

安全研究成果報告

詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性 安全解析手法の整備(Phase-2)

Development of Analysis Tools for Thermal-Hydraulics and Neutronics
Simulations (Phase-2)

江口 裕 上原 宏明 酒井 友宏 柴 茂樹 藤田 達也
岩橋 大希 江畑 茂男 笠原 文雄 小西 秀雄 藤岡 一治
増原 康博 山本 徹

Hiroshi EGUCHI, Hiroaki UEHARA, Tomohiro SAKAI, Shigeki SHIBA, Tatsuya FUJITA, Daiki
IWAHASHI, Shigeo EBATA, Fumio KASAHARA, Hideo KONISHI, Kazuharu FUJIOKA,
Yasuhiro MASUHARA, and Toru YAMAMOTO

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

平成31年3月

March 2019

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本レポートの内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電 話：03-5114-2223
ファックス：03-5114-2233

詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全

解析手法の整備 (Phase-2)

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

システム安全研究部門

江口 裕	上原 宏明	酒井 友宏	柴 茂樹
藤田 達也	岩橋 大希	江畑 茂男	
笠原 文雄	小西 秀雄	藤岡 一治	
	増原 康博	山本 徹	

要 旨

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則では、単一故障の仮定の下、プラント運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び多重故障による重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故への対策を要求している。国内外の動向を考慮すれば、今後は、解析コードを用いた運転時の異常な過渡変化、設計基準事故の評価については、複雑な現象に対してより現実的な評価が可能となる不確かさを考慮した最適評価手法 (BEPU) が広く用いられることになるものと見込まれる。また、重大事故に至るおそれがある事故に対する対策の有効性評価については、事故時のプラントにおける事象進展を忠実に把握するという観点から、最適評価手法を標準手法として使うことが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に示されている。原子力規制庁技術基盤グループは、これらで用いる新しい安全解析手法の妥当性確認を行うとともに、安全余裕をより正確に把握するために安全解析手法の継続的な高度化を進めている。本研究では、熱流動・核特性に関する安全解析手法の高度化の一環として、重大事故に至るおそれがある事故を主な対象に、最適評価を行うために必要となる解析手法についての検討を行った。

「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故」に係る安全解析手法については、大破断冷却材喪失事故 (大破断 LOCA) の BEPU 解析を実施し、その有用性を確認した。その際、統計分析については、順序統計法 (ノンパラメトリック手法) 及びパラメトリック手法を

適用した。また、燃料ペレットの細片化等、LOCA 時の炉心冷却性に影響を及ぼす可能性がある燃料挙動を考慮できる解析コードを整備し、実用炉において同燃料挙動が燃料被覆管最高温度に及ぼす影響を適切に評価できることを確認した。「重大事故に至るおそれがある事故」については、3次元核熱結合解析コードの高速化や機能拡張を行った。さらに、高エネルギー配管及び弁・ポンプ等の機器を有する系統の破断等による二相流の噴出が安全設備に及ぼす影響を評価するための手法について検討し、温度検知センサの設置位置や緩和策の妥当性評価を行った。

「炉心核特性解析コードの整備」に係る安全解析手法については、BEPUに関連し、核特性の不確かさを扱える機能を CASMO5/SIMULATE5 に付加するとともに、同コードシステムを用いて PARCS コードで必要な ATWS 解析用の核定数の整備を行った。「臨界安全解析コードの整備」においては、重核の上方散乱の厳密な取り扱いによるドップラー反応度への影響、MOX 燃料の Pu スポットの非均質効果等を評価し、技術的知見を拡充した。

Development of Analysis Tools for Thermal-Hydraulics and Neutronics Simulations
(Phase-2)

Hiroshi EGUCHI, Hiroaki UEHARA, Tomohiro SAKAI, Shigeki SHIBA, Tatsuya FUJITA,
Daiki IWAHASHI, Shigeo EBATA, Fumio KASAHARA, Hideo KONISHI, Kazuharu FUJIOKA,
Yasuhiro MASUHARA, and Toru YAMAMOTO

Division of Research for Reactor System Safety
Regulatory Standard and Research Department
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

The new regulatory requirements in Japan for commercial nuclear power plants require to take not only measures against anticipated operational occurrences (A00s) and design basis accidents (DBAs) assuming a single failure but also those against severe accidents (SAs) (both prevention of SAs and mitigation of consequences of SAs) assuming multiple failures. Considering domestic and overseas trends, code analyses of A00s and DBAs are expected to be conducted by using Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) approach, in order to enable realistic assessments of complex phenomena. As for effectiveness evaluation of SA measures, namely, those for prevention of core damage and containment failure the regulatory guide stipulates the best estimate methods should be applied as a standard in view of better understanding of event progressions in nuclear power plants during accidents. The Nuclear Regulatory Authority of Japan not only needs to confirm the applicability of the new safety assessment methods applied but also to continuously improve the safety assessment methods in order to assess the safety margins more accurately. In this project, best-estimate analysis tools have been developed mainly through analyses of SAs without significant fuel degradation as part of improvement of the safety assessment methods for thermal-hydraulics and neutronics.

Regarding AOOs and DBAs, BEPU analyses were conducted for a large break LOCA to confirm its applicability, where both the order-statistic method (non-parametric method) and the parametric method were applied for statistical analysis. We also developed an analysis code for fuel behavior including fuel pellet fragmentation which may influence the core coolability in a LOCA and confirmed that the analysis code can estimate the influence of the fuel behavior on the peak clad temperature in the commercial nuclear power plant. Regarding the analyses of SAs without significant fuel degradation, we improved the computation speed of three-dimensional thermal-hydraulics and neutronics coupling analysis code and implemented some new functions. Regarding the analysis, aiming at evaluating the steam influence of the two-phase flow released due to the break of high energy piping on the components relevant to safety, a new method has been developed. This enabled the evaluation of validity of the temperature detector positions and effectiveness of mitigation measures against such events.

As the development of core nuclear characteristics analysis code, a function was added to the CASMO5/SIMULATE5 code system, in relation to BEPU, for evaluating the uncertainty of nuclear characteristics and the necessary nuclear constants were implemented in the PARCS code for ATWS analyses. As the development of criticality safety analysis code, we evaluated the influence of the exact treatment of heavy nuclear up-scattering, non-heterogeneous effect of Pu spot in MOX fuel, etc., on the Doppler reactivity and consequently expanded the technical knowledge.

目 次

1. 序論.....	1
1.1 研究の背景.....	1
1.2 研究の目的及び概要.....	1
2. 本論.....	4
2.1 熱流動安全解析手法の整備.....	4
2.1.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故.....	4
2.1.2 重大事故に至るおそれがある事故.....	15
2.1.3 高エネルギー配管の破損による溢水時の蒸気放出影響評価.....	33
2.2 核特性安全解析手法の整備.....	41
2.2.1 炉心核特性解析コードの整備.....	41
2.2.2 臨界安全解析コードの整備.....	43
3. 結論.....	49
3.1 成果の要点.....	49
3.2 目的の達成状況.....	49
3.3 成果の活用等.....	49
参考文献一覧.....	51
主な執筆者一覧.....	55

表 目 次

表 2.1	統計解析の手法	6
表 2.2	核熱結合解析の研究の変遷	17
表 2.3	崩壊熱の測定値と ORIGEN2.2 及び CASMO5 計算値の比較	48

目 次

図 2.1	BEPU 解析の適用手順	7
図 2.2	ノード分割図（一次系）	8
図 2.3	感度解析の結果（代表 23 因子/32 因子）	9
図 2.4	感度解析の結果例	10
図 2.5	PWR 大破断 LOCA における統計的安全評価値 PCT の結果（順序統計と正規分布 仮定との比較）	10
図 2.6	ハルデン LOCA 実験及び解析結果	13
図 2.7	3 ループ PWR プラント試解析での FFRD の影響	14
図 2.8	PWR 原子炉停止機能喪失事象解析（TRACE/SKETCH）	18
図 2.9	1 次モード中性子束分布解析例（Ringhals 1 号機、サイクル 14、ポイント 9）	22
図 2.10	ABWR ATWS 解析例（圧力容器分割方法の影響評価）	23
図 2.11	Ringhals-1 試験データと解析結果（試験点 14-9）	23
図 2.12	チャンネル軸方向ノード長さとの蒸気流速の分布（Oskarshamn-2）	24
図 2.13	ベッセル下部プレナムのノード分割の比較（Oskarshamn-2）	24
図 2.14	Oskarshamn-2 不安定性事象データと解析結果	25
図 2.15	SPERT-III Test No. 82 結果	26
図 2.16	圧力容器のノード分割（ABWR プラント、1/2 体系）	28
図 2.17	軸方向ノードごとのボイド率の時間変化（上：平均出力チャンネル、下：高 出力チャンネル）	29
図 2.18	1 次系圧力（加圧器圧力）及び 2 次系圧力	32
図 2.19	1 次系圧力（加圧器圧力）及び 2 次系圧力（C ループのみ再起動）	32
図 2.20	フロー・ボリューム連結図（3D モデル）	35
図 2.21	3D ボリューム（区画）の詳細（サブボリューム分割）	36
図 2.22	溢水時蒸気影響評価解析モデルの概要	37
図 2.23	3D ボリューム内流動状況と隣接ボリューム間の流れ（1）	38
図 2.24	3D ボリューム内流動状況と隣接ボリューム間の流れ（2）	39
図 2.25	蒸気放出区画（3D ボリューム中心部）の蒸気温度変化	40
図 2.26	PWR 燃料試料についての核種組成の比較結果	42
図 2.27	Peach Bottom 2 号機の燃料集合体体系における解析結果	43
図 2.28	改良モデルと従来モデルによるドップラー反応度の比較	44
図 2.29	格子、ランダム、STG モデルを用いた燃料格子体系モデル	46

図 2.30 PWR 及び BWR の燃料集合体の崩壊熱についての CASMO5 の計算値と測定値との比較.....	47
--	----

略 語 表

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良型沸騰水型原子炉
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	原子炉停止機能喪失
BEPU	Best-Estimate Plus Uncertainty	不確かさを考慮した最適 評価
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
D/W	Drywell	ドライウエル
FFRD	Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal	燃料ペレットの細片化、細 片化ペレットの被覆管膨 れ部への移動と被覆管破 裂部からの放出
FP	Fission Product	核分裂生成物
IRSN	Institute de Radioprotection et de Sûreté. Nucléaire	放射線防護原子力安全研 究所
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
MOX	Mixed Oxide Fuel	混合酸化物燃料
NRA	Nuclear Regulation Authority	原子力規制委員会（日本）
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構原子力 機関
PCT	Peak Clad Temperature	燃料被覆管最高温度
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
RCP	Reactor Coolant Pump	原子炉冷却材ポンプ
SG	Steam Generator	蒸気発生器
SGTR	Steam Generator Tube Rupture	蒸気発生器伝熱管破損
SRV	Safety Relief Valve	逃がし安全弁
SSC	Systems, Structures and Components	構築物・系統・機器
W/W	Wetwell	ウェットウエル

1. 序論

1.1 研究の背景

実用発電用原子炉に係る新規規制基準では、単一の故障や誤操作に起因するプラント運転時の異常な過渡変化、設計基準事象及び多重故障による重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故（以下「重大事故等」という。）への対策を要求している。国内外の動向を見れば、今後は、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故の評価において、保守的評価に代わり、不確かさを考慮した最適評価手法（以下「BEPU手法」という。）が広く用いられることになるものと見込まれる。また、重大事故に至るおそれがある事故への対策の有効性評価については、事故時のプラントにおける事象進展を忠実に把握するという観点から、最適評価手法を標準手法として使うことが審査ガイドに示されている。原子力規制庁（以下「NRA」という。）は、これらで用いる新しい安全解析手法の妥当性確認を行うとともに、安全余裕をより正確に把握するために安全解析手法の継続的な高度化を進めている。

1.2 研究の目的及び概要

上記を背景に、本研究では、軽水炉の審査等における運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故に至るおそれがある事故に対する対策の妥当性の評価に資するため、原子炉熱流動・核特性安全解析手法についての検討を行った。

なお、本研究は平成25年度から平成29年度にかけて実施したものである。

以下に研究の目的及び概要を示す。

（1）熱流動安全解析手法の整備

①運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

米国では、保守的な解析コード及び保守的な解析条件等に基づいた安全評価手法に加え、BEPU手法^(参1)が審査において使われている。また、国内においても産業界はBEPU手法の適用に向けた準備を進めている^(参2)。このため、BEPU手法による解析の実践を重ねることで審査等に必要な技術的知見を蓄えることとした。

また、経済協力開発機構／原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）のハルデン炉計画等で、高燃焼度化¹に伴う燃料特性の変化が冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時の燃料挙動に及ぼす影響が調べられている^(参3)。この実験では、LOCA条件下で高燃焼度燃料ペレットが細片化し、細片化したペレットが燃料被覆管の膨れ部に集積したり、ペレット片が燃料被覆管破裂部から冷却材中に放出されたりする現象（以下「FFRD現象」という。）が観察されており、このような現象をモデル化し、実機における事故時の燃料被覆管最高

¹ 高燃焼度化とは、燃料（単位重量）から取り出すエネルギーを増やすことである。原子炉においてより長い期間使用することになるため、燃料被覆管の腐食量増大、燃料ペレット中のマイクロ組織変化や核分裂生成物量増大などが起こる。

温度（以下「PCT」という。）等の安全評価パラメータに与える影響についての知見を取得することが重要である。

そこで、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故について、BEPU 手法及び FFRD 現象のような新しい解析手法やこれまで取扱っていなかった現象を考慮した安全解析手法の整備を行うことを目的として以下の研究を行った。

BEPU 手法については、平成 28 年度から平成 29 年度にかけて 3 ループ PWR プラントの大破断 LOCA を対象に、入力パラメータの不確かさを設定し、TRACE コード^(参4)を用いた試解析を実施して技術的知見を取りまとめた。

FFRD 現象を考慮した熱流動解析手法については、平成 25 年度から平成 29 年度にかけて燃料挙動解析コード FRAPTRAN^(参5)に FFRD モデルを組み込み、ハルデン LOCA 実験の解析に適用し、実験値と計算値の比較を行った。また、3 ループ PWR プラントの LOCA 試解析を実施し、FFRD モデルの有無による PCT を比較した。

②重大事故に至るおそれがある事故

平成 25 年 7 月に施行された新規制基準では、これまでに要求されている運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故への対策に加えて、新たに重大事故等への対策を要求している。本研究の目的は、重大事故等のうち、重大事故に至るおそれがある事故について、事故時の事象進展、原子炉圧力、燃料被覆管温度等の把握に資する安全解析手法についての検討を行うことである。

本研究では炉心 3 次元核熱結合解析手法の検討のため、平成 25 年度から平成 27 年度にかけて TRACE/SKETCH コード^(参4,参6)を用いて核熱結合機能の拡張を行い、PWR 及び BWR プラントの原子炉停止機能喪失事象（以下「ATWS 事象」という。）に対する炉心損傷防止対策の有効性評価解析を実施した。平成 28 年度から平成 29 年度にかけて TRACE/PARCS コード^(参4)の高速化及び機能拡張を行い、BWR プラントの ATWS 解析に適用するとともに、ATWS 時に発生する可能性のある実機炉心不安定性事象のベンチマーク解析を実施し、整備した TRACE/PARCS コードの妥当性確認を実施した。また、炉心部の多次元及び多チャンネル挙動の詳細評価が可能な TRACE コードを炉心損傷防止対策の有効性評価事象の解析に適用するとともに、外部事象に係る確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の技術的知見を得るために、複数の蒸気発生器での伝熱管複数本破損事象（以下「マルチ SGTR 事象」という。）に関する感度解析を実施した。

③高エネルギー配管の破損による溢水時の蒸気放出影響評価

原子力発電所における高温・高圧の流体（水・蒸気）が含まれる配管（以下「高エネルギー配管」という。）が破損した場合、配管内の流体は蒸気となり配管外に放出される。こ

の場合には安全系等の設備に影響を及ぼす可能性があることから、その設備の機能が確保されるか否かを評価することが重要である。本研究は、高エネルギー配管の破損による溢水蒸気の防護対象設備への影響を評価し、防護対象設備の影響緩和対策の有効性を審査において定量的に確認するための安全解析手法を検討することを目的として、平成 28 年度から本プロジェクトの新たな対象分野となった。平成 28 年度から平成 29 年度にかけて、GOTHIC コード^(参7)を用いて破断配管が存在する区画（以下「蒸気放出区画」という。）と隣接する区画を通気・換気系等によりネットワークで連結したモデルを作成し、蒸気放出区画における温度分布等を 3 次元で評価した。

