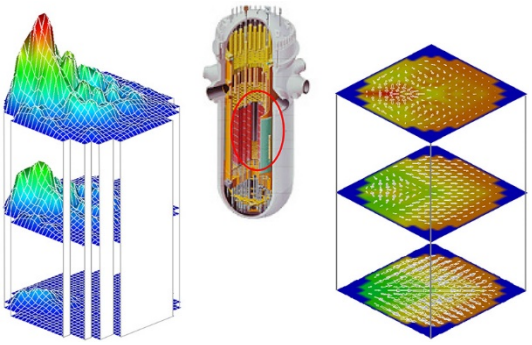
安全解析技術の高度化 －新炉心・安全解析コードの開発－

Advanced Safety Analysis Methodology
- Development of New Core and Safety Analysis Codes -



松本 英樹 *1 Hideki Matsumoto
左藤 大介 *2 Daisuke Sato
蒲原 覚 *3 Satoru Kamohara
西浦 雅詞 *3 Masanori Nishiura
上田 謙一郎 *3 Kenichiro Ueda
浅野 耕司 *3 Koji Asano

長サイクル運転，増出力及び高燃焼度燃料採用等の PWR（加圧水型軽水炉，Pressurized Water Reactor）プラントの運用高度化を目指し，炉心設計（核，熱）と安全評価に用いるコード開発を進めてきた。本報では，個々の設計・評価分野のモデル高度化と核・熱・プラント動特性分野を結合した Non-LOCA（原子炉冷却材喪失，Loss of Coolant Accident：LOCA）解析，及び安全解析の入力が持つ不確かさの影響を統計的に評価する大破断 LOCA 解析について記す。また，シビアアクシデント分野で重要な溶融炉心の挙動に関する CFD(Computational Fluid Dynamics: 数値流体力学)の評価技術について実験との比較を記す。これら三菱重工業（株）（以下，当社）の新しい炉心・安全評価コードが持つ高い評価精度と炉心設計・安全評価への適用性について紹介する。

1. はじめに

長サイクル運転，増出力及び高燃焼度燃料採用等の国内 PWR の運用高度化を目指し，当社ではプラントの炉心設計及び安全評価に用いる個々の設計解析コードの高度化を進めてきた。高度化した一部のコードについては，福島第一原子力発電所事故（以下，福一事故）後の PWR プラントの再稼働時において，原子炉停止機能喪失事象への適用性について審議され，活用された実績がある。

炉心・安全解析技術の高度化は，個々の設計解析コードのモデル精緻化をベースとしつつ，主に二つの方法で実現している。一つは，関連設計分野の統合解析である。これは，各設計分野で独自に保守性を設定して個々に実施していた解析を統合することによって，重複する保守的な条件を合理化し，解析精度を向上するものである。もう一つは，安全解析コードのインプット等の不確かさの影響を統計的に評価することによって，過度に保守的な条件を排除して，評価精度を向上するものである。

本報では，核設計及び熱水力設計の個々のコードのモデル精緻化，及びこれらのコードとプラント動特性解析コードを結合した SPARKLE-2 コードによる核熱結合動特性解析，並びに大破断 LOCA 解析のために開発した MCOBRA/RELAP5-GOTHIC による統計的安全評価手法を紹介する。また，シビアアクシデント分野で重要な溶融炉心の挙動に関する CFD の評価技術について実験との比較を記す。

*1 原子力セグメント 炉心・安全技術部 主幹 博士（工学） *2 原子力セグメント 炉心・安全技術部 課長
*3 原子力セグメント 炉心・安全技術部 主席チーム統括

2. 核設計技術の高度化

本章では，新たに開発した核設計コードの概要，新コードにおける解析手法の高度化，及び，新コードに対する検証・妥当性確認の取組みを述べる。

2.1 核設計コードシステム GalaxyCosmo-S®の概要

三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S®(*)は，PWR の炉心核設計及び安全解析への適用を目的として開発した炉心核設計コードシステムであり，燃料集合体単位の核定数を算出する GALAXY コード，及び核定数等を入力として3次元炉心体系の核特性を算出する COSMO-S コードで構成される。本システムの全体像を図1に示す。

GALAXY コードは，径方向2次元の燃料集合体単位の核定数を，燃料，被覆管，減速材等の詳細な幾何形状を考慮して算出する。COSMO-S コードは，GALAXY コードで算出した核定数を入力として3次元炉心計算を実行し，炉心内の燃料集合体配置を考慮して臨界ほう素濃度，反応度係数，出力分布等の炉心核特性を算出する。なお，COSMO-S コードに3次元動特性計算機能（過渡状態の中性子変化のシミュレーション機能）を付加した COSMO-K コードも開発済であり，核熱結合動特性解析コード SPARKLE-2 コードの炉心核計算を担う（4章参照）。

(*) GalaxyCosmo-S®は日本における三菱重工業(株)の登録商標です。

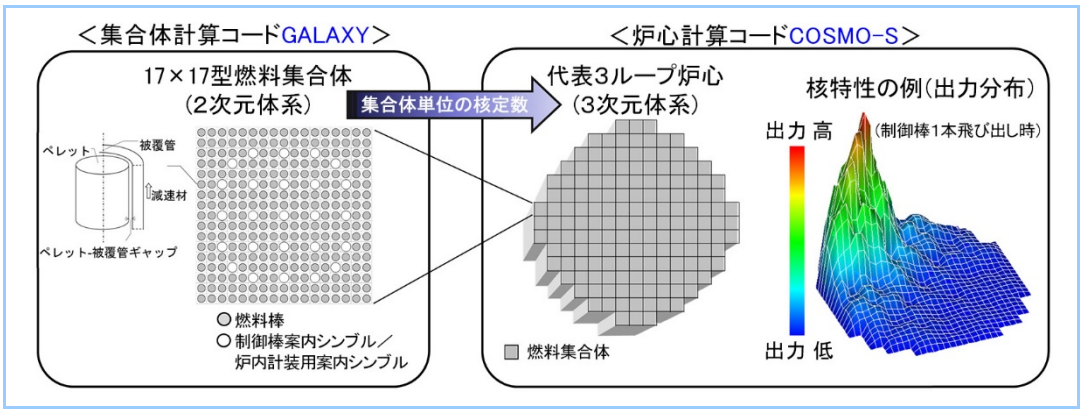


図1 GalaxyCosmo-S®の概要

2.2 炉心核設計コードに対する要求の変化と解析手法の高度化

GalaxyCosmo-S®は，近年の炉心核設計技術の取込み，及び適用範囲拡大により，定常状態の炉心核設計のみならず，異常な過渡変化及び事故解析まで共通のコード群で取り扱うことを可能とし，解析の信頼性と利便性の向上を両立させている。本報では，主な高度化として(1)ウラン-MOX（Mixed Oxide）燃料集合体間のスペクトル干渉効果補正モデル，及び(2)超多群エネルギー共鳴計算モデルを説明する。

