開発

- 運転時の異常な過渡変化から重大事故に至るおそれがある事故までを現実的に予測できる最適評価コードとして新規にプログラムを開発した。
- 熱水力モデル、熱伝導モデル、制御系モデル及び熱出力モデルから構成される解析機能をAMAGIに組み込んだ。
- 熱水力モデルには2流体1圧力モデルを採用し、TRACEで採用される構成式及び文献調査に基づく最新構成式を導入した。
- 個々の解析機能について、動作確認を行うとともに種々の実験について解析を実施して、その妥当性を確認した。
- 計算速度やロバスト性、解析結果の信頼性、解析環境が不十分であり、現在プログラムの改良・見直しや検証及び妥当性確認の拡充を推進中。

今後の展望

● 解析機能の高度化

- 事故等で重要であり詳細な機構が未解明な物理現象についてモデルを高度化し、AMAGI解析の不確かさを低減及び信頼性の向上を図る

● 国内外での開発の協力

- 国内ユーザーグループの設立
 - 国内の熱流動専門家にコードを貸与し、AMAGIの解析機能改良や検証及び妥当性確認に係る研究成果を共有することで開発支援を受ける
 - 先行的にJAEA安全研究センターがコード協定に基づいてAMAGIを使用
- 原子炉システム解析コード開発に係る国際協力
 - 仏国、独国、韓国、中国等が参加するFONESYS※等への参加を検討
 - 各国のコード間で解析結果を比較・検討、最新知見を共有

※Forum & Network of SYS-TH Codes in Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics

● 研究成果の公表

- AMAGIの開発状況を原子力学会和文論文誌に掲載^[11]、今後も継続的に投稿
- 3流体モデルによる液膜ドライアウトモデルの高度化について投稿準備中

[11] 金子順一, 塚本直史, 「原子炉システム解析コードの解析機能と開発状況」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.19, No.3 (2020)