（２）核特性安全解析手法の整備

① 炉心核特性解析コードの整備

重大事故等対策の対象事象である ATWS は過渡期間中の出力分布の変動が大きいため、TRACE/PARCS^(参4)による炉心 3 次元核熱結合解析が有効な評価手法である。本研究では、この解析に用いる炉心データを燃料集合体燃焼計算コード CASMO5^(参8)により作成した。対象プラントは 3 及び 4 ループ PWR、ABWR、BWR4、BWR5 である。また、燃料集合体及び炉心核特性全体の評価手法の検討のため CASMO5 コード及び 3 次元炉心燃焼計算コード SIMULATE5^(参9)からなるコードシステムでの妥当性確認として、国内外軽水炉で装荷された炉心燃料の核種組成測定データを基に、CASMO5/SIMULATE5 コードの燃焼計算を対象とした不確かさの評価を実施した。

さらに、BEPU 手法による核特性の不確かさ評価のため、断面積及び核分裂収率等の共分散データを用いた不確かさ評価機能を整備するとともに、CASMO5/SIMULATE5 コードの静特性計算及び燃焼計算、TRACE/PARCS コードの動特性計算を対象とした実効増倍率及び出力分布等に関する不確かさ評価を実施した。

② 臨界安全解析コードの整備

重大事故等に対する対策に関連し、現行の規制基準で要求されている使用済燃料プールの事故時の臨界安全評価においては、プール水位と燃料集合体の位置関係を厳密に模擬する必要があるため、連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2^(参10)を用いている。当該コードに関しては、最新知見としてウラン原子の上方散乱の厳密モデルを組み込んだドップラー反応度係数の評価機能が整備されている。本研究においては、プルトニウム及びアメリカシウム原子の上方散乱を組み込み、使用済燃料プールの事故時についての評価を実施した。

2. 本論

2.1 熱流動安全解析手法の整備

2.1.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

(1) 不確かさを考慮した最適評価手法 (BEPU 手法)

BEPU 手法の安全評価の適用性を検討するため、3 ループ PWR 大破断 LOCA を対象に、図 2.1 に示すステップ 1~7 の適用手順に従い、最適評価コード TRACE^(参4) により BEPU 解析を実施した。ステップ 1~3 の対象事象、解析コード、プラントの選択は図中に示すとおりである。以下、解析データ及びステップ 4~7 の実施内容を説明する。

・解析データ

解析データはこれまで整備してきた 3 ループの PWR の標準データを使用した (図 2.2 参照)。3 ループ PWR 標準データは、炉心を径方向 5 分割、周方向 6 分割に 3 次元分割したもので、これに 3 基の蒸気発生器 (以下「SG」という。) を接続した。

・基本解析 (ステップ 4)

BEPU 手法解析のベースケースとなる解析条件を選定する。

破断位置 (冷温配管破断、高温配管破断)、破断状態 (両端破断、スプリット破断)、及び破断スペクトル (破断口径) を変化させ、最も厳しくなる解析条件を選定した。冷温配管の両端破断で、破断口の流出係数 $Cd=0.6$ の解析条件が最も厳しい条件となり、これをベースケースとして選定した。

・不確かさの定量化 (ステップ 5)

BEPU 手法では、解析モデルや入力値の不確かさを考慮して統計的な安全評価を行うため、ステップ 5 で、解析モデルや入力値の不確かさの文献調査を行い、不確かさの定量化を行う。

本研究においては、PWR 大破断 LOCA に関する一般社団法人日本原子力学会標準 AESJ-SC-S001:2008 等、既存の PIRT (重要度ランキングテーブル) に基づき重要度の高い物理現象 (崩壊熱、燃料棒ギャップ熱伝達係数、熱伝達モデル、二相流摩擦損失等) を抽出した。

前述の物理現象に関する最近の文献 (約 100 件) を調査し、解析モデル等の不確かさが明確化できる文献を選択して、物理量ごとに誤差のヒストグラムを作成し、その分布関数やばらつき (標準偏差等) を評価した。

なお、以降のステップとなる感度解析、統計解析での解析モデルや入力値の不確かさについては、一部の入力値を除いて分布は正規分布とし、さらに壁面熱伝達係数における膜沸騰、核沸騰及び单相蒸気等での標準偏差は同じものとした。

・感度解析（ステップ6）

感度解析では、入力値の不確かさによる安全評価値である PCT への影響を定量的に評価する。ステップ5（不確かさの定量化）の評価結果に基づき、変化幅を $\pm 2\sigma$ とした入力値に対する PCT の感度を解析した。結果を図 2.3 に示す。ブローダウン時の PCT は燃料に関するパラメータ（燃料熱伝導度、ギャップ熱伝達係数等）に、再冠水時の PCT は燃料と炉心の双方のパラメータ（膜沸騰熱伝達係数、崩壊熱、燃料熱伝導度等）に依存していることがわかる。事象初期のブローダウン状態で燃料に関するパラメータの依存性が大きいのは、燃料内の蓄熱放出が主因子となるためである。一方、再冠水時の PCT がブローダウン状態の支配パラメータ（燃料パラメータ）と再冠水の支配パラメータ（炉心パラメータ）の双方に依存するのは、ブローダウン終了状態から炉心水位が上昇し再冠水する状態となるためである。図 2.4 に燃料熱伝導度と膜沸騰熱伝達係数を感度パラメータとした結果を例として示す。燃料熱伝導度の PCT に対する感度はブローダウン時の初期段階からあること、また、膜沸騰熱伝達係数の PCT に対する感度は再冠水開始後より、顕著になることが確認できる。

・統計解析（ステップ7）

統計解析では、表 1 に示す順序統計法、正規性に基づく評価（パラメトリック手法^(参12)）及び応答曲面法を実施した。

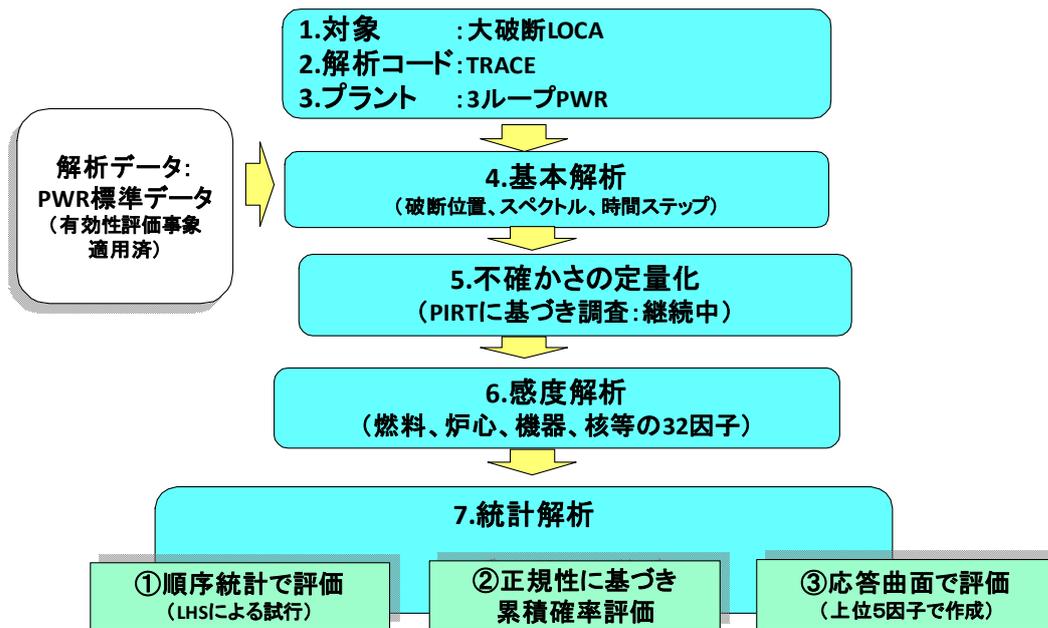
順序統計法の試行数は Wilks の式より決め、試行数 124、153、181 とした。図 2.5 に試行数 181 の順序統計法とパラメトリック手法の結果を示す。順序統計法では、累積確率 95% / 信頼水準 95% (95/95) が上位 5 位に位置する。

パラメトリック手法では、正規分布に基づき 95% 累積確率を求めている。試行数 124 (95/95 が上位 3 位)、153 (95/95 が上位 4 位) においても順序統計法の結果の方がパラメトリック手法の結果より PCT が高めとなった。応答曲面法では、多項式近似関数でのモンテカルロ法にて 95% 累積確率を求めており、結果はパラメトリック手法に比べ若干低めとなった。したがって、順序統計法より評価した PCT が最も高めとなった。これは、図 2.5 のヒストグラムで示すように、赤破線丸印の結果（発熱反応である燃料被覆管・金属水反応が発生した結果）が正規分布より高温域で存在するためである。

表 2.1 統計解析の手法

Table 2.1 Methods of statistical analysis

NO	統計解析	評価法	計算法	サンプリング法
1	順序統計法	順序統計法 (ノンパラメトリック)	直接計算法 (TRACE で計算)	LHS(試行数:121、 153、181)
2	正規性に基づき 累積確率評価	正規性仮定 (パラメトリック)	同上	同上
3	応答曲面法	直接処理法 (ノンパラメトリック)	多項式近似関数で 計算	モンテカルロ法(試行 数:100万、1000万)



出典) 江口他 (2018) (参¹¹)

図 2.1 BEPU 解析の適用手順
Fig.2.1 Procedure for BEPU analysis

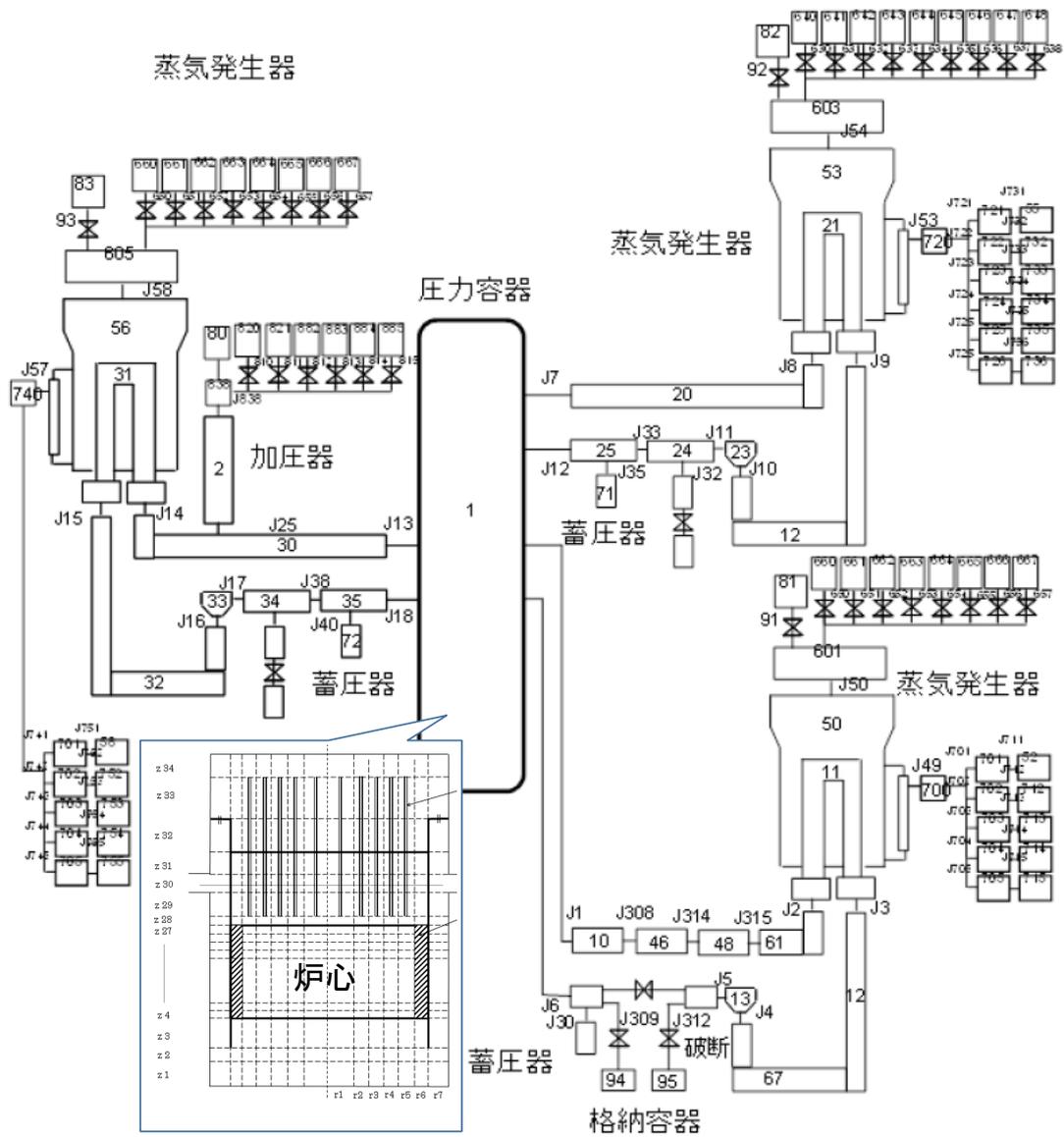


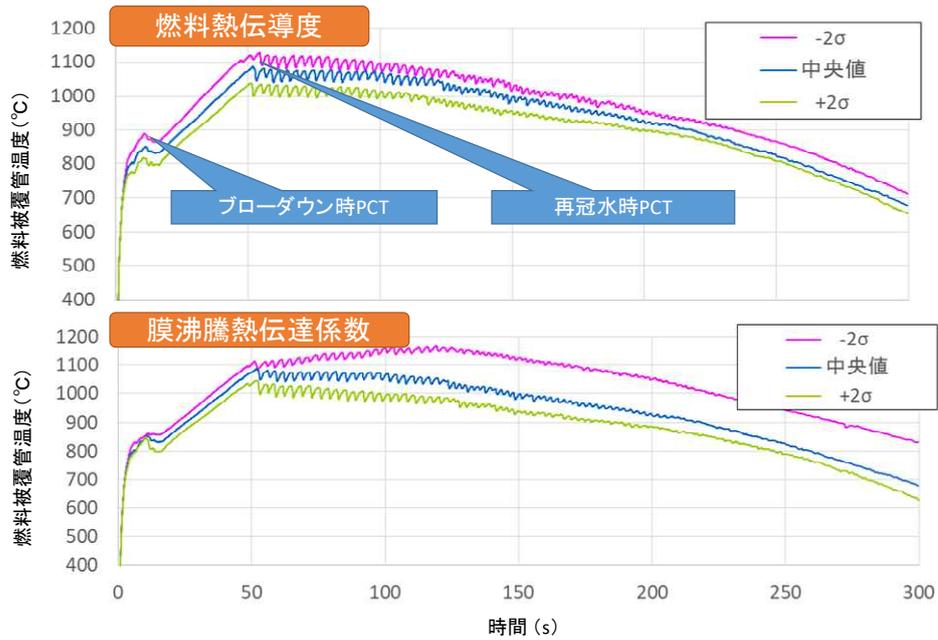
図 2.2 ノード分割図 (一次系)
 Fig. 2.2 Nodalization for a large break LOCA analysis (Primary loop)



出典) 江口他 (2018) (参 11)

図 2.3 感度解析の結果 (代表 23 因子/32 因子)

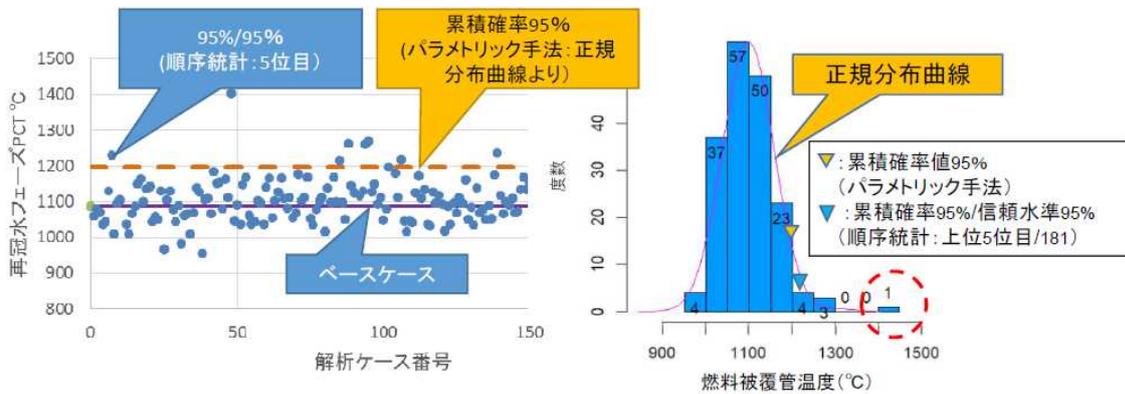
Fig. 2.3 Result of sensitivity analysis (representative 23 factors / 32 factors)



出典) 江口他 (2018) (参 11)

図 2.4 感度解析の結果例

Fig. 2.4 Example of sensitivity analysis result



出典) 江口他 (2018) (参 11)

図 2.5 PWR 大破断 LOCA における統計的安全評価値 PCT の結果 (順序統計と正規分布仮定との比較)

Fig. 2.5 Results of statistical safety evaluation value PCT in PWR large break LOCA event (Comparison between order statistics and normal distribution assumption)