(1) ウラン-MOX 燃料集合体間のスペクトル干渉モデル

ウラン燃料と MOX 燃料が隣接した体系において，炉心計算の精度と速度を両立させることを目的に開発したモデルである。ウラン燃料と MOX 燃料が隣接すると，ウラン燃料から MOX 燃料に熱中性子の流れ込みが生じるため，通常のウラン炉心の炉心設計で採用されている単一集合体体系による核定数計算では，この効果を取り込むことができない。現在の許認可コードである PHOENIX-P／ANC コードでは，PHOENIX-P においてウラン燃料と MOX 燃料を隣接させた体系で核定数を算出することによって隣接燃料のスペクトル干渉効果を考慮しているため，燃料装荷パターンの変更に応じて核定数の再計算が必要となり，ウラン炉心と比べて計算負荷が大きい。一方，GalaxyCosmo-S®のスペクトル干渉効果補正モデルは，PHOENIX-P／ANC コードのようなウラン燃料と MOX 燃料を隣接させた体系での核定数計算は必要ない。これは，COSMO-S コードにおいて，燃料装荷パターンに応じて算出されるウラン燃料と MOX 燃料の中性子束情報を用いて，GALAXY コードの単一集合体計算により得られる核定数を補正

することでウラン燃料と MOX 燃料の隣接効果を考慮しているためである。この技術によって，計算負荷を掛けることなく同等の精度を実現した。

(2) 超多群エネルギー共鳴計算モデル

GALAXY コードでは，中性子エネルギーの変化に関連する物理現象を精緻に模擬できる超多群計算モデルを採用することにより，減速材密度によらず精度よい核定数の算出を可能とした。現行の PHOENIX-P コードが採用するエネルギー42 群の共鳴計算モデルでは，通常運転時の減速材密度条件（0.6～0.8g/cm^3）よりも低い減速材密度条件（約 0.4g/cm^3）への適用性が求められる原子炉停止機能喪失事象（以下，ATWS：Anticipated Transient Without Scram）において，水素による中性子減速効果が低下するため，近似の影響が大きくなる。このため，GALAXY コードでは中性子エネルギー約 10 万群の超多群計算により核定数を算出するモデルを採用した。GALAXY コードで求めた核定数を用いて，核熱結合動特性解析コード SPARKLE-2（4章に記載）に組み込まれた COSMO-K コードが過渡変化中の中性子束を算出する。

以上のように，GalaxyCosmo-S®の開発にあたっては，炉心核設計及び安全解析の高度化の観点から，解析モデルの改良と機能追加により，PWR の安全性向上及び信頼性向上を図っている。

2.3 GalaxyCosmo-S®の検証及び妥当性確認

PWR 炉心の炉心核設計及び安全解析に対する GalaxyCosmo-S®の適用性を実証するためには，検証（Verification）及び妥当性確認（Validation），所謂 V&V が重要となる。GalaxyCosmo-S®は，(i) 高次な計算手法を有する連続エネルギーモンテカルロコードによる解析結果との比較検証（Verification）と，(ii) 豊富な実機測定データを活用した妥当性確認（Validation）を組み合わせることで，通常運転から事故解析までの適用性を確認している。

(i) の例として，PWR の自己制御性を示すパラメータの一つであり，ATWS 事象の出力抑制に重要な減速材密度係数（減速材温度上昇に伴い減速材密度が減少することによる出力抑制効果）を対象に，GALAXY コードと連続エネルギーモンテカルロコード（MVP コード）の解析結果を比較した。図2に示すように，GALAXY コードによる減速材密度係数は，減速材密度条件によらず連続エネルギーモンテカルロコードと良好に一致しており，ATWS 事象で求められる低密度条件においても通常運転時から差異が拡大しないことを確認できる。

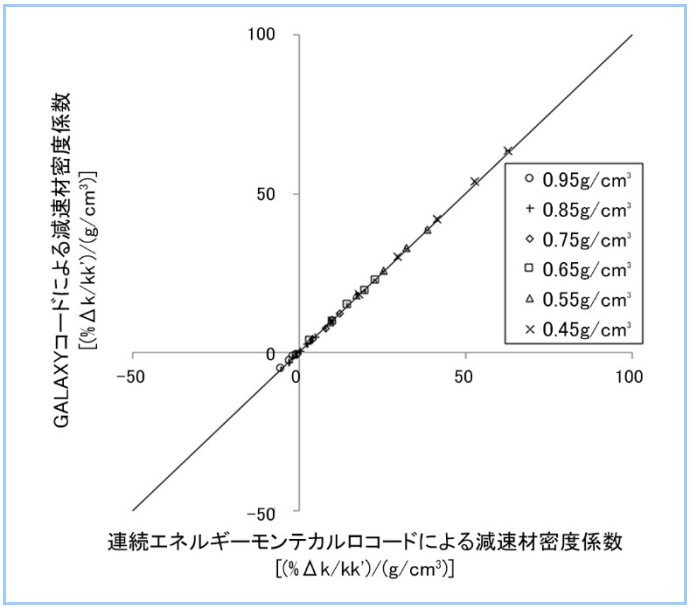


図2 減速材密度係数の検証例（MVP コードとの比較）

3. 熱水力設計技術の高度化

熱水力設計では，通常運転時及び異常な過渡変化時の安全性を確認することを目的に，燃料棒の過熱焼損に関するDNB（Departure from Nucleate Boiling）を評価している。DNB評価には燃料棒近傍の冷却材挙動を詳細にシミュレーションする必要があり，冷却材挙動を評価するサブチャンネル解析コード MIDAC とその冷却材条件に応じた過熱焼損が生じる際の限界熱流束の予測式である DNB 相関式（MG-S 相関式/MG-NV 相関式：MG-S 相関式は通常運転時の運転可能範囲の評価や安全機能の有効性を確認する安全解析に適用し，MG-NV 相関式は MG-S 相関式が適用できない低圧／低流量条件の安全解析に適用する）の二つの技術を組み合わせる。この MIDAC コードシステムは，DNB 発生条件に対する安全余裕を現行コードシステムより精緻化することができ，プラントの安全性を損なうことなく，高燃焼度化及び長サイクル化等の炉心運用の多様化に対応することができる。