(2) LOCA 時燃料挙動評価手法の整備

LOCA 時には燃料温度が上昇するため、燃料被覆管強度の低下と燃料内圧の相対的な上昇によって、燃料被覆管が膨れ、破裂する可能性がある。原因は十分には解明されていないが、OECD/NEA ハルデン炉計画等での実験^(参 3, 参 13)において、上記の過渡条件で高燃焼度燃料ペレットが破砕し、細片化したペレットが燃料棒内を落下して燃料被覆管が膨れた部分に集積し、さらに破裂開口部から放出される、いわゆる FFRD 現象が起こることが確認されている。ペレット片の集積により PCT が上昇する可能性があり、また破裂開口部から放出されたペレット片がスペーサーグリッド部に堆積して冷却材流路を塞ぎ、炉心の冷却性を低下させる可能性もある^(参 14)。原子炉安全性への影響を確認するため、FFRD 現象の発生条件と発生メカニズムを解明し、その影響を評価する必要がある。

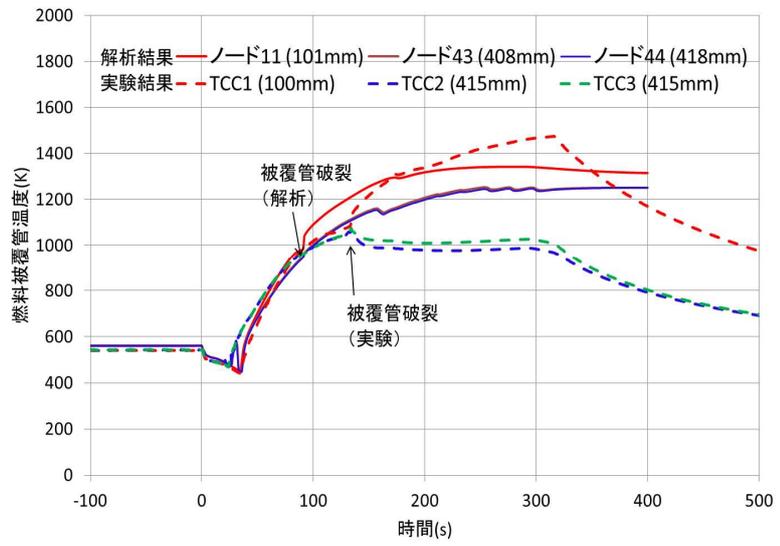
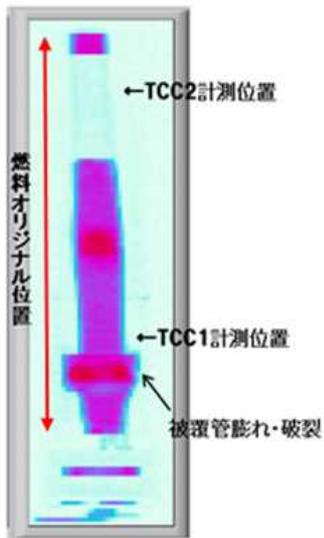
本研究では、FFRD 現象を模擬するモデルを燃料挙動解析 FRAPTRAN コードに組み込み、熱流動解析 TRACE コードと結合して、LOCA 時の FFRD 現象を評価する手法を検討した。FFRD 現象が生じる条件やメカニズムが十分に解明されていないことから、本解析においては燃料被覆管が破裂した時点で FFRD 現象が生じるものとして、ペレットが細片化する領域と集積状態を入力で指定することとした。細片化したペレットが燃料被覆管の膨れ部に移行・集積する状態を充てん率で模擬して、細片化ペレットの再配置による集積量に応じた出力分布の変更を考慮して、燃料棒内の温度計算を行うモデルとしている。

整備した解析コード (FRAPCON/FRAPTRAN 及び TRACE) を用いて、FFRD 現象が発生したハルデン LOCA 実験 IFA-650.9^(参 15)の解析を実施した。ペレット微細化は燃料棒長の 1/3 領域で生じ、充てん率を 0.99 として解析した。燃料被覆管温度変化の解析結果と実験結果の比較を図 2.6 に示す。破裂する時刻に差があるものの、赤線 (解析が実線、実験が破線) で示す膨れ部近くの燃料被覆管温度が、破裂後の FFRD 現象によって急に上昇することが再現できる。また、実験で測定された温度急上昇は、燃料被覆管破裂後に細片化したペレットが燃料被覆管の膨れ部等に集積したためであると考えられる。

LOCA 時の炉心全体の燃料挙動を評価するコード (FRAPCON/FRAPTRAN 及び TRACE) を使用して、3 ループ PWR プラントにおいて LOCA 時に FFRD 現象が発生した場合の燃料被覆管温度の変化を確認する試解析を実施した。炉心は運転サイクル末期を想定し、FRAPCON コードにより燃焼履歴解析を実施して、その結果を LOCA 開始時の燃料棒状態の初期条件として設定した。また、軸方向の出力分布は炉心上方と下方にピークがある分布で解析した。燃料被覆管破裂付近での PCT は、FFRD 現象が発生しない場合と比べて約 60°C 高くなった (図 2.7)。本解析結果は、実炉心においても FFRD 現象が起これば PCT が有意に上昇する可能性があることを示すものである。FFRD 現象に関し仮定した条件はハルデン炉計画で得られた

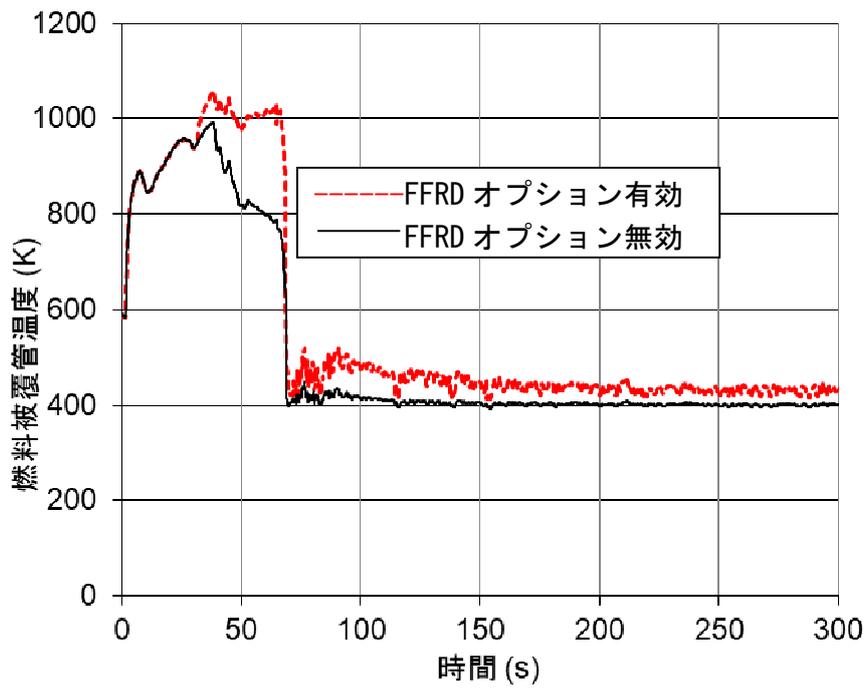
FFRD 現象を基に決めたものであるが、60°C程度の温度上昇は仏国放射線防護原子力安全研究所（以下「IRSN」という。）が行った同様の解析結果^(参 16)にも見られる。

本研究により、FFRD 現象を簡易モデルにより安全上重要な PCT を評価できる LOCA 解析コードを整備することができた。簡易モデルは今後行われる FFRD 現象の発生条件やメカニズム解明の研究結果を反映して精緻化していく必要がある。



出典) 江口他 (2018) (参11)

図 2.6 ハルデン LOCA 実験及び解析結果
 Fig. 2.6 Experimental and Analytical results of Halden LOCA test



出典) 江口他 (2018) (参11)

図 2.7 3 ループ PWR プラント試解析での FFRD の影響

Fig. 2.7 Effect of FFRD on cladding temperature in preliminary analysis for 3-loop PWR plant

2.1.2 重大事故に至るおそれがある事故

(1) 炉心3次元核熱結合解析手法の整備

現行の規制基準は、「重大事故に至るおそれがある事故」の一事故である ATWS 事象（原子炉スクラムを伴う過渡変化において原子炉スクラムに失敗する事象）について、“設計基準を超える事象”として評価を要求している。この事象では、炉心内の熱水力挙動だけではなく、これと結合した核的挙動を空間的に評価する必要があり、炉心3次元核熱結合解析が従来から有効な評価手法となっている。このため炉心3次元核熱結合解析手法について、最適評価手法を“設計基準事象”へ適用することを目的として、TRACE/SKETCH コードを用いた解析を実施してきた。本研究では、現行の規制基準において「重大事故に至るおそれがある事故」として新たに安全評価の対象になった ATWS 事象に対し、以前から用いていた炉心3次元核熱結合解析手法を適用した。

ATWS 事象に関しては、PWR プラントと BWR プラントで炉心・プラント挙動や解析評価における物理現象としての着眼点が異なる。PWR プラントの ATWS 事象（代表事象は「主給水流量喪失時トリップ失敗」）では、炉心内の出力分布等の空間的な変化は比較的緩慢であり、出力上昇を抑制するための減速材反応度フィードバック挙動が重要な現象である。一方、BWR プラントの ATWS 事象（代表事象は「主蒸気隔離弁閉止時スクラム失敗」）では、過渡時の給水温度低下等により炉心内の出力分布が下方歪みとなり、これによって核熱水力学的不安定性が発生する可能性があるため、2~3 秒周期の出力振動や流量振動の炉心内の空間的な挙動を適切に模擬することが重要である。このため、BWR プラントの ATWS 評価について、実機プラントでの不安定性試験や不安定性事例の実測データとの比較に基づいて解析コードの妥当性解析を実施した。

また解析コードに関しては、上述のように、TRACE/SKETCH コードにより研究を開始したが、核特性側のコードである SKETCH コードは、平成 28 年度より中性子輸送モデルとして簡易輸送近似法等のより高度な解析機能を持つ PARCS コードに入れ替え、TRACE/PARCS コードとして機能向上を図ってきた。

したがって、本研究期間において、研究対象及び解析コードは表 2 に示すように変遷している。

①PWR プラントの ATWS 事象解析（TRACE/SKETCH コードによる解析）

PWR プラントでの ATWS の代表事象として、原子炉圧力上昇が厳しい「主給水流量喪失時トリップ失敗」を対象に評価した（実際の事業者の申請解析でもこの事象が選定されている）。本事象では、通常運転中に主給水流量が喪失することで SG の水位が低下し、主蒸気隔離弁閉止に至るが、原子炉トリップ失敗を想定するため、制御棒での出力低下は出来な

い。また、SGの水位低下により除熱が阻害されているため、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力が上昇する。したがって、負の減速材温度反応度係数による原子炉出力抑制と加圧器逃がし弁並びに安全弁の開放による原子炉出力抑制及び圧力抑制が緩和手段となるが、これらの緩和手段が適切に機能することを解析により確認する。本研究では、核特性コード SKETCH と熱流動解析コード TRACE を結合した TRACE/SKETCH コードにより、3次元核熱結合解析を実施した。この結果、下記に示す知見を得た（図 2.8 参照）。

- ・減速材温度反応度係数を介した負の反応度フィードバック効果が原子炉出力の低下に有効に寄与すること。（解析では、絶対値の小さい保守的な反応度係数の設定として $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ をベースとし、感度解析ケースとしてより現実的な $-17.2\text{pcm}/^\circ\text{C}$ の解析を実施し、保守的な設定でも出力、圧力が抑制されることを確認した。なお、炉心3次元核熱結合解析では、反応度特性は核ライブラリセットとして入力するため、減速材温度反応度係数に関する感度解析は容易には出来ない（炉心一点炉近似解析のような集中定数的なパラメータは無い）。そこで、負の反応度フィードバック効果を簡略に模擬するため、仮想的に炉心全体のほう素濃度を変更することでこれらの減速材温度反応度係数相当となるように炉心状態を設定した。

ほう素濃度は一般にサイクル初期の方が高く、減速材温度反応度係数の値は絶対値で小さく（保守側に）なる。 $-17.2\text{pcm}/^\circ\text{C}$ は解析で用いた炉心のサイクル初期での臨界ほう素濃度に対応する値であり、 $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ はその値に対して更に保守性を見込んだ値である。）

- ・図 2.8 において、事象開始後 48 秒での ATWS 緩和設備による主蒸気隔離弁の閉止及び SG 水位低下により 2 次系からの除熱が減少することにより、1 次冷却材圧力が上昇するが、1 次冷却材温度も上昇するため、減速材温度反応度フィードバックを保守的に $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に想定した場合でも原子炉出力、原子炉圧力は抑制される。
- ・1 次系圧力上昇に伴い、加圧器逃がし弁及び安全弁が作動するため、原子炉圧力上昇は抑制される。解析から、これらの弁の容量は圧力上昇を抑制する上で十分であることを確認した。

表 2.2 核熱結合解析の研究の変遷

Table 2.2 T-H/Neutronics coupling analysis research development

研究年度	平成 25 年	26 年	27 年	28 年	29 年
対象プラント	PWR		BWR		
熱水力コード		TRACE			
核特性コード		SKETCH		PARCS	

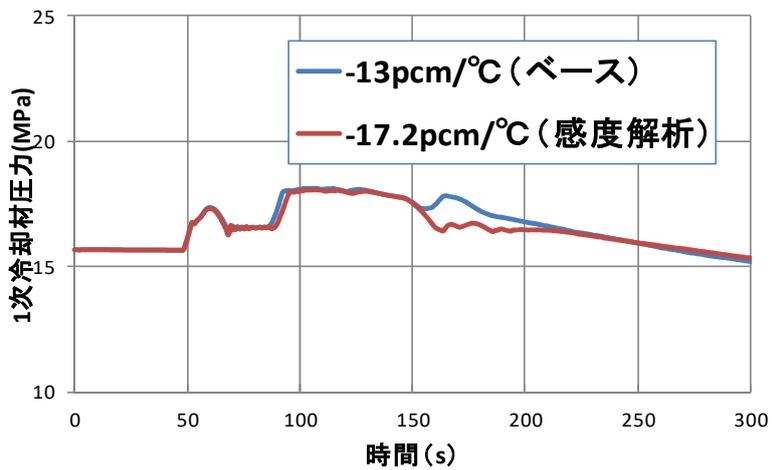
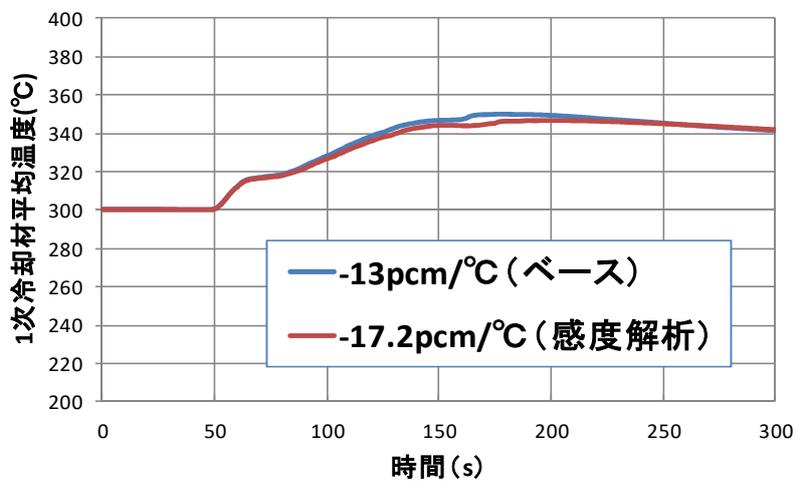
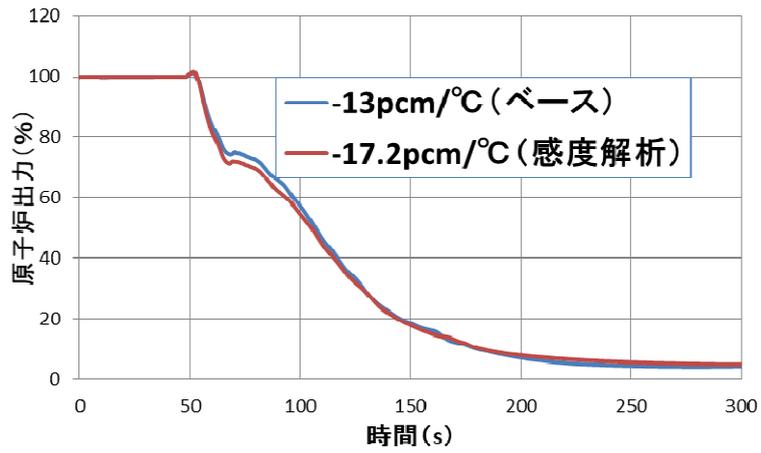


図 2.8 PWR 原子炉停止機能喪失事象解析 (TRACE/SKETCH)
 Fig. 2.8 PWR ATWS event analysis (TRACE/SKETCH)

②TRACE/PARCS コードの整備

a. PARCS コードの高速化

3次元核特性計算コード PARCS は、TRACE コードとの結合による定常、過渡計算の他に、簡易な熱流動モデルを用いた燃焼計算が行えるように設計されている。そのため、PARCS コードの付属コードとして用意されている断面積処理プログラム GENPMAX を用いて作成される多次元テーブル断面積ファイルを使用すると、定常及び過渡計算の時間ステップごとに炉内の燃焼度分布に対応する6次元（燃焼度、ボイド履歴、制御棒履歴、瞬時ボイド率、燃料温度、制御棒挿入割合）の補間計算が必要になるため、断面積の補間計算部分が PARCS の計算時間の大部分を占める。そこで、断面積データの内挿方法をこれまでの多次元テーブル線形補間法から SKETCH コードで実績のある領域ごとの多変数フィッティング法に変更することで、解析精度を保ちながら計算速度の向上を図った。さらに、燃料集合体燃焼計算コード CASM05 が出力する断面積データを処理して PARCS コードに断面積フィッティング係数列を受け渡すことのできるプログラムを作成した。BWR 炉心では原子炉停止機能喪失時のほう酸水注入設備の起動を想定して、ほう酸濃度に対する断面積の依存性についても関数式に組み込んだ。CASM05 コードによる直接計算との比較では、大部分の変数範囲で断面積の誤差が1%以下になることを確認した。本機能を使用した PARCS コードの計算時間は、炉心の大きさに依存するものの、定常過渡計算ともに改良前の5倍以上高速化されることを確認した。

b. PARCS コードの機能拡張

BWR 炉心の領域振動では、原子炉内中性子分布の1次モードの振動形態が発生する場合があります、これに対する適切な予測が必要になる^(参17)。そのため、領域安定性解析の際の熱水力チャンネル分割に必要な定常状態での炉心1次モード中性子束分布を計算する機能を PARCS コードに組み込んだ。さらに、安全解析における感度解析に必要な機能として、各種反応度係数を変更する機能を PARCS コードに組み込んだ(図 2.9 参照)。炉心1次モード計算機能は、試験で領域不安定性が発生した Ringhals-1 号機の安定性解析等で使用し、予測された中性子束の振動の分布が解析結果とほぼ一致することでその妥当性を確認した。

③ BWR プラントの ATWS 事象解析

BWR プラントの核熱結合解析は、PWR と同様に当初は TRACE/SKETCH コードを適用していたが、本研究期間の後半からは TRACE/PARCS コードへと核特性モデルを詳細化し、このコードを核熱結合 ATWS 解析の最新版として整備した。

BWR プラントではチャンネルボックスを有した燃料集合体形状に対応させるため、PWR とは異なる炉心モデルとする必要がある。また、ATWS 事象中に発生すると考えられる核熱水力不安定現象を適切に模擬することが必要である。

ABWR プラントでの ATWS の代表事象である「主蒸気隔離弁閉止時スクラム失敗事象」の TRACE/PARCS コードによる解析例を図 2.10 に示す。この事象は、主蒸気隔離弁閉止とスクラム失敗による事象初期のスパイク的な出力上昇及び圧力上昇が厳しいため、ATWS の代表事象として従来より選定されているものである^(参18)。原子炉出力、圧力は、ATWS 対策である圧力高再循環ポンプトリップ（インターナルポンプ 4 台停止）により低下・抑制されるが、事象中期（100～200 秒）の給水温度低下により出力が再度上昇するとともに軸方向出力分布が下方ひずみとなるため、核熱水力不安定性が現れ、出力・流量が振動する。不安定性は、給水流量の停止により収束するが、その間、燃料棒表面での沸騰遷移・リウエットの繰り返しにより燃料被覆管温度が上昇・下降を繰り返す。これらの現象を模擬するためには、3次元核熱結合解析コードが重要である。なお、本事象は長期的にはほう酸水注入により原子炉を未臨界にして収束することになる。

燃料健全性評価の観点からは、燃料被覆管温度上昇に影響する出力振幅の大きさを適切に予測できる事が必要である。不安定性挙動の模擬性（特に振動時の振幅の模擬）について、実炉でのベンチマーク試験解析等を行い、ATWS 事象での核熱水力不安定性挙動評価での留意すべき点として、燃料チャンネル軸方向ノード分割方法（解析精度を確保する観点から、流速に比例した軸方向非均等分割を行うこと）、圧力容器ノード詳細分割方法（給水温度低下影響の詳細模擬、図 2.10 参照）、タイムステップ、数値解法（SETS 法/半陰解法）^(参4)の結果への影響を評価し、規制における安全解析での今後のガイド・要件作成のための技術的知見を得た。

④実機試験による TRACE/PARCS コードの妥当性解析

a. Ringhals-1 号炉安定性試験

Ringhals-1 号炉（スウェーデン、80 万 kWe 級 BWR）では、サイクル 14～17（1990～1993 年）で一連の安定性試験が最低ポンプ速度流量付近で行われている^(参19)。これを TRACE/PARCS コードで模擬し、実機減幅比データと比較した。また、試験点の一つでは、領域不安定性が発生しており、この振幅と TRACE/PARCS コードの解析結果を比較した。

これらにより、TRACE/PARCS コードが核熱水力不安定性の発生限界及び不安定性後の振動時の出力振幅を模擬できることを確認した（図 2.11）。

b. Oskarshamn-2 号炉不安定性事象

Oskarshamn-2号炉（スウェーデン、60万kWe級BWR）では、電気系の誤操作により再循環ポンプが停止し炉心不安定性に至った事例が報告されている（1999年）^(参20)。本事例は、不安定性により出力振幅が増大し中性子束高スクラムに至ったもので、不安定性時の出力振動振幅の大きさに関する実機データが得られた。これをTRACE/PARCSコードにより模擬し、不安定性発生、出力振動振幅の模擬性に関する3次元核熱結合解析の入力データ作成上の留意点を明らかにした。これらの例として、以下に「燃料チャンネル軸方向分割」と「压力容器詳細分割」の二つについて述べる。

BWRの3次元核熱結合による核熱結合解析での「燃料チャンネルの軸方向分割」は、NRAでは従来から軸方向24ノードの均等分割を用いてきたが、ここでは数値解法上の精度を確保しつつ計算負荷（時間）を軽減させる目的で、軸方向非均等ノードの適用性について検討した。TRACEコードでは数値解析手法として多段階の陰解法（SETS法：Stability Enhancing Two-Step Method）を通常用いるが、SETS法はBWRの安定解析等では計算時間は速いが数値的な拡散が大きく精度が落ちる事が知られている^(参21, 22)。このため、TRACEコードでは、BWR安定解析等にはオプションとして用意された半陰解法の適用を推奨している。半陰解法では、クーラン条件($C=v \cdot \Delta t / \Delta z$ (C :クーラン数、 v :流速、 Δt :タイムステップ幅、 Δz :ノード長さ)で $C \leq 1$ の条件)の制限を受けることになり、解析のタイムステップ幅を小さくする必要があるため計算時間を要する（TRACEコードの半陰解法の解析では、クーラン条件を守るようにタイムステップ幅(Δt)が各タイムステップにおいて自動で再設定される。）ここでは、解析精度確保と計算負荷軽減を両立させるため、チャンネル内の軸方向流速に比例して入口側のノード分割を出口側に比べてより詳細にしたチャンネル軸方向非均等分割を適用した。図2.12に従来の均等ノード分割と今回の非均等ノード分割の比較図及びチャンネル軸方向流速（蒸気流速）を示す。

「压力容器詳細分割」は、特に下部プレナム部の压力容器のノード分割に関するものである。図2.13にOskarshamn-2号炉の压力容器内のノード分割図を示す。これまでNRAでの3次元核熱結合解析では、図2.13の左図に示すような、比較的粗い分割を適用していたが、今回の不安定性事象の解析では、図2.13の右図のような細分割化した下部プレナムのノード分割の適用性を検討した。Oskarshamn-2号炉の不安定性事象、あるいは前述③で述べたBWR原子炉停止機能喪失事象では、過渡変化中の給水加熱喪失により、サブクール度の大きい冷却材が炉心に流入する。これは炉心出力の増加を引き起こすが、詳細分割化することにより、急激な温度低下とそれに伴う出力上昇の大きさを適切に模擬できる。（粗い分割では、給水温度低下が緩慢となるため、炉心の出力上昇も緩慢（非保守的）なものになってしまう。）

図 2.14 は、燃料チャンネル軸方向非均等分割、压力容器ノード詳細分割及び半陰解法を適用した場合の TRACE/PARCS コードの解析結果であるが、これらを適用することで Oskarshamn-2 号炉での原子炉出力の振動振幅が良く模擬できる事を確認した。

上記③で述べた様に、これらの検討結果は BWR 原子炉停止機能喪失事象の解析におけるデータ設定に反映している。

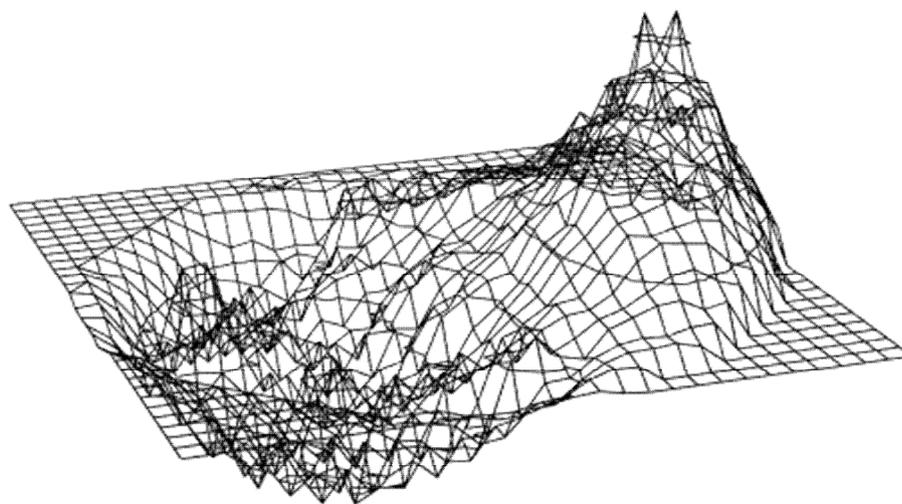
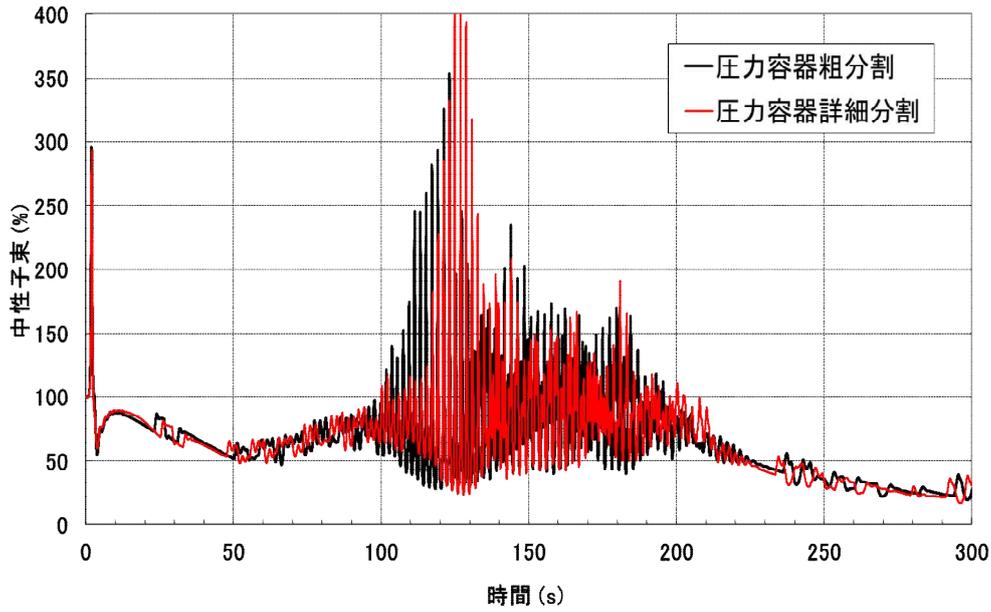
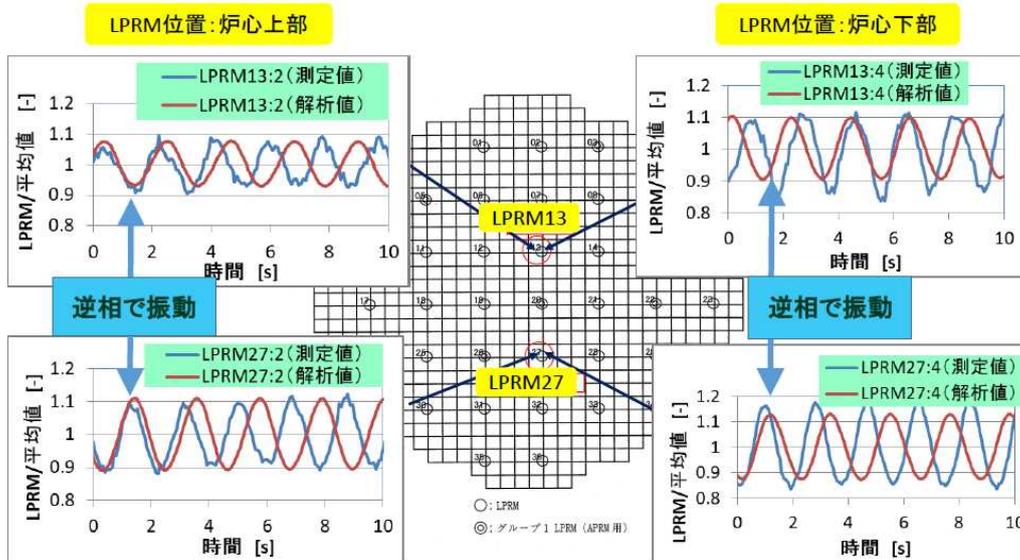


図 2.9 1 次モード中性子束分布解析例 (Ringhals 1 号機、サイクル 14、ポイント 9)
Fig. 2.9 Analysis of Ringhals-1 1st. mode neutron flux distribution at test point 9 of cycle 14.



出典) 江口他 (2018) (参 11)

図 2.10 ABWR ATWS 解析例 (圧力容器分割方法の影響評価)
 Fig. 2.10 Example of ABWR ATWS analysis results (sensitivity of vessel nodalization)



出典) 江口他 (2018) (参 11)

図 2.11 Ringhals-1 試験データと解析結果 (試験点 14-9)
 Fig. 2.11 Ringhals-1 Test data and analysis results (test point 9 of cycle 14)