3.1 熱水力設計コードシステム MIDAC の概要

炉内の冷却材挙動のシミュレーションのために気液二相流を含む広範な冷却材挙動に適用可能な MIDAC コードを開発した。気液二相流のモデリングには，気液二相流を均質な混合物として取り扱う混合物モデルや，気液二相の各相を別の流体として取扱う分離流モデルなどがあるが，MIDAC コードには，主蒸気管破断事故などの低圧条件の評価精度向上を目的に，混合物モデルの一つであり，気相と液相の速度差を考慮可能なドリフトフラックスモデルを採用した。また，熱水力設計評価と安全解析を一つのコードで評価できるように，現行の安全解析向け過渡時熱流動挙動評価用の THINC-III コード，熱水力設計向け定常時熱流動挙動評価用の THINC-IVコード，及び安全解析向け過渡時燃料挙動評価用のFACTRANコードの3つのコードの機能を MIDAC に統合した。

図3に国内既設プラントで適用されている現行解析コードシステムと新解析コードシステムの関係図を示す。この機能統合により，従来は個々のコード毎に必要であった入力データを一つの入力データで解析することができ，インプット作成及びアウトプット分析の負荷低減に繋げることができる。また，MIDACコードには当社自主開発のDNB相関式である“MG-S相関式”“MG-NV相関式”を限界熱流束の予測のために組み込んでいる[1]。MG-S 相関式と MG-NV 相関式は，今後の DNB 防止性能向上を目的とした燃料設計の改良等にも柔軟に対応できるように，拡張性の高い技術が採用されている。特に低流量条件に対する適用範囲を拡大するとともに予測精度を向上させており，安全解析の信頼性向上に貢献することができる。

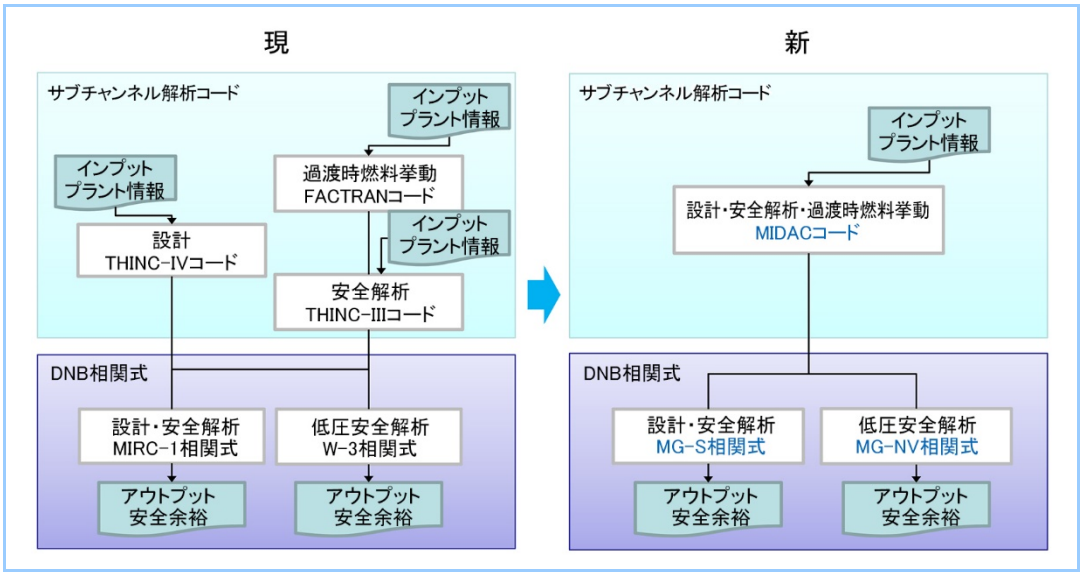


図3 炉心熱水力設計・安全解析向け現行解析コードシステムと新解析コードシステム
MIDAC コードシステムは複数の現行解析コードの機能が統合され、効率的な解析環境を提供する。

3.2 MIDAC コードシステムの妥当性確認

MIDAC コードの検証では，炉内で生じる重要な物理現象に応じた実験データとの比較や他コードとの比較により妥当性を確認している。ここではその物理現象の重要度の中で最も信頼性の高いシミュレーションが必要なボイド率予測の比較結果を示す。試験データは国際機関であるOECD/NEA（Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency）に登録されているNUPEC管群ボイド試験である[2]。この試験では，安全解析範囲を包絡する冷却材条件で，γ線計測装置を用いて5×5管群流路内のボイド率が計測されている。

図4に，現行コードで採用されている気相と液相の速度差を同一と仮定した均質流モデルを用いたボイド率の予測結果と，MIDAC コードで採用したドリフトフラックスモデルを用いたボイド率の予測結果を示す。図4より，高い圧力条件では均質流モデルとドリフトフラックスモデルでは両者の結果はほぼ一致する。一方，低い圧力条件では，ドリフトフラックスモデルの方が試験結果とよい一致がみられる。これは，高圧力条件と比べて相対的に密度差が大きくなることによる気液速度差への影響を，MIDAC コードが精度よく考慮できているためである。本結果より，MIDAC コードを PWR プラントの設計評価・安全解析に採用することでシミュレーションの信頼性が向上することが分かる。MG-S 相関式と MG-NV 相関式の妥当性確認結果は文献(1)に示す。