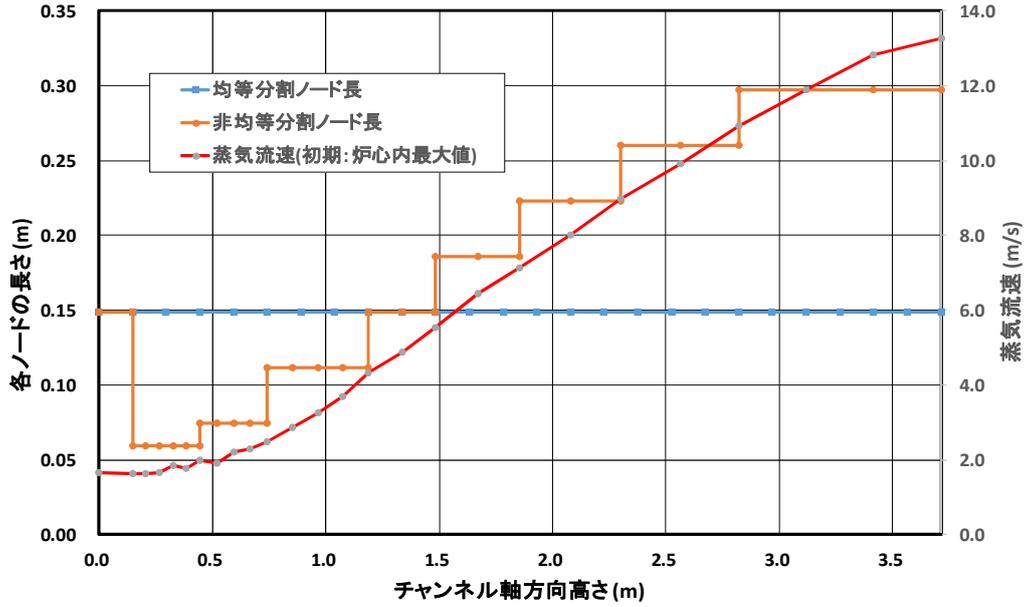
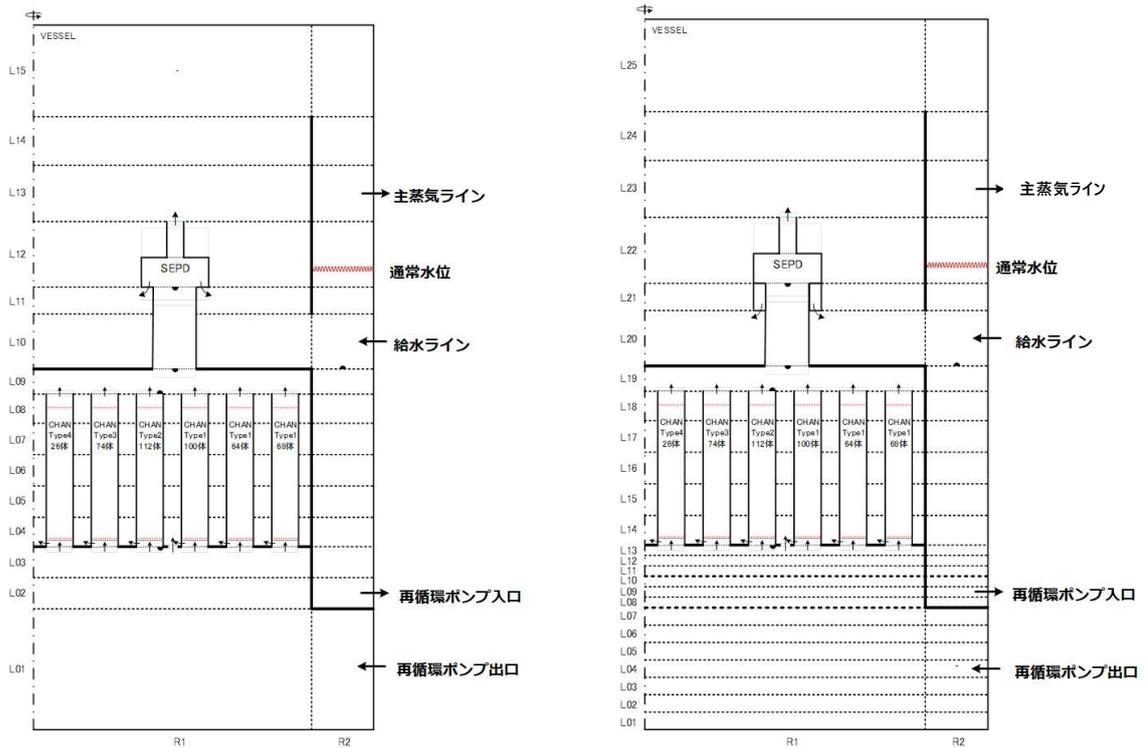


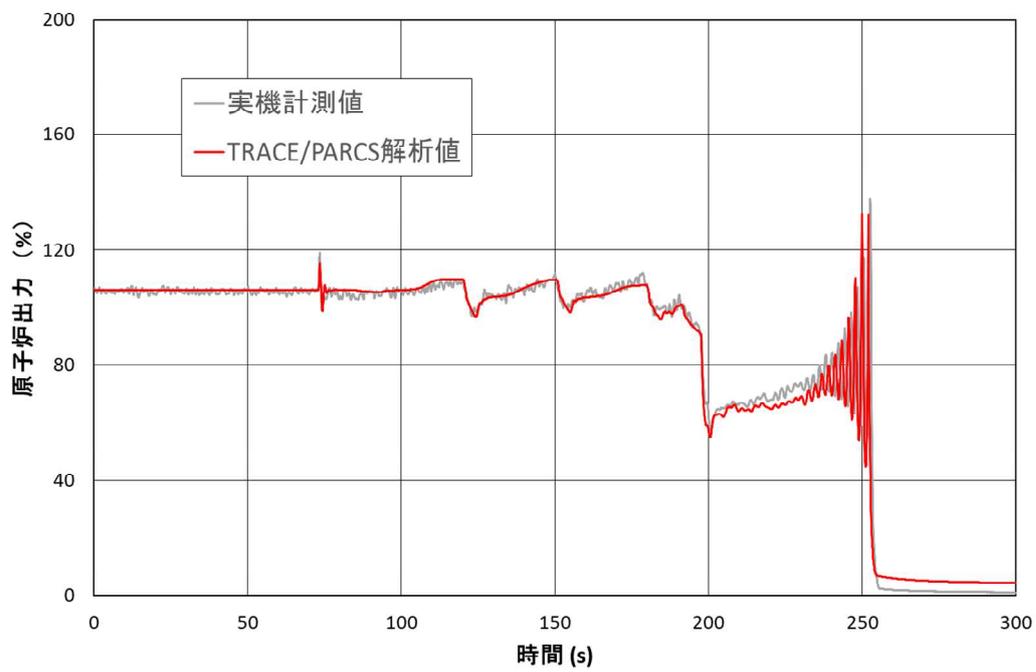
図 2.12 チャンネル軸方向ノード長さと蒸気流速の分布(Oskarshamn-2)
 Fig. 2.12 Axial channel node length and vapor velocity distribution (Oskarshamn-2)



ベッセル粗分割

ベッセル詳細分割

図 2.13 ベッセル下部プレナムのノード分割の比較(Oskarshamn-2)
 Fig. 2.13 Comparison of nodalization in vessel lower plenum (Oskarshamn-2)

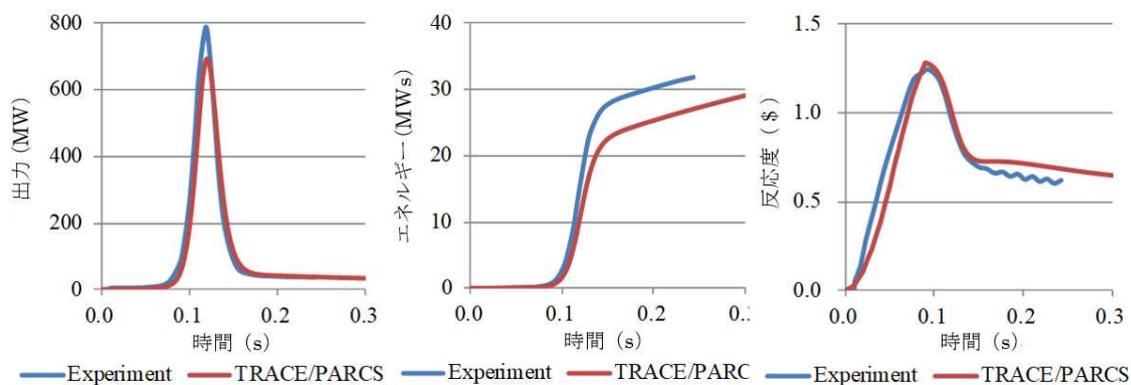


出典) 江口他 (2018) (参11)

図 2.14 Oskarshamn-2 不安定性事象データと解析結果
 Fig. 2.14 Oskarshamn-2 instability event data and analysis results

c. SPERT-III 反応度投入実験

TRACE/PARCS コードの核熱結合解析の妥当性を確認するため、SPERT-III 実験^(参 23) の解析を実施した。SPERT-III 実験では、中心部の過渡制御棒を急速に引き抜くことにより、反応度を添加する。当該実験では、低温零出力、高温零出力、高温待機及び高温全出力の実験条件において、反応度添加量、炉心入口温度等を変化させた 70 ケースの実験が実施された。TRACE/PARCS コードを用い、当該実験で測定されている全ケースの炉心出力、放出エネルギー等を評価するとともに、実験値及び解析条件の不確かさが当該パラメータに与える影響について感度解析を実施した。評価例として、Test No. 82 における実験値と TRACE/PARCS コードの計算結果の比較を図 2.15 に示す。SPERT-III 実験全 70 ケースの計算の結果、TRACE/PARCS コードの計算結果は実験値とおおむね一致することを確認した^(参 24)。



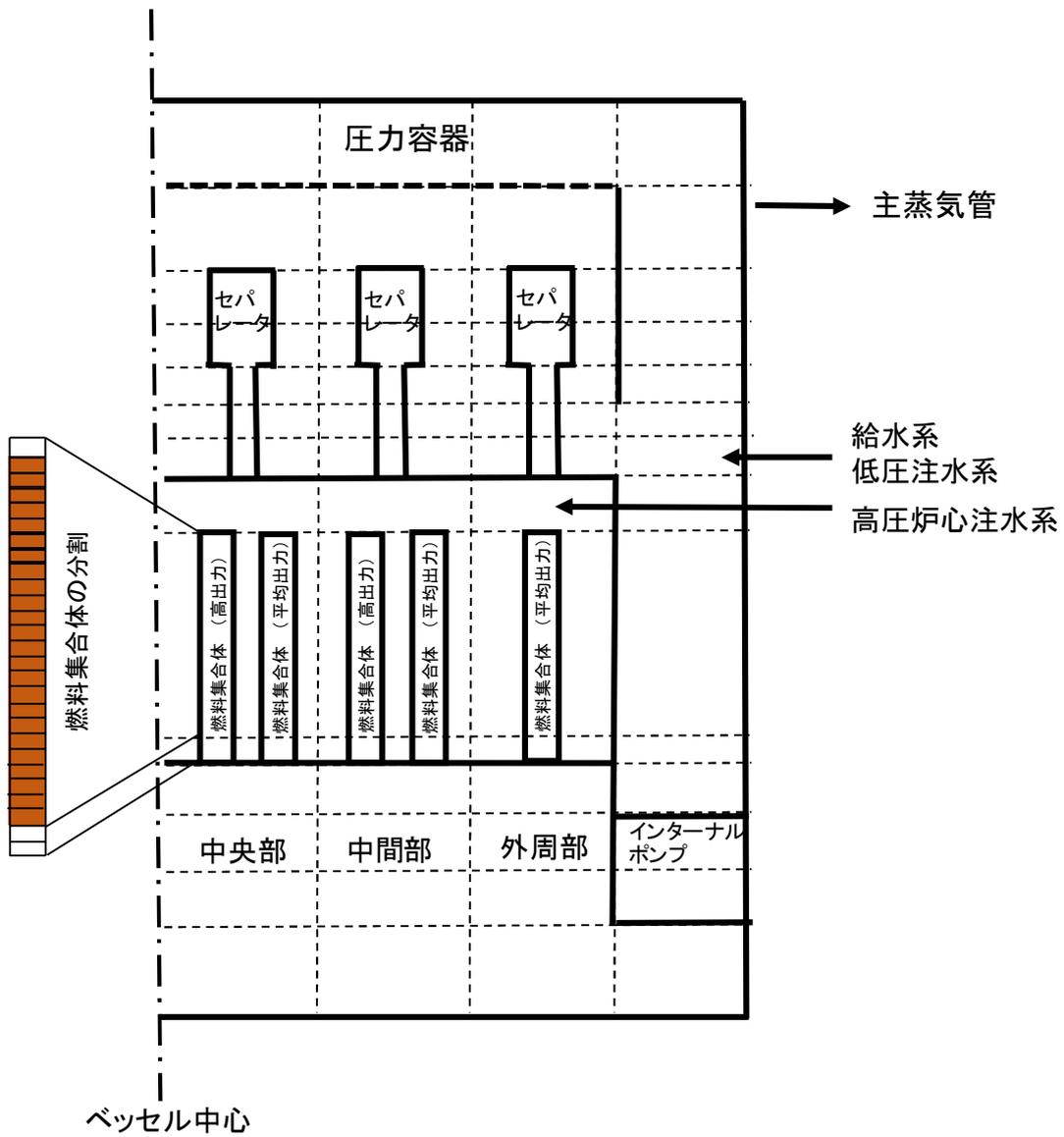
出典) Fujita 他 (2018)^(参 24)

図 2.15 SPERT-III Test No.82 結果
 (左図: 炉心出力、中央: 放出エネルギー、右図: 反応度)
 Fig. 2.15 Results of SPERT-III Test No. 82
 (Left: Core Power, Middle: Energy, Right: Reactivity)

(2) 多重故障事象の評価手法の整備

重大事故に至るおそれがある事故に関して、新規制基準適合性審査、安全性向上評価、事故トラブルの原因解明等に資するために、事象を精度良く評価できる解析コード、解析データ等の整備を行ってきた。本研究では、今後の安全性向上評価の妥当性確認等への準備として、炉心部の多次元及び多チャンネル挙動の詳細評価が可能な TRACE コードを用いて、ABWR プラントを対象に、炉心損傷防止対策の有効性評価で規定された事故シーケンスグループの中から「高圧・低圧注水機能喪失事象」等の代表的な事象の解析を実施した。図 2.16 に ABWR プラントについて圧力容器内のノード分割を示す。炉心部の多チャンネル挙動の詳細評価を目的に、TRACE のベッセルモデルにより炉心部を中央部、中間部及び外周部の 3 領域（リング）に分割し、各領域には燃料集合体を TRACE のチャンネルコンポーネントで模擬した。ベント等の事象の評価で必要となる格納容器モデルに関しては、TRACE の格納容器コンポーネントを使用した。

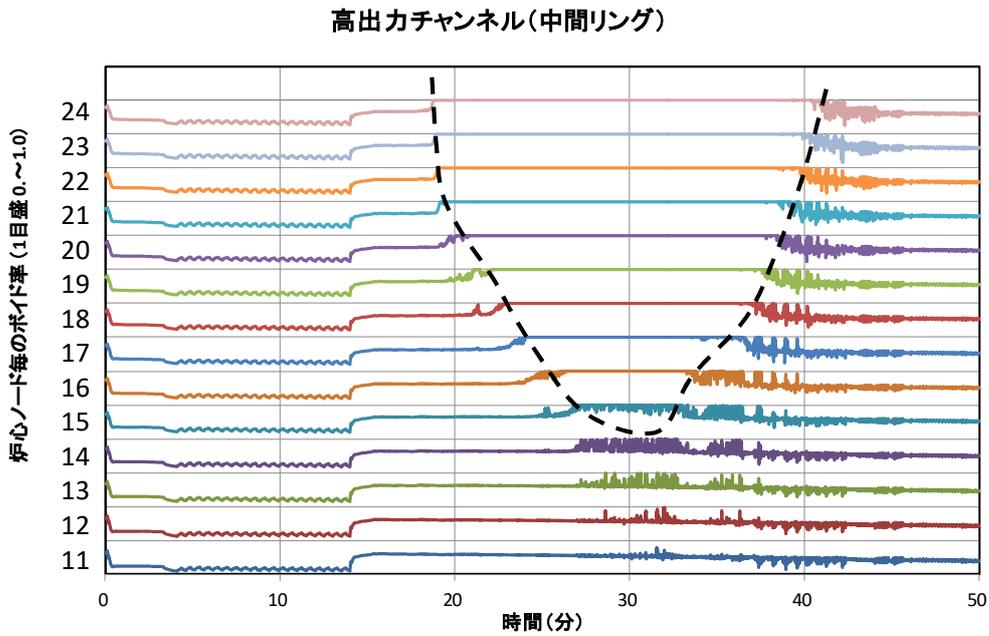
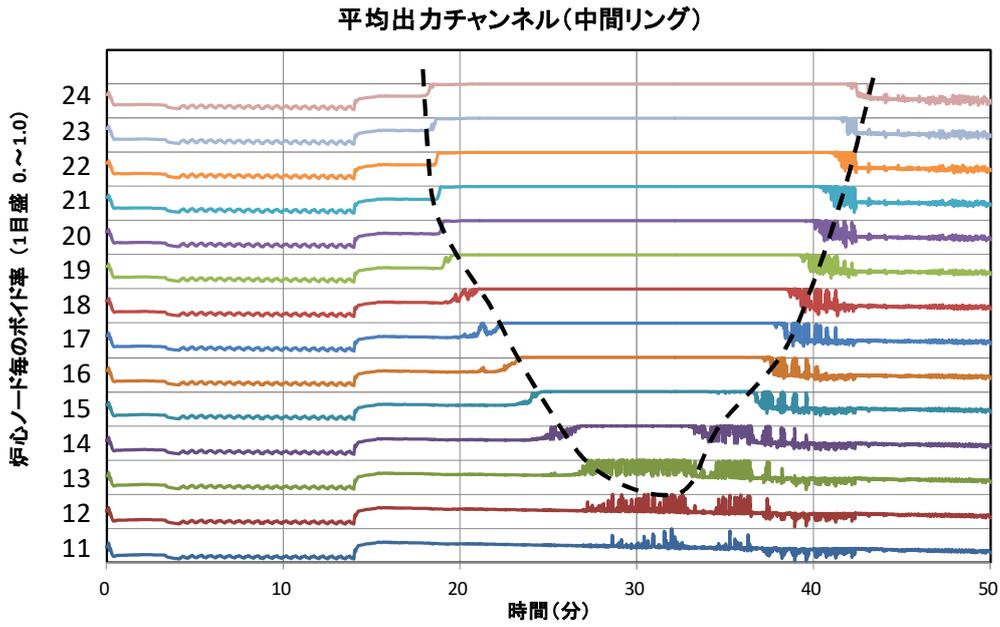
「高圧・低圧注水機能喪失事象」においては、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能も喪失することを想定する。逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下する。代替注水系等による緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る可能性がある。本解析により得られた炉心チャンネルの軸方向ノードごとのボイド率の変化を図 2.17 に示す。ボイド率が 1.0 となった時点で、燃料棒が露出することを表している。この図から平均出力チャンネルの方が高出力チャンネルよりも燃料棒の露出がやや早く始まることがわかる。これは、再循環ポンプの停止した状態では、高出力チャンネルの方がチャンネル内のボイド率は大きく自然循環駆動力は大きい為、高出力チャンネルの方で循環がより長く続くことによる。この結果は、注水量が少なく炉心露出が長時間となる時には、高出力でなく平均出力チャンネルにおいて PCT が発生する場合がありますということを示している。なお、露出後の燃料被覆管温度の上昇速度は高出力チャンネルの方が大きいため、露出開始時刻と温度上昇速度の両者の程度により PCT が決まることになる。ただし、どのチャンネルで最高温度が発生するかは、径方向及び軸方向出力分布等に依存する。



出典) 江口他 (2018) (参11)

図 2.16 圧力容器のノード分割 (ABWR プラント、1/2 体系)

Fig. 2.16 Pressure vessel nodalization (ABWR plant, 1/2 section)



出典) 江口他 (2018) (参 11)

図 2.17 軸方向ノードごとのボイド率の時間変化 (上: 平均出力チャンネル、下: 高出力チャンネル)

Fig. 2.17 Time history of void fraction at each axial node (top: average power channel, bottom: high power channel)

(3) 設計基準を超える外部事象に関する技術的知見の取得

本研究では、地震 PRA の高度化に資する技術的知見を得ることを目的として、地震 PRA の結果に基づき、地震起因の共通要因故障として抽出されたマルチ SGTR 事象を対象に解析評価を実施し、現象、事象進展に影響を与える重要な物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を把握した。具体的には、3 ループ PWR プラントを対象に、3 基中 2 基の SG で SGTR が発生する場合について解析評価を実施した。使用した解析コードは、RELAP5/MOD3.3 コード^(参 25-29)である。以下に、解析評価の一例として原子炉冷却材ポンプ (RCP) の再起動が事象進展に及ぼす影響について検討した結果を示す。

(事象の概要)

運転中の 3 ループ PWR プラント (原子炉熱出力 2,652MWt) において、地震により瞬時に 3 基中 2 基の SG でそれぞれ 6 本の伝熱管破損 (合計: $6 \times 2 = 12$ 本、伝熱管破損割合として約 0.1%) が発生する事象を想定した。破損位置については、1 次系冷却材の温度が低く密度が高いことから破損流量が最も大きくなる SG 伝熱管出口部とした。起因事象である地震により原子炉トリップ及び主給水流量喪失が発生すると仮定した。また、高圧注入系機能喪失を仮定したが、外部電源喪失は仮定していない。

(対策)

高圧注入系が不動作であることから、高圧注入系と加圧器逃がし弁 (手動開) による 1 次系フィードアンドブリードを実施することができないため、健全 SG による除熱を実施することで、1 次系を減圧する。具体的には、事象発生から 13 分後に健全 SG の主蒸気逃がし弁開放による 2 次系強制冷却を開始する。また、20 分後に破損 SG 隔離操作として、破損側 SG への補助給水停止及び主蒸気隔離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を実施する。1 次系からの除熱を促進する観点から、30 分後に 2 つの破損ループ (A ループ及び C ループ) の RCP の再起動を実施する。

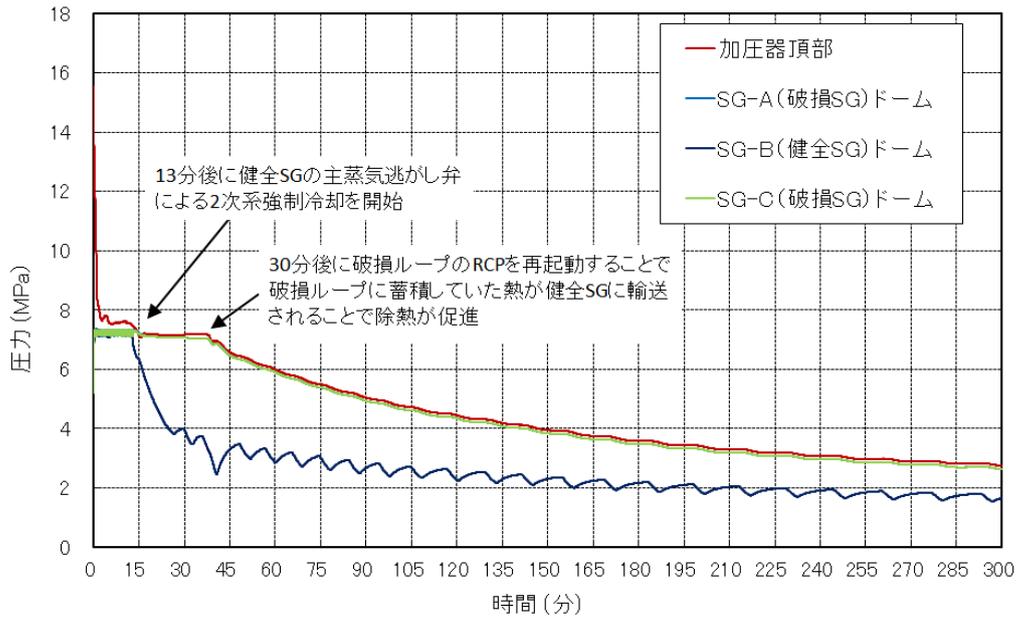
(解析結果)

1 次系及び 2 次系圧力の推移を図 2.18 に示す。1 次系圧力は、事象発生から 30 分後に破損ループ (A ループ及び C ループ) の RCP を再起動することで破損ループにも流れが発生し、破断ループに蓄積していた熱が炉心を経由して健全 SG に輸送されることで除熱が促進され、燃料被覆管温度を上昇させることなく破損 SG の 2 次側と 1 次系を同時に減圧することができることを確認した。なお、減圧に伴い、蓄圧注入は事象発生から約 2.3 時間後に開始される。

比較のために、2 つの破断ループのうち、片方 (C ループ) のみの RCP を再起動した場合の 1 次系及び 2 次系圧力の推移を図 2.19 に示す。破損ループのうち片方の RCP を再起動しても、再起動しない側の破損ループの SG から熱が除去されないため、減圧が進まないこと

がわかる。これは、破損 SG が隔離されていることにより、破損 SG が加圧器の役割を担うことで 1 次系圧力を支配する状態になっていることによる。

以上の検討からマルチ SGTR 事象のうち、健全 SG がある場合には、すべての破損ループの RCP を再起動することが早期の 1 次系減圧にとって重要であることがわかった。なお、本解析では、RCP 再起動に伴い環境への冷却材の放出が追加で発生することはなく、事象全体にわたって SG が満水になることはなかった。



出典) 江口他 (2018) (参11)

図 2.18 1次系圧力（加圧器圧力）及び2次系圧力
 Fig. 2.18 Primary (pressurizer) pressure and secondary pressure

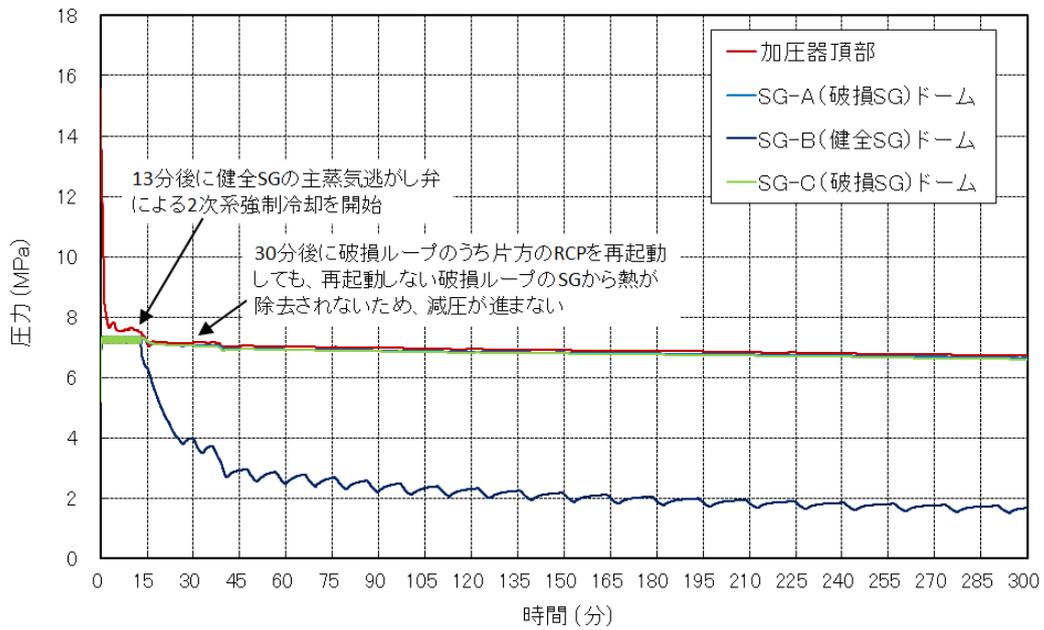


図 2.19 1次系圧力（加圧器圧力）及び2次系圧力（Cループのみ再起動）
 Fig. 2.19 Primary (pressurizer) pressure and secondary pressure (Only C-loop RCP is restarted)

2.1.3 高エネルギー配管の破損による溢水時の蒸気放出影響評価

本研究の目的は、高エネルギー配管の破損による溢水時の蒸気放出に関し、その温度影響及び防護対象設備に対する影響緩和対策の有効性を評価できる解析手法についての技術的知見を蓄積することである。解析にはGOTHICコードを用い、配管の破断による蒸気放出区画と通気・換気によりそれに連結する区画を流量パスモデルで連結し、各区画は区画温度の平均値で評価するモデル（以下「集中定数系モデル」という。）を作成した。事業者は、防護対象設備に対する蒸気による温度影響を緩和するために、区画内に温度センサを設置し、温度の検出により蒸気止め弁を閉として系統を隔離する対策をとっている。また、同センサの設置位置は天井付近とするとしていることから、「集中定数系モデル」で評価した場合の平均的な蒸気温度の時間応答よりセンサの実応答がより早いと考えられること、さらに防護対象設備は区画内の床等、低い位置に設置されることを踏まえると、事業者が実施した「集中定数系モデル」による蒸気温度の時間応答及び防護対象設備への影響の評価結果は保守的であるとされている。

本研究では、蒸気放出区画のみを3次元詳細メッシュで分割し（以下「3Dモデル」という。）、「集中定数系モデル」の保守性の程度を定量的に評価した。本研究で用いた3Dモデルは蒸気放出区画内のみ適用し、その他の区画は集中定数系モデルと同一のボリュームでモデル化した連結図を図2.20に、蒸気放出区画内をサブボリュームに詳細分割した3Dモデルを図2.21に、それらの関係を図2.22にそれぞれ示した。さらに、図2.23、2.24に同モデルによる通気・換気流動の解析結果を示した。開口部の位置や大きさに関わらず1次元的な流量パスモデルではボリューム間の流れは圧力差に応じた一方向の流れとなるが、図2.23に示すように3Dモデルでは開口高さに応じて密度差に伴い方向が異なる対流が現れており、集中定数系モデルでは解析できない3次元的な流動挙動が再現できた。図2.25は3Dモデルにより解析した蒸気放出区画内の最上部、中央部、最下部での蒸気温度変化である。図2.25から、集中定数系モデルの結果よりも実応答に近いと考えられる3Dモデルの蒸気温度の評価結果は、最上部においてより速く上昇し、より早期に検出温度（約60℃）に達することが分かる。したがって、集中定数系モデルによる評価は検出の遅れにより蒸気放出量を過大に評価する点で保守的である。この手法を用いた解析結果により、最上部（天井付近、センサ設置位置）での温度上昇に比べて、集中定数系による評価の温度の上昇が遅く、解析結果が保守的であることが確認できた。

主蒸気配管・主給水配管のターミナルエンド部の完全全周破断に対して、温度センサの故障等により影響緩和が十分機能しない場合も考えられることから、事業者は温度センサによる蒸気系統隔離以外の緩和対策（防護カバー、区画壁等）の設計対策も取り入れるとしている。本研究では、これらの緩和対策の有効性を評価できる手法についても検討した。これらの緩和対策をモデル化した解析の結果、防護カバーによる蒸気放出量の減少、区画

壁設置による高温蒸気移行量の減少等に伴う防護対象設備設置位置での蒸気温度低下の効果を確認した。

今回実施した解析では感度解析も含め温度センサによる蒸気系統隔離を考慮しない保守的な条件で解析し、蒸気温度の最高温度は防護対象設備の限界温度（120℃）を上回らない結果も得た。本研究における 3D モデルを用いた手法により、様々な条件における緩和対策の有効性も含めた溢水蒸気放出による温度影響の定量的評価が可能となった。

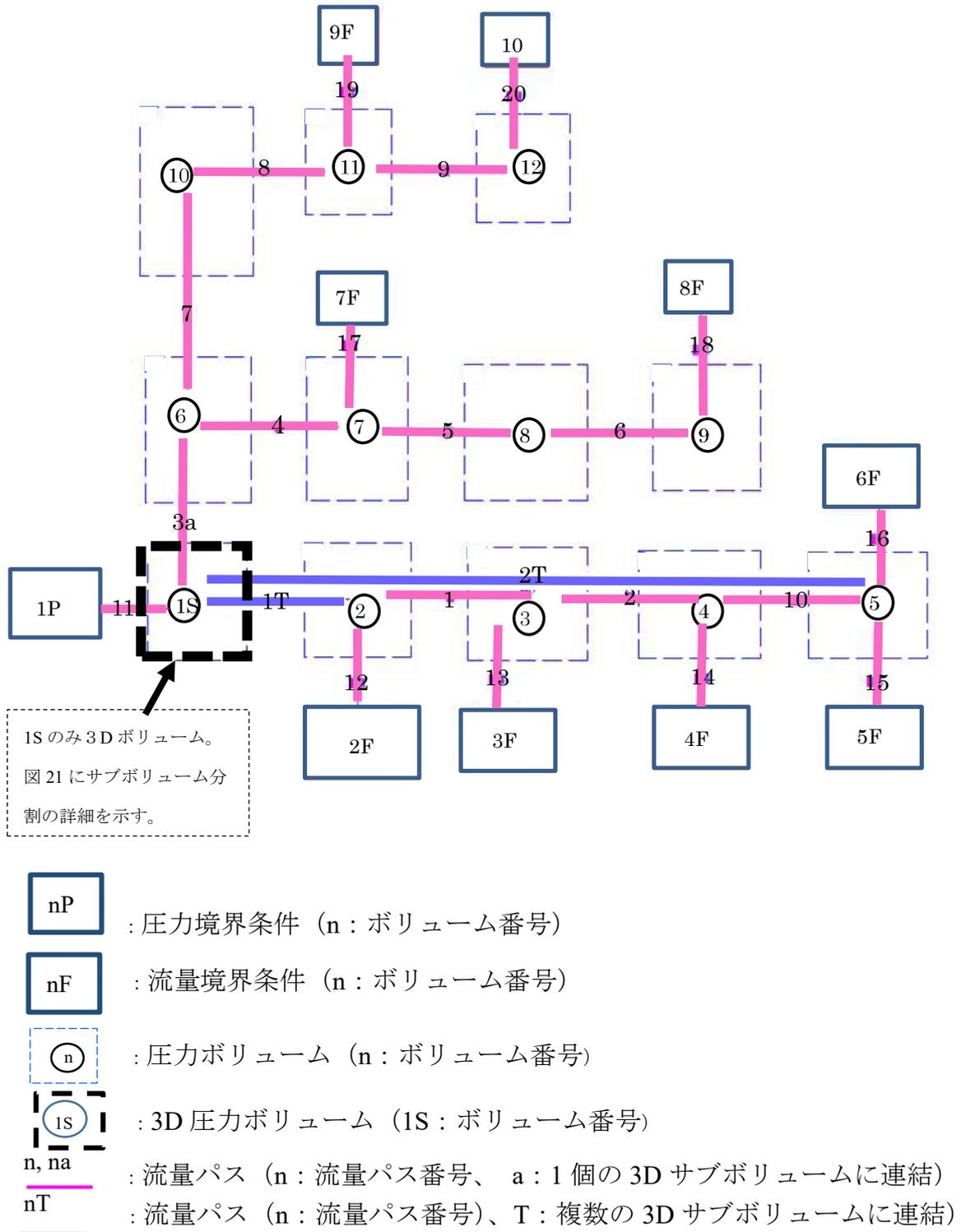
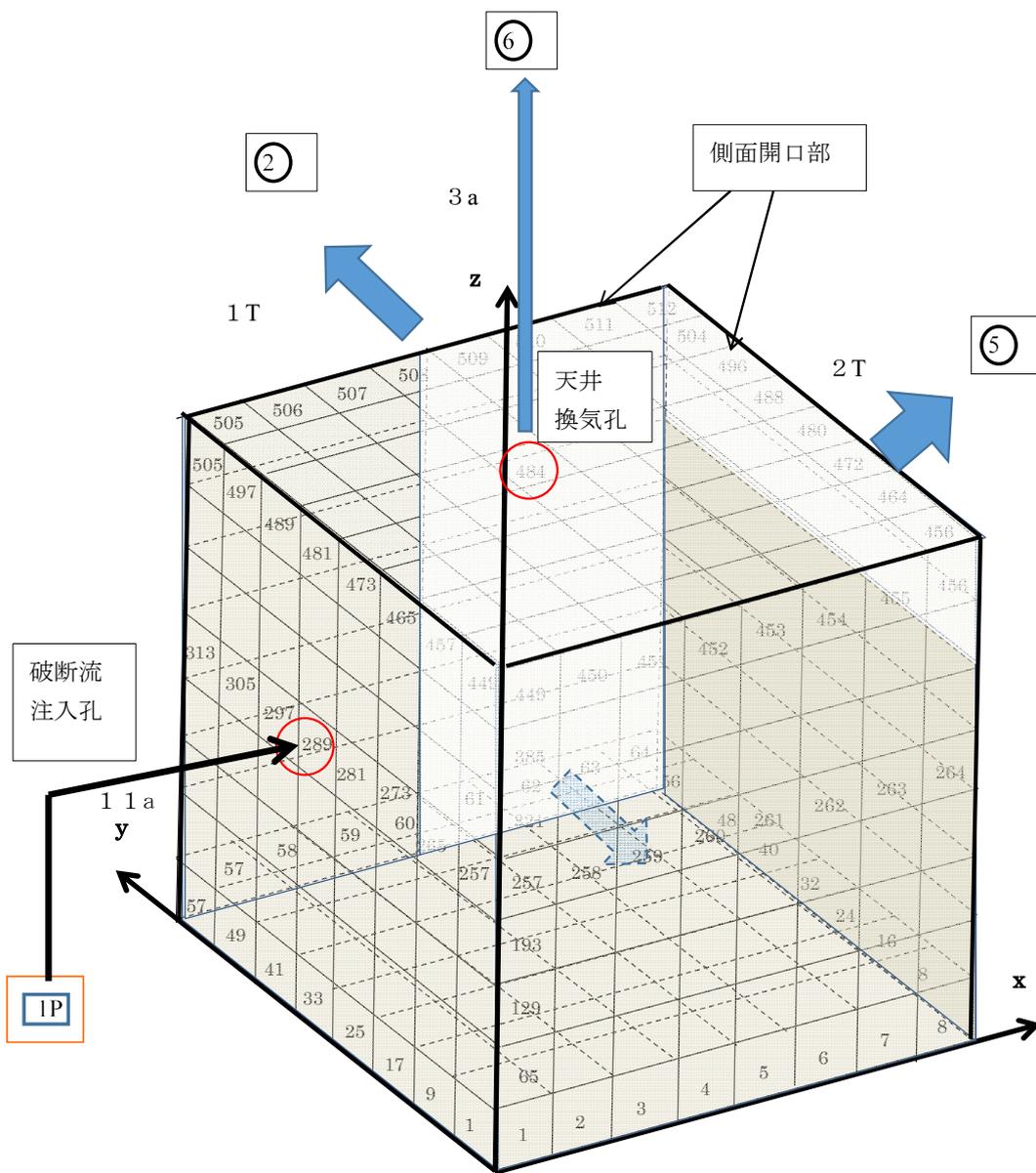