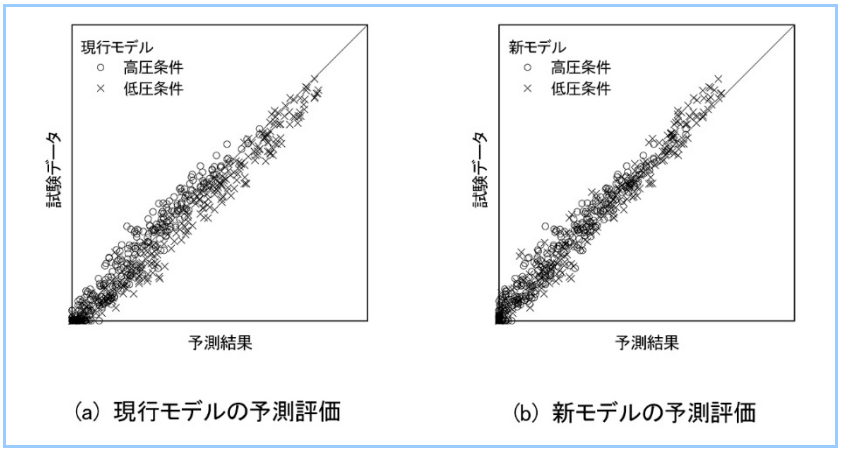


図4 管群ボイド試験の予測結果
現行モデルでは低圧条件の予測が保守的に高いが、新モデルでは予測結果が試験結果と一致する傾向にある。

4. Non-LOCA 評価技術の高度化

原子力プラントでは，異常状態が発生した場合のプラントのシミュレーションを行い，異常時の対処設備の設計や対処手順の確認を行っている。このような異常状態のシミュレーションは安全解析と呼ばれ，シミュレーションを行う数値計算プログラムが安全解析コードである。原子力プラントの安全解析において想定する代表的な異常状態（事象）のうち，5章の LOCA を除いた，プラントの状態が過渡的に変化する事象をNon-LOCA事象と総称している。本章では，PWRプラントの運用高度化において，この Non-LOCA 事象の解析精度の向上を図るべく開発した安全解析コード SPARKLE-2 と，評価技術高度化の取組みについて述べる。

4.1 Non-LOCA 解析コード SPARKLE-2 の概要

これまでの Non-LOCA 事象の解析は，プラントシステム，炉心，燃料棒といった単位で，複数の解析コードを用いたシミュレーションで構成されている。

SPARKLE-2コードは，プラント動特性解析に汎用二相流コードM-RELAP5，炉心核特性解析に2章で述べた COSMO-S コードを動特性へ対応させた COSMO-K コード，及び炉心と燃料の熱水力特性解析に3章で述べた MIDAC コードを採用し，各解析コード間でのデータのやり取りを時々刻々双方向に行う核熱結合動特性解析コードである。このコードを用いることで，原子炉プラント1次系全体の熱流動変化，及び炉心における3次元的な核特性と熱流動の相互作用が評価可能となった。

炉心における核特性と熱流動の相互作用とは，具体的には図5に示すように，炉心出力が変動してボイドが発生した場合に，中性子が十分に減速されず，核分裂が抑制されることでボイド発生付近の出力が低下するという空間的な熱流動と核特性の相互作用のことである。このような空間的な熱流動と核特性の相互作用を取り込んだ核熱結合評価を用いれば，これまでのボイド発生に伴う空間的な出力低下をないものとして扱っていた保守的な評価に比べて評価精度の向上が図られる。

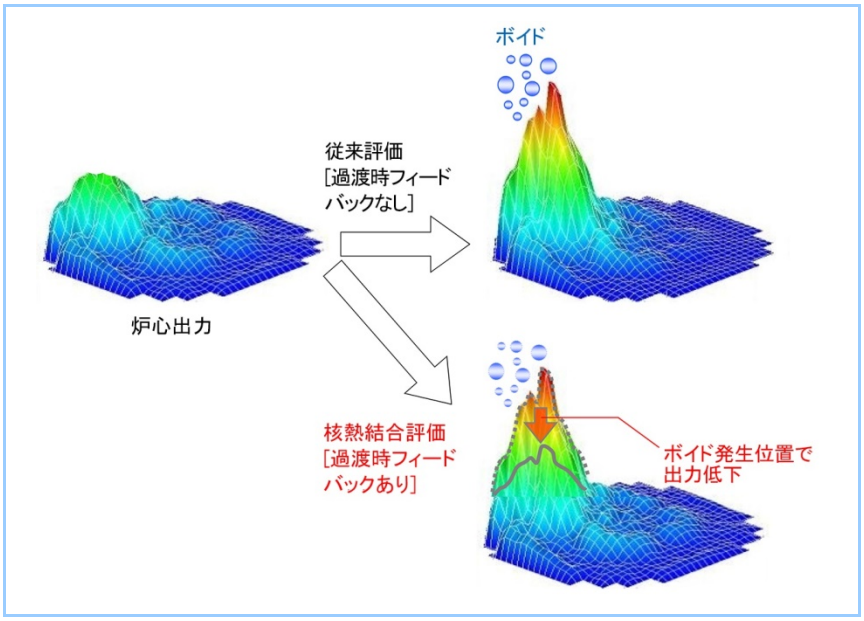


図5 核熱結合評価

Non-LOCA 解析への SPARKLE-2 コードの適用に際し，実験解析，実機解析及び先行コードとの比較検証により，熱流動及び核特性に関する現象の SPARKLE-2 コードでの再現性を確認している。これら適用性の確認においては，事故進展及び安全性確認のための指標（1次系バウンダリにかかる圧力や3章　熱水力技術の高度化で述べた DNB 発生の有無）に対して影響の大きい現象（1次系と2次系の熱伝達や炉心流量変化等）を抽出し，その現象に対する要素試験もしくは総合試験等を選定し，適用性確認の網羅性を確保した。例として，Non-LOCA 事象の一つである負荷の喪失を模擬した LOFT L6-1 試験の SPARKLE-2 コードによる解析結果を示す。LOFT 試験装置は代表的な4ループ PWR を模擬したものであり，実機 PWR における伝熱流動挙動を縮小規模で適切に模擬するために，体積／出力の比，圧力，及び温度等の試験条件は実機 PWR 相当である。システムパラメータの代表として圧力の比較結果を図6に示す。SPARKLE-2 コードの解析結果は，実機の計測誤差と同程度の±0.2MPa の範囲で，試験データと良好な一致を示していることが分かる。

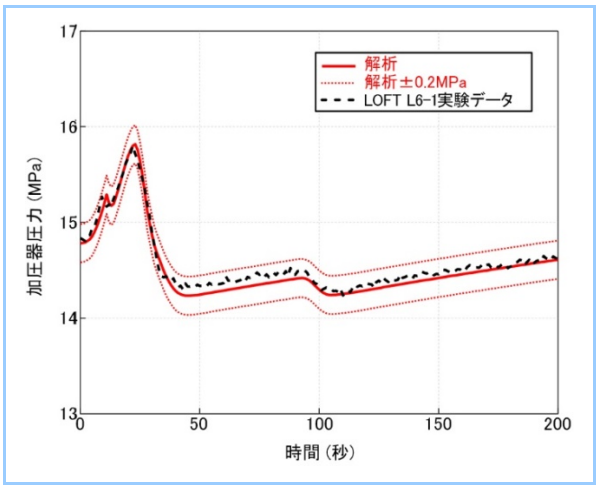


図6 LOFT L6-1 試験解析

4.2 核熱結合評価適用例

ここでは，核熱結合評価を適用することによる具体的な効果を述べる。

核熱結合評価の効果があらわれるのは，出力分布が歪む場合や炉内流動が偏る場合である。このような状況が生じる Non-LOCA 事象として“主蒸気管破断”を取り上げる。