図 2.20 フロー・ボリューム連結図 (3D モデル)

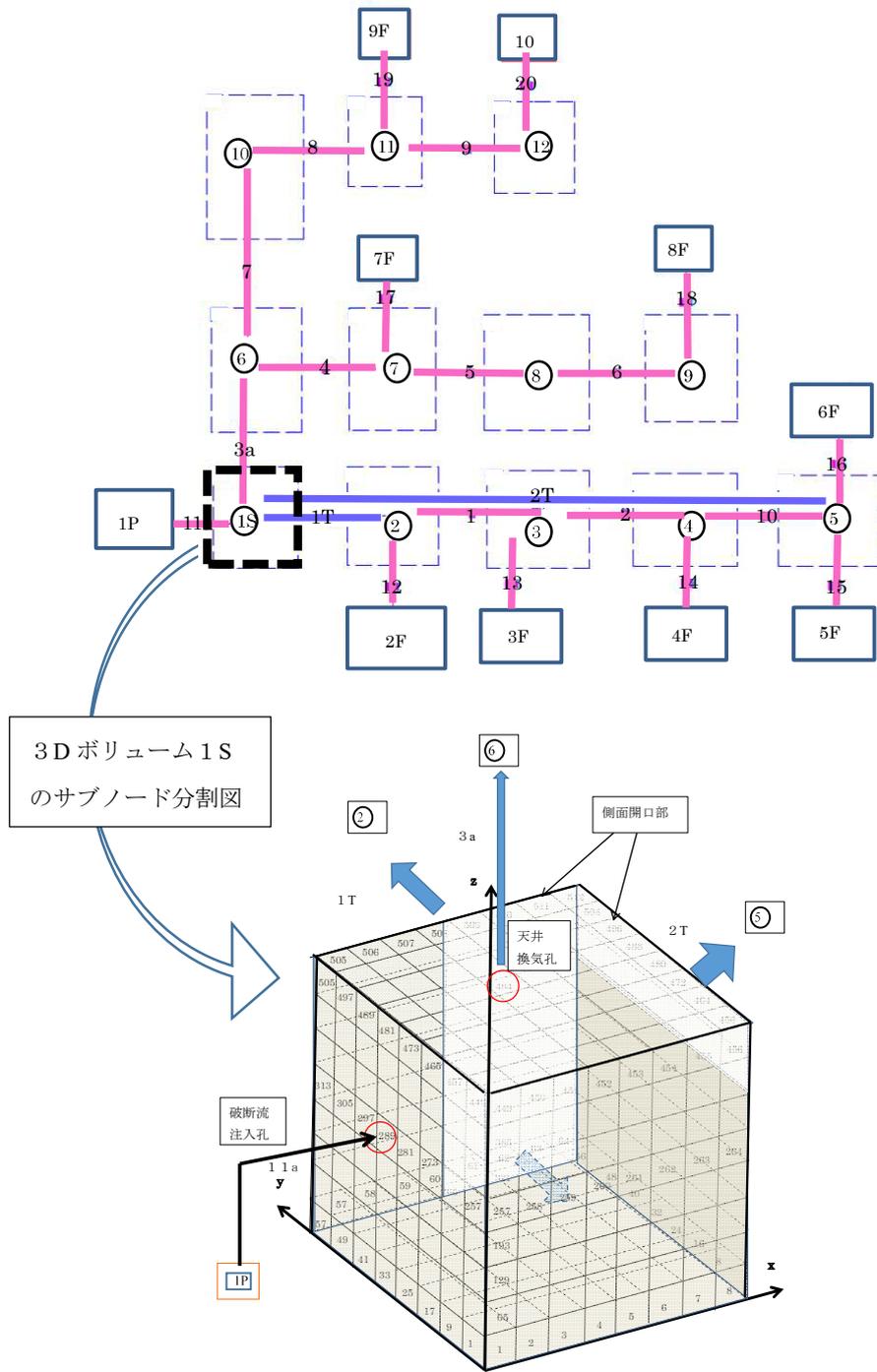
Fig. 2.20 Volume-flow diagram (3D model)



- | | | | |
|---|---------------------------------|--|-----------------------------------|
| n | : 隣接ボリューム (n:番号) | 1P | : 破断流圧力境界ボリューム |
| n | : サブボリューム (n:番号)
(一部のみ附番を表示) | n | : 開口サブボリューム (n:番号)
(一部のみ附番を表示) |
| | | | |
| | : 流量パス (番号の定義は図 2.20 参照) | | |

図 2.21 3D ボリューム (区画) の詳細 (サブボリューム分割)

Fig. 2.21 Details of 3D model



出典) 江口他 (2018) (参 11)

図 2.22 溢水時蒸気影響評価解析モデルの概要
 Fig. 2.22 Analysis model for vapor effects on SSC at flooding

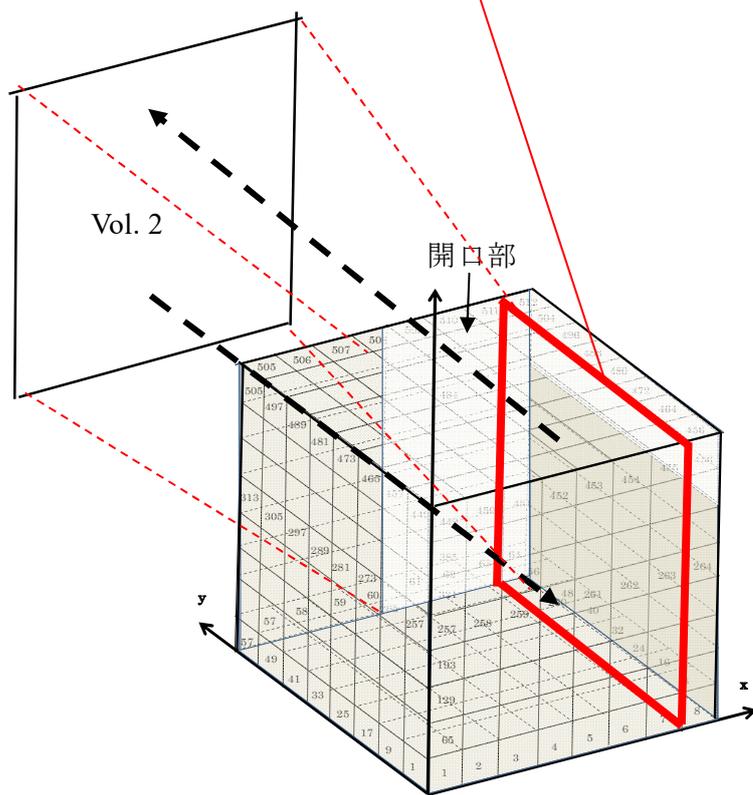
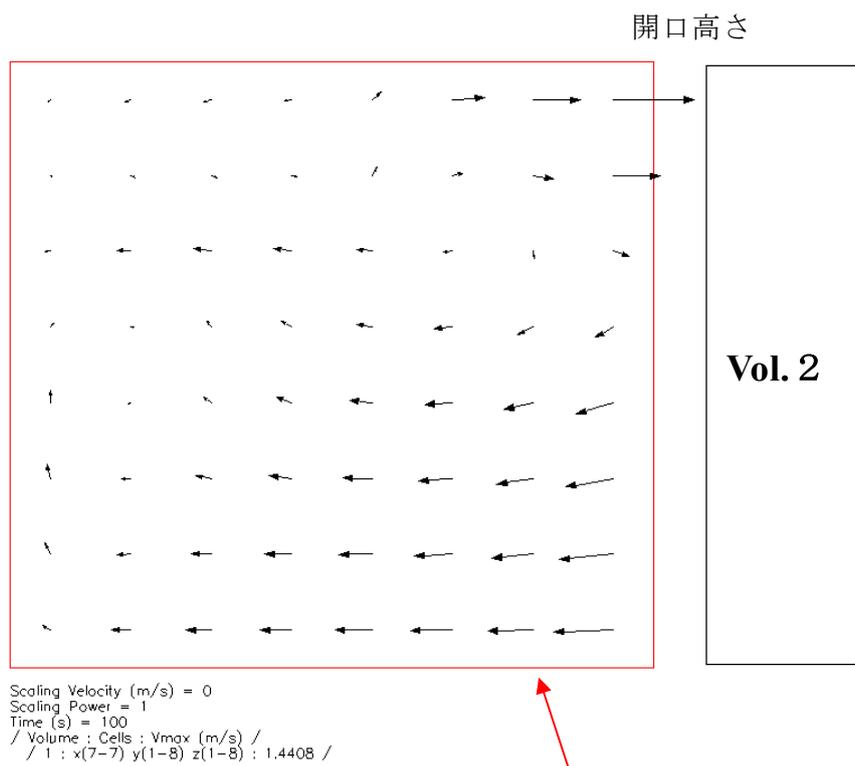


図 2.23 3D ボリューム内流動状況と隣接ボリューム間の流れ (1)

Fig. 2.23 Flow distribution in the 3D volume and flow between the adjacent volume (1)

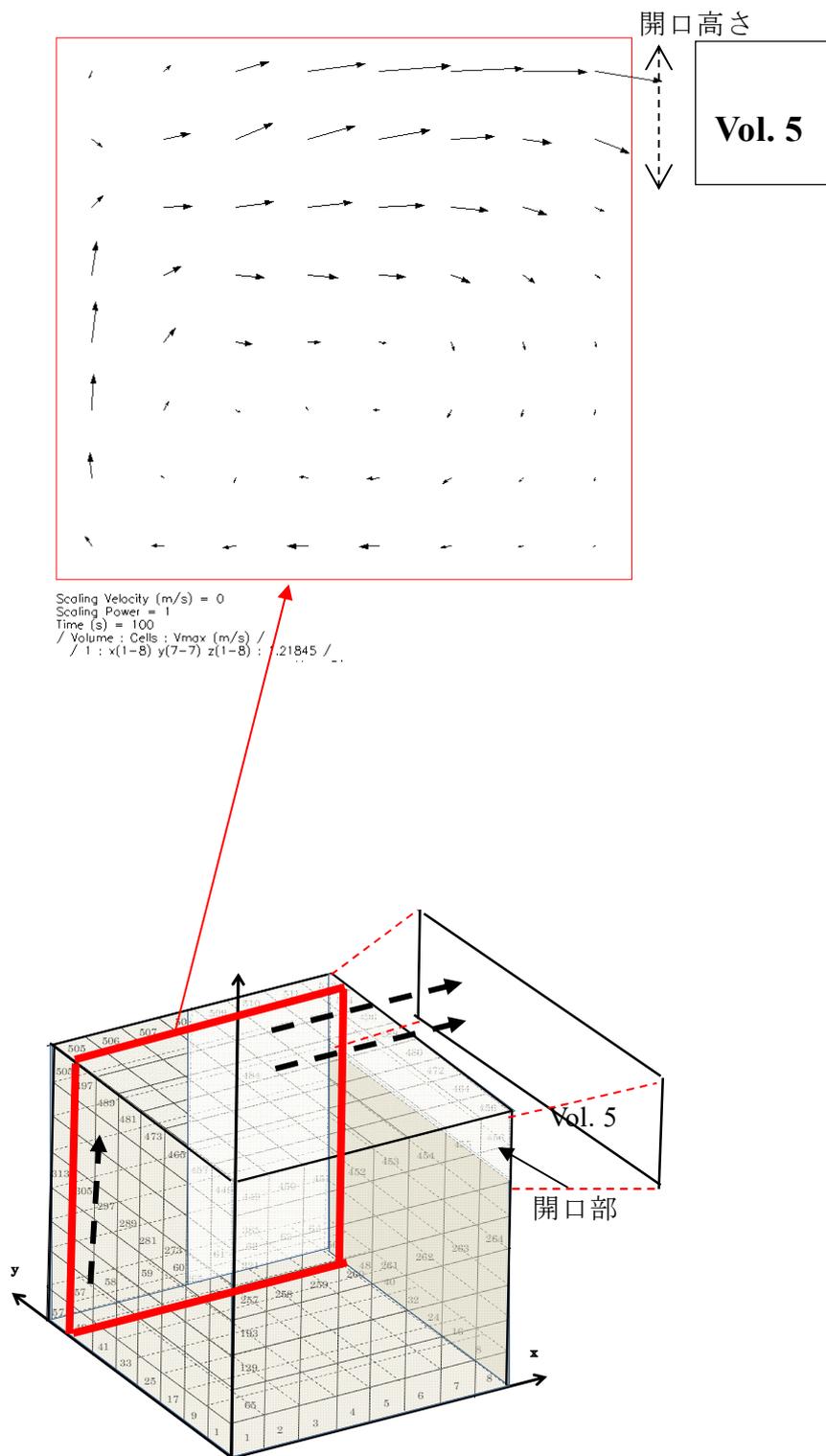
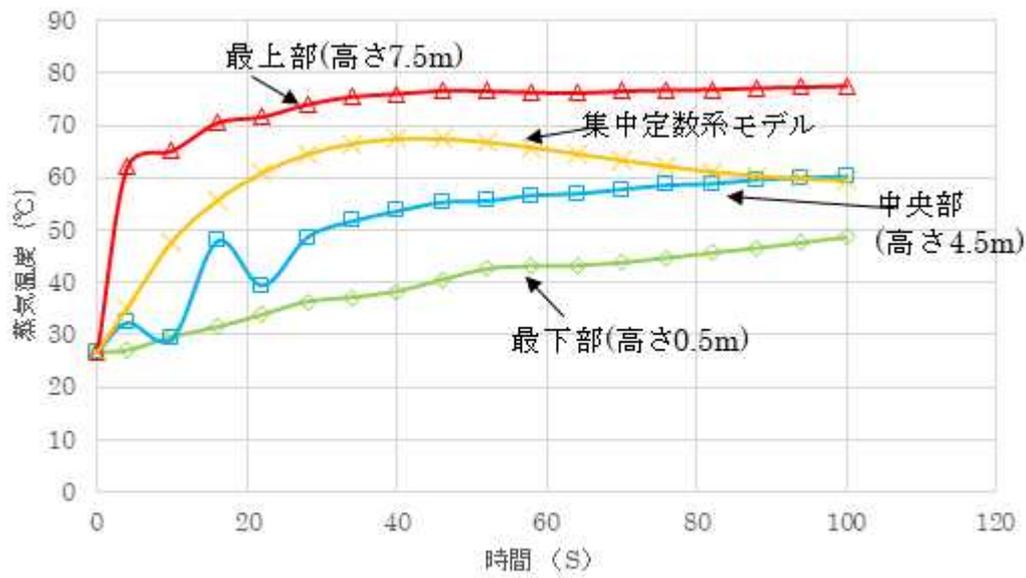