“主蒸気管破断”は，蒸気発生器からタービンに繋がる主蒸気管が破断し，蒸気放出が急増して1次系を過度に冷却する事象である。破断した主蒸気管に繋がる蒸気発生器と健全な主蒸気管に繋がる蒸気発生器での冷却状態が異なることでループ部及び炉内流動に偏りが生じ，その結果，炉心において冷却材温度の低い領域の出力が高めとなり，炉心の水平方向の出力分布が歪む。国内 PWR プラントを対象とした“主蒸気管破断”事故に対して SPARKLE-2 コードを用いた核熱結合評価を適用した結果を，従来評価の結果と比較する形で図7に示す。事故の初期条件としては，1次冷却材及び燃料の保有エネルギーが低く，蒸気放出に対して1次系の冷却がより大きくなる高温零出力状態を想定している。

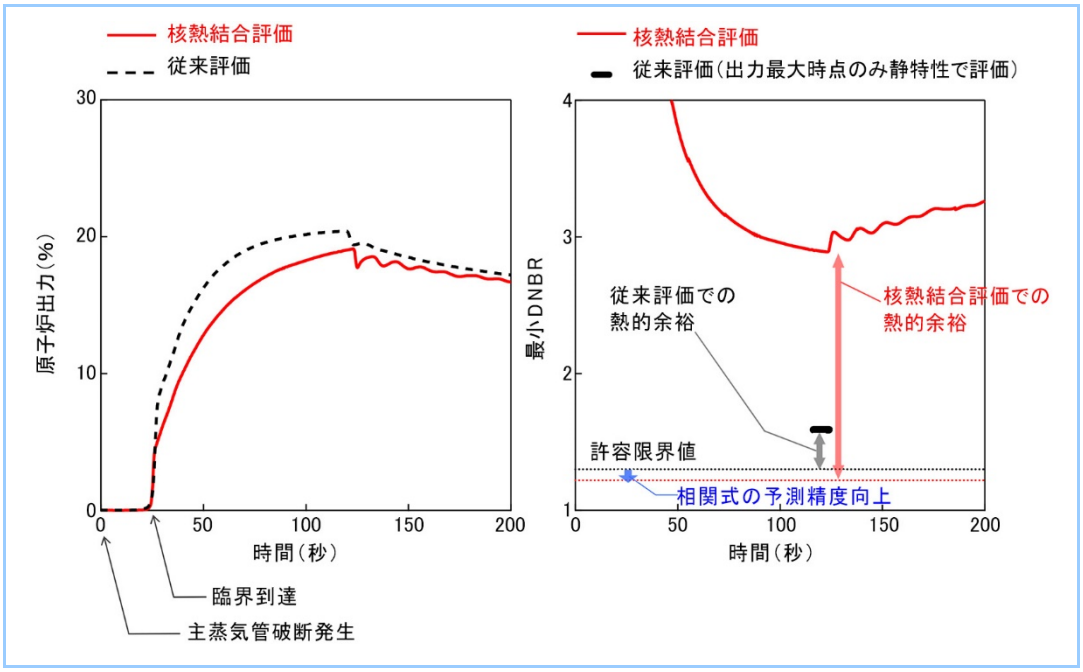


図7 主蒸気管破断の事故解析

主蒸気管の破断による1次系の過冷却によって，炉心に正の反応度が添加されて臨界に至り，出力が上昇する(図7の約 25 秒時点)。従来評価と比較すると，臨界後の原子炉出力の上昇が緩和されていることが分かる。SPARKLE-2 では，出力分布が歪んだ状態での局所的な冷却材や燃料等の温度上昇による反応度フィードバック効果(空間的な熱流動と核特性の相互作用)を取り扱うことができるようになったためである。この事故における安全性の確認は DNBR(DNB Ratio; 限界熱流束と実際の熱流束の比)が許容限界値(図7中の許容限界値参照)を下回らないことであり，最小 DNBR と許容限界値の差が示す熱的余裕は，従来評価よりも核熱結合評価の方が大きくなっていることが分かる(図7右側)。これは核熱結合評価の導入によって解析上の余裕が適正化された結果である。また，DNB 相関式として前述の MG-NV 相関式を採用して DNB 予測精度を向上させており，許容限界値の点でも解析上の余裕の適正化が図られている。

このように，核熱結合評価は，PWR プラントの運用高度化での活用が期待できる。

5. LOCA 評価技術の高度化

LOCA は，1次冷却系配管破断等により冷却材が系外に流出することを想定した事象であり，同事故が発生すると炉心の冷却が損なわれ，燃料棒が損傷する可能性がある。原子力プラントではこのような仮想的な事故に対しても炉心を冷却するために，冷却材を注入する非常用炉心

冷却系が設けられている。この事象に対して，国の指針で定められた燃料健全性基準（燃料被覆管温度の最高値が 1200℃以下であること，など）を満たし，炉心の冷却が可能な状態が保たれていることを安全解析により確認している。ここでは，PWR プラントの運用高度化に適用するために開発された，新 LOCA 解析コード MCOBRA/RELAP5- GOTHIC による統計的安全評価手法について説明する。

5.1 LOCA 解析コード MCOBRA/RELAP5-GOTHIC の概要

現行の PWR の LOCA 事象に対する安全解析コードは，解析コード開発時の計算機能力の制限等から，LOCA 時の重要な現象に対し，簡略化された保守的な物理モデルを採用している。また，コード内の物理モデル及び解析条件の個々の不確かさは，評価結果が十分保守的になるように考慮されており，そのため，最終的な評価結果は大きな保守性を有している。

近年，著しい計算機と数値解析技術の進歩によって詳細なシミュレーションが可能となり，LOCA 解析においても詳細シミュレーションコードが主流になってきた。米国では許認可解析への適用実績もあり，当社でも詳細シミュレーションコードをLOCA解析に適用することを目的に，より精度よく LOCA 時の重要な物理現象を模擬できる MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードを開発した。

MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードでは，原子炉容器内の流体は，液相，液滴相，蒸気相の3流体要素で構成し，個々に保存則を取り扱うため，現行の LOCA 安全解析コードでは取り扱えなかった水（液相と液滴相）と蒸気の熱非平衡状態を模擬できる。また，原子炉容器内は，現行評価コードに比べ，詳細多次元解析が可能である。これらにより，LOCA 時の原子炉容器内の複雑な熱流動挙動の現実的な予測が可能となり，重要な現象を模擬する物理モデルに不確かさがある場合は，適切にその定量化を行える予測精度を有することから，後述の統計的安全評価へ適用することができる。

5.2 統計的安全評価手法

先に述べたように，現行評価手法では解析条件や解析コード内の物理モデルについて，各々の不確かさは安全側になるよう設定され，それらを重ね合わせた大きな保守性を有した評価となっている。

それに対し，統計的安全評価手法では，使用する解析コードに現象を現実的に評価する能力があることを前提に，種々の不確かさを有するパラメータを統計的に取り扱うことで，適切な保守性を含んだ安全評価結果を得ることができる。MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードを用いた統計的安全評価手法は，日本原子力学会が定める標準“統計的安全評価の実施基準：2008”に沿って開発されており，ラテン超方格サンプリング（Latin Hypercube Sampling，LHS）を用いた順序統計法を適用し，確率 95%以上，信頼度 95%以上を満たす評価値を抽出するものである。図8に MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードを用いた具体的な評価手順を示す。

図9に評価パラメータの一つである燃料被覆管最高温度の統計的安全評価手法による評価例（153 ケースの場合）を示す。最適評価コードである MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードと順序統計法により，不確かさを有するパラメータの影響は適切に評価へ反映され，燃料被覆管最高温度の統計手法による評価値は，現行の評価手法による評価値に比べ，数十℃低減し，制限値までの余裕が拡大されることが分かる。

今後，この技術は，長サイクル運転，増出力や高燃焼燃料採用等の PWR プラントの運用高度化での活用に期待できる。

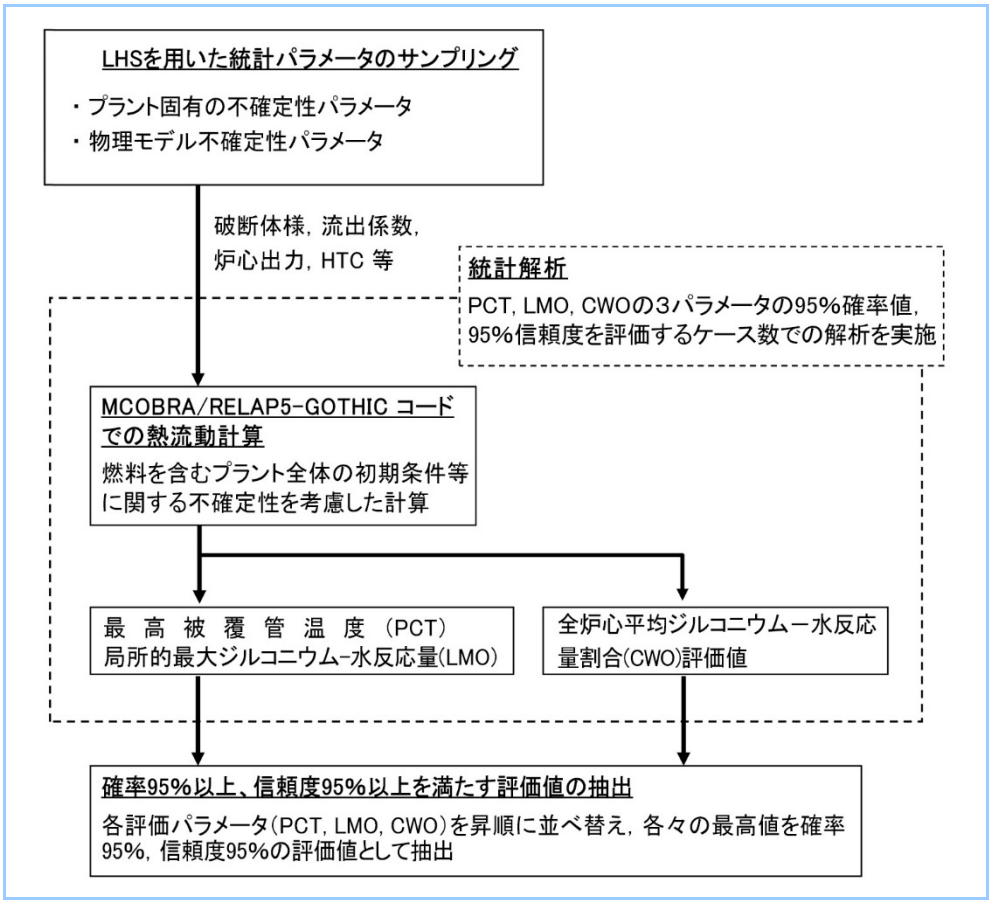


図8 MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードを使用した統計解析の手順

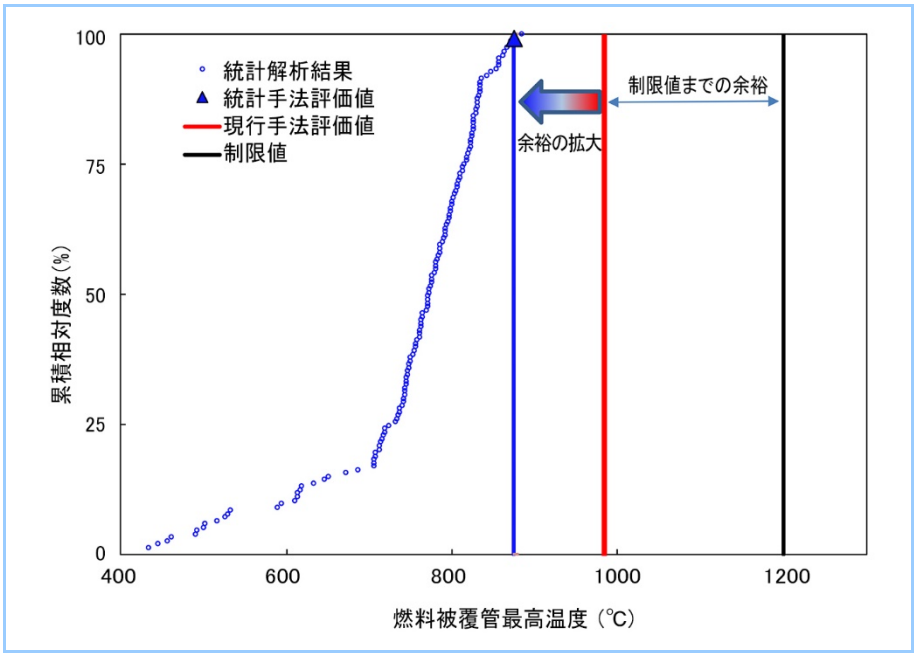


図9 順序統計法による解析結果 － 燃料被覆管温度の累積分布 －

6. 溶融炉心評価技術の高度化

福一事故後，国内 PWR プラントでは，シビアアクシデント対策として様々な安全対策設備が追加で設置され，追加された設備の有効性等も含めたプラントの安全性向上を確認した上で，プラントが再稼働されてきた。また，再稼働後も更なる安全性向上を目指した研究活動として，溶融炉心評価技術の高度化に取り組んでいる。ここでは，その一つとしてシビアアクシデント時の溶融炉心の拡がり挙動に対する汎用 CFD コードを用いた最新解析技術の適用事例について説明する。

シビアアクシデント時に原子炉圧力容器の破損に伴って，溶融炉心が原子炉格納容器の下部キャビティー室床面（以下，単に床面と記載）に落下した場合，溶融炉心の効率的な除熱ができないと，溶融炉心の保有熱及び崩壊熱等によってコンクリート床材の侵食が生じる。さらに，この侵食が原子炉格納容器下部コンクリートの溶融貫通に至ると，放射性物質が環境へ放出される懸念がある。溶融炉心の効率的な除熱のためには，溶融炉心が床上にて局所に堆積することなく，薄く広く拡がることが重要である。このため，溶融炉心を薄く広く拡げるための技術開発を進めており，ここでは，溶融炉心の拡がり挙動を予測するシミュレーション技術について説明する[3]。

図 10 に示すように，溶融炉心の拡がり挙動は，温度や組成の変化に伴う粘性変化や床材溶融の影響を受ける。この挙動に対して，ANSYS FLUENT[4]コードを使用し，代表的な物理現象を同時に扱うモデル構築を行った。FLUENT では，あらかじめ備えている物理現象のモデリング機能に加え，UDF（User Defined Function）機能を使用した物理現象のモデル化が可能である。ここでは，溶融炉心と床材との混合による粘性等の物性の変化，溶融炉心と床材との反応で発生するガス，及び溶融炉心表面からの熱輻射等を UDF 機能で模擬し，溶融炉心の拡がり挙動を適切にモデル化する。

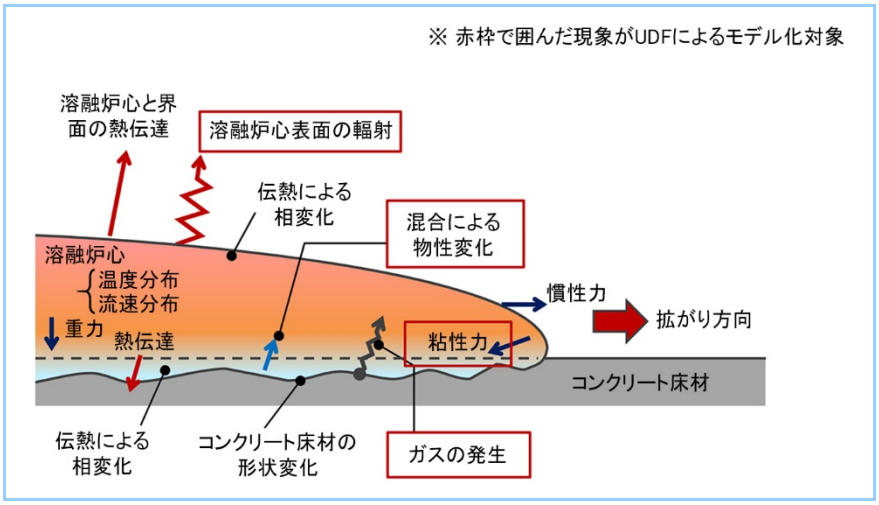


図 10 溶融炉心の拡がり挙動に係る代表的な物理現象

6.1 溶融炉心の拡がり挙動のモデル化

(1) 流体物理量及び界面の輸送

溶融炉心の拡がり挙動を予測できるように，流体の物理量及び界面輸送計算に FLUENT の VOF（Volume of Fluid）法を採用した。VOF 法は自由界面の輸送を計算する場合に使用される数値計算手法である。計算メッシュ内において複数の流体または複数の相の体積分率を合計すると1になるという仮定を用い，各相の位置（界面）は，計算で得られた各メッシュ内の物理量に対して体積分率を求めることにより決定する。また，コードにおける界面捕捉計算方法として，界面勾配を考慮できる PLIC（Piecewise Linear Interface Calculation）型解法を用いた。

溶融炉心の拡がりに係る物理現象のうち，乱流モデルは SST-k-ω モデルを採用し，溶融炉心表面の対流熱伝達は輻射熱伝達に比べて無視できるほど微小なため，溶融炉心表面では輻射のみを考慮した。また，溶融炉心と床材間の熱輸送については，乱流熱伝達による促進効果を考慮したエネルギー方程式により求めた。

(2) 溶融炉心の粘性に関連する現象

溶融炉心が床面に落下した後の拡がり挙動は，慣性力と粘性力によって支配されるため，溶融炉心の粘性を適切に見積もることが重要となる。粘性は溶融炉心の組成変化と温度変化に依存し，組成による粘性変化は，床面コンクリートの溶融侵食量評価から化学的な組成に基づいて予測する。温度による粘性変化については，流動停止温度以上では粘性モデルによって粘性の増加を模擬し，流動停止温度以下では溶融-凝固モデルによって運動量を減衰させ

ることで流体の固化を模擬する手法を新たに開発した。

(3) 床面の抵抗に関連する現象

溶融炉心が床面の上を流動する際に，熱せられたコンクリートの表面から噴出する水蒸気が流動抵抗となる。一方で床面と溶融炉心の間に水蒸気が発生することにより，溶融炉心に働く抵抗が減少する効果も考えられる。そこで本モデルでは，床材から発生する水蒸気量を計算し，壁面に接する流体に湧き出しとして与えた。水蒸気が存在する計算メッシュでは運動量方程式中の物性値（粘性係数等）が水蒸気の体積割合によって変化するため，壁面摩擦の変化を考慮することができる。また，発生した水蒸気が溶融炉心との密度差により溶融炉心中を上昇し，空気中に吹き抜ける現象を模擬することで，溶融炉心の拡がり流れの流動抵抗への影響が評価される。一方で，水蒸気が床面と溶融炉心の間に存在することによる摩擦抵抗の低減効果は，計算メッシュ内の水蒸気体積割合が増加することにより粘性係数が低下することで表される。

6.2 検証解析

構築した拡がり解析モデルの検証として，VULCANO 拡がり試験[5]から VE-U7 試験の再現解析を実施した。VE-U7 試験は，大気環境下においてセラミック床上及びコンクリート床上での実燃料を模擬した溶融物の拡がり挙動を観察した試験である。セラミックは融点が試験にて使用する溶融物の温度よりも高く，また水分を含まないことから，拡がり挙動において床材の溶融侵食やガスの発生がなく，床材と溶融物の相互作用による溶融物の物性変化や床面抵抗への影響を排除できると考えられる。一方でコンクリートは融点が溶融物の温度よりも低く，また水分を含むことから，拡がり中の溶融物との溶融混合による物性の変化や，溶融物との相互作用によるガスの発生の影響が予測される。そのため，VE-U7 試験の再現解析を実施することによって，前述した開発モデルの溶融物と床材の混合による粘性等の物性変化の有無及びガス発生の有無が拡がり挙動に及ぼす影響を評価することができると考えられる。

VE-U7 試験に対する再現解析結果について，セラミック床上とコンクリート床上での拡がり距離の試験結果との比較を図 11 に示す。いずれの再現解析に対しても，解析結果は拡がり距離を予測精度±20%以内で模擬できた。また，コンクリート床上での拡がり再現解析中のある一時点における溶融物の温度コンターを図 12 に示す。試験にて観察された挙動と同様に，床材から発生した水蒸気が溶融物中を上昇し，溶融物の表面を貫通する挙動を再現することができており，溶融物とコンクリートの相互作用が拡がり挙動に及ぼす影響を適切に評価できていると考えられる。

以上の検証解析の結果から，溶融炉心の拡がりに係る代表的な物理挙動を CFD コードにて精度よく再現できていることを確認することができた。

なお，本研究は総合研究所伝熱研究部伝熱第二研究室の協力を得て取り組んだものである。

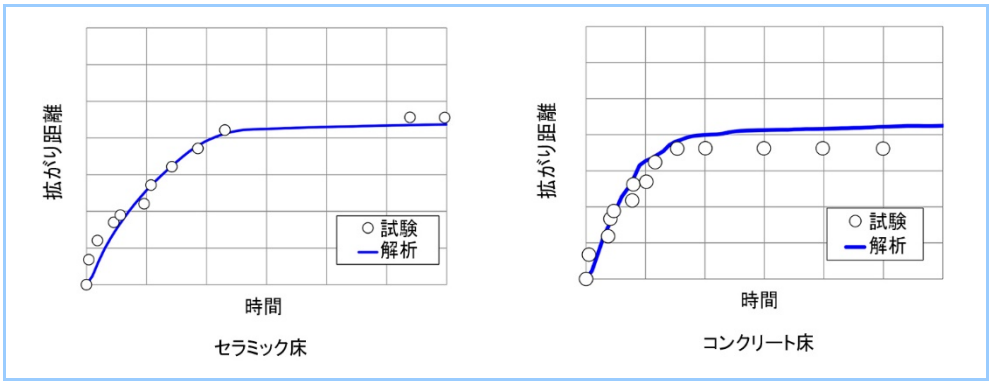


図 11 VULCANO VE-U7 試験 試験結果と解析結果の比較

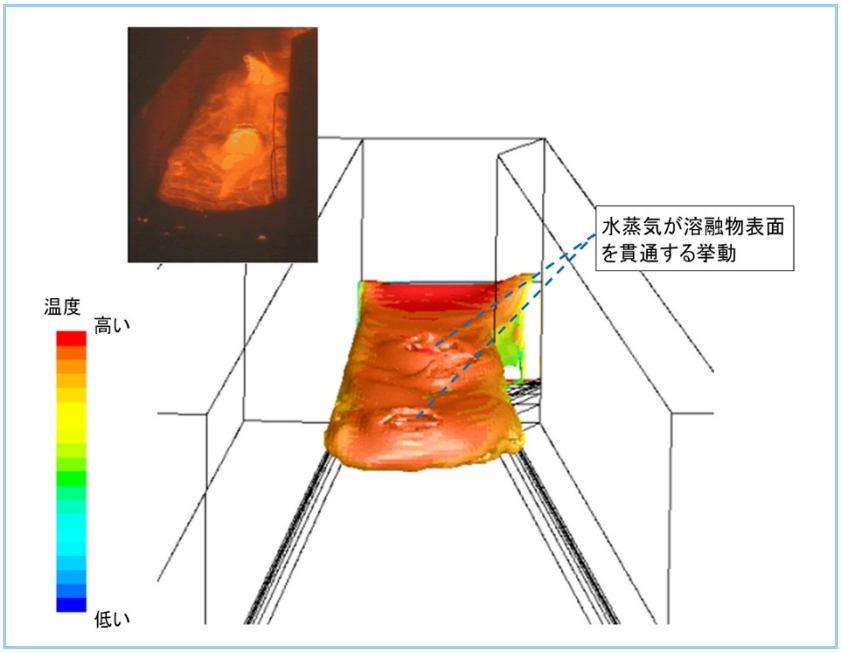


図 12 VULCANO VE-U7 試験 コンクリート床上での溶融物温度コンター

7. まとめ

PWR プラントの炉心設計(核, 熱)・安全評価の最新技術及びその適用性について紹介した。これらの技術は設計・評価の精度向上に資するものである。これらを PWR プラントの更なる安全性向上に活用するとともに, 長サイクル運転, 増出力及び高燃焼度燃料の採用といった将来のプラント運用及び炉心運用の高度化に活用していきたい。

今後, これらプラント運用の高度化に際し, 今回紹介したコードに対して, 規制機関による審査を受ける予定である。

また, シビアアクシデントで重要な溶融炉心のシミュレーション技術の開発状況について, 紹介した。今後の既設炉における安全性向上研究, 及び次世代炉のシビアアクシデント対策の中で, この技術を活用していく予定である。

参考文献

(1) PWR 安全設計のための新限界熱流束予測評価式, 三菱重工技報 Vol.49 No.1, (2012), p.39-41
(2) Japan Nuclear Energy Safety Organization, OECD/NEA Benchmark based on NUPEC PWR Subchannel and Bundle Tests (PSBT), (2009), JNES/SAE TH08 0019
(3) 原伸英ほか, シビアアクシデント時の溶融炉心・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 (その6)溶融炉心拡がり挙動の解析, 日本原子力学会 2020 年春の大会
(4) ANSYS, Fluent Theory Guide, Fluent ver. 18.1
(5) Journeau, C., et al., Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests, Nuclear Engineering and Design 223 (2003) 75-102