図 2.24 3D ボリューム内流動状況と隣接ボリューム間の流れ (2)

Fig. 2.24 Flow distribution in the 3D volume and flow between the adjacent volume (2)



出典) 江口他 (2018) (参11)

図 2.25 蒸気放出区画 (3D ボリューム中心部) の蒸気温度変化

Fig. 2.25 Time-dependent vapor temperature at flooding cell

2.2 核特性安全解析手法の整備

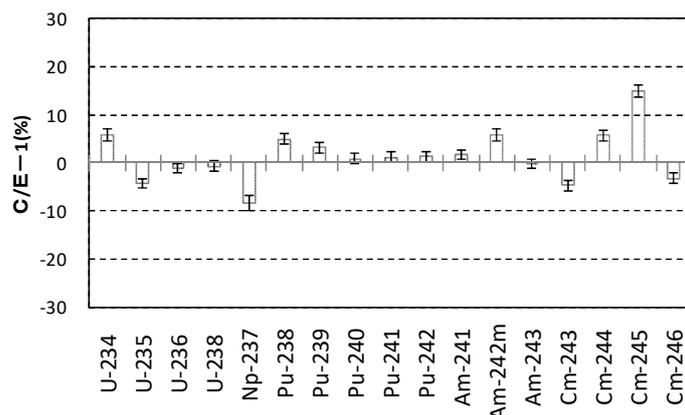
2.2.1 炉心核特性解析コードの整備

(1) ATWS 解析用標準データの整備

ATWS 事象の解析評価に用いる 3次元核動特性解析コード PARCS の核定数データを 2次元集合体燃焼計算コード CASMO5 及び 3次元炉心燃焼解析コード SIMULATE5 を用いて作成した。BWR の平衡サイクル 3 炉心（130、110 及び 80 万 kWe 級炉心）及び PWR の平衡サイクル 2 炉心（3 及び 4 ループ炉心）について、それぞれサイクル初期と末期の核定数データを作成した。ここで作成した核定数は、2.1.2②項で整備した多変数フィッティング法を用いており、PARCS コードの計算時間を大幅に短縮することができた。さらに、熱流動解析コード TRACE の ATWS 解析用の核動特性関連（出力分布、反応度係数等）のデータについても同コードシステムを用いて計算した。整備した核定数データを用いた TRACE/PARCS コードによる定常計算結果は、炉心解析で実績のある SIMULATE5 の結果を再現しており、同コードで計算した各種反応度係数等の他の炉心特性パラメータも整備済の炉心標準データとおおむね整合していることから、今回整備したデータが、ATWS 解析に使用できることを確認できた。

(2) CASMO5 コードによる燃焼計算の不確かさ評価

CASMO5/SIMULATE5 コードの燃焼計算の不確かさを評価するために、国内外の商用軽水炉（PWR 及び BWR）において燃焼したウラン及び混合酸化物（MOX）燃料集合体から取得された 50 燃料試料の核種組成測定データの解析を CASMO5 コードの燃焼計算により実施した。測定対象の核種は、U、Np、Pu、Am 及び Cm の重核種並びに主要な核分裂生成物（以下「FP」という。）核種である。解析により計算値（C）と測定値（E）を比較し、核種組成計算値の不確かさを評価した。図 2.26 に燃焼度 72 GWd/t の PWR 燃料試料^(参 30)についての核種組成の計算値と測定値の相対誤差（C/E-1）の例を示す。燃焼炉心の反応度評価において重要な ²³⁵U、²³⁶U、²³⁹Pu、²⁴⁰Pu、²⁴¹Pu 及び ²⁴²Pu について、（C/E-1）の平均値は、PWR ウラン燃料試料についてそれぞれ、2.7%、-0.9%、0.3%、0.7%、-2.4%及び-1.7%、BWR ウラン燃料試料についてそれぞれ、6.7%、-1.5%、2.5%、0.6%、0.4%及び-0.1%であった。CASMO5 コードの計算では、燃焼集合体の境界条件として完全反射条件を採用している。そのため、MOX 燃料試料について、単一燃料集合体計算の結果は、隣接する集合体がすべて MOX 燃料集合体となり集合体内の中性子スペクトルが硬くなることが原因で ²³⁹Pu の組成の計算結果は測定値を過大評価する。他方、MOX 燃料集合体の周囲にウラン燃料集合体を配置した多燃料集合体計算を適用する場合、中性子スペクトルが柔らかくなるため、計算値と測定値の一致が改善されることが分かった^(参 31)。



出典) Yamamoto 他 (2017) (参 31)

図 2.26 PWR 燃料試料についての核種組成の比較結果
Fig. 2.26 Comparison of calculated and experimental values for a PWR fuel

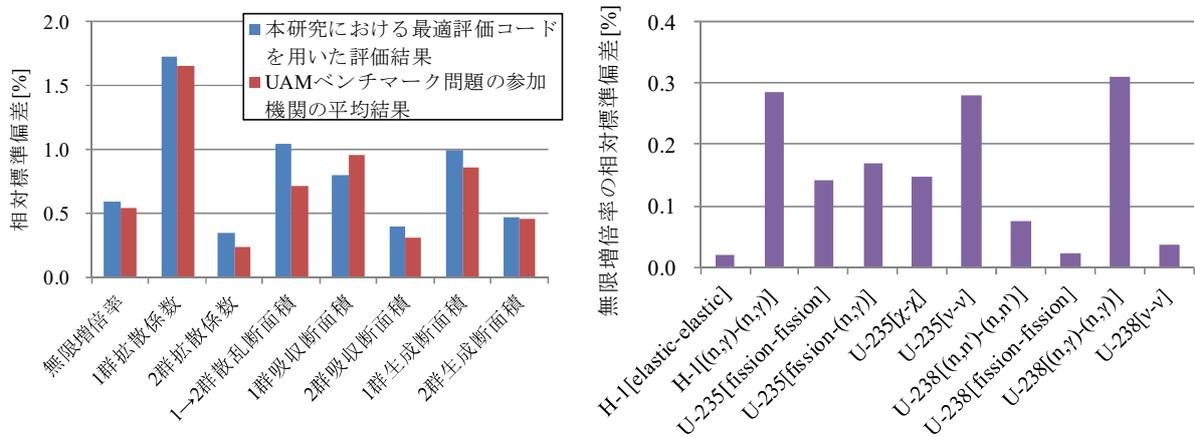
(3) CASMO5/SIMULATE5 コードの妥当性確認

炉心核特性解析コードの整備として、CASMO5/SIMULATE5 コードシステムを用いて、公開文献に基づき、Peach Bottom 2 号機^(参 32, 33) (BWR の代表例) 及び BEAVRS ベンチマーク^(参 34) (PWR の代表例) の実機燃焼追跡計算及び起動時炉物理試験の解析を実施した。当該解析では、2 種類の評価済み核データライブラリ (ENDF/B-VII.0 及び JENDL-4.0) を用いた解析を実施し、解析結果が BEAVRS ベンチマークの公開文献及び他機関の結果と概ね同等であることを確認した。

(4) CASMO5/SIMULATE5 コードを用いた不確かさ評価のための基盤の整備

CASMO5/SIMULATE5 コードシステムにおける断面積等に依存する不確かさ評価のための基盤を整備するため、OECD/NEA/NSC (原子力科学委員会) の UAM ベンチマーク問題^(参 35) の Phase I における燃料集合体体系及び炉心体系を対象に、核データ起因の不確かさを考慮した際の燃料集合体体系及び炉心体系における核特性パラメータが有する不確かさの評価、並びに当該不確かさの主要因となる核種/核反応の同定を実施した。UAM ベンチマーク問題の Phase I の解析に当たっては、CASMO5/SIMULATE5 コードに JENDL-4.0^(参 36) の共分散データを用いたランダムサンプリング法^(参 37) に基づく不確かさ評価機能を組み込んだ。一例として、UAM ベンチマーク問題の Phase I 中の Peach Bottom 2 号機の燃料集合体体系における解析結果を図 2.27 に示す。図 2.27 から、UAM ベンチマーク問題の参加機関の平均結果とおおむね同等の結果が得られること、及び核特性パラメータの不確かさの主要因となる核種/核反応を評価可能であることを確認した。UAM ベンチマーク問題の Phase I 中

の炉心体系における解析結果と併せて、CASMO5/SIMULATE5 コードを用いた不確かさ評価のための基盤を整備することができた (参 38)。



出典) Shiba 他 (2016) (参 38)

図 2.27 Peach Bottom 2 号機の燃料集合体体系における解析結果
 (左：無限増倍率及び 2 群核定数の不確かさ、右：無限増倍率の不確かさの内訳)
 Fig. 2.27 Analysis results on assembly geometry of Peach Bottom Unit 2 (Left : Uncertainties of k-infinity and 2-group cross sections, Right : Breakdown of uncertainty of k-infinity)

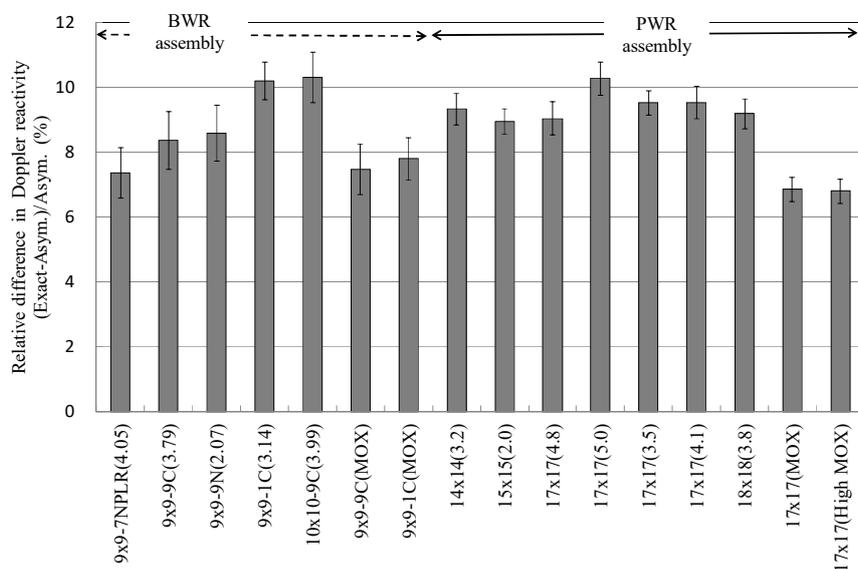
2.2.2 臨界安全解析コードの整備

(1) 重核種の上方散乱の厳密な取り扱いによる影響評価

使用済燃料貯蔵プールの事故時等の臨界安全評価には、連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2 を利用することとしている。同コードの計算モデルの高度化として、重核種の共鳴エネルギー領域の共鳴弾性散乱と原子核の熱運動を考慮する中性子の散乱を厳密に扱う改良モデルの導入がなされており、このモデルを用いた場合、事故時の評価において重要な軽水炉のドップラー反応度係数が共鳴吸収の増加により約 10%増加するとの報告 (参 39) が行われている。

そこで、改良散乱モデルを適用した MVP-2 コードを導入するとともに、商用軽水炉において重要な ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu 及び ^{241}Am に同モデル用の核データライブラリを整備した。同機能の妥当性確認の一環として、商用軽水炉 (PWR 及び BWR) の模擬燃料集合体 (ウラン及び MOX 燃料集合体) について、燃料温度 1500°C まで上昇したときの改良モデルと従来モデルの差を評価した。結果を図 2.28 に示す。この結果から、従来モデルに対して改良モデルではドップラー反応度係数が約 10%増加することを確認した。改良モデルの効果に関する重核種ごとの寄与を評価した結果、 ^{238}U のみにモデルを適用する

場合の効果は、他の重核と比較して ^{238}U の量が多くドップラー反応度係数に与える影響が支配的であるため、前記のすべての核種に適用した場合と等価であることを確認した^(参40)。



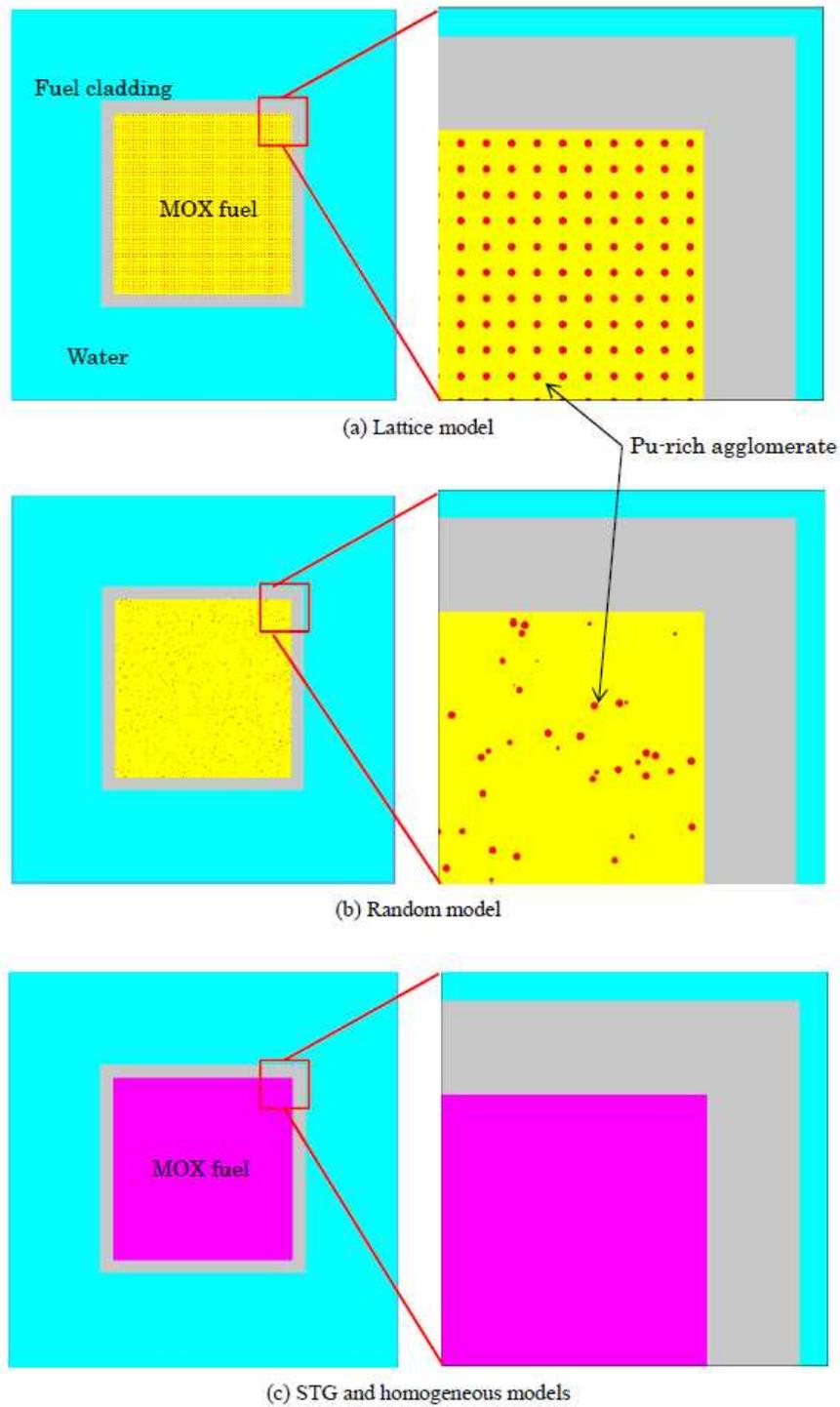
出典) Yamamoto 他 (2016)^(参40)

図 2.28 改良モデルと従来モデルによるドップラー反応度の比較
 Fig. 2.28 Relative differences in Doppler reactivity between the calculations of the asymptotic and exact models

(2) MOX 燃料中の Pu スポットによる反応度効果の評価

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析において、MOX 燃料中に局在する PuO_2 粒子 (Pu スポット) を均質として扱うことによる反応度効果 (Pu 非均質反応度効果^(参41)) を評価するため、KRITZ-2:19 臨界試験^(参42) について、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いた評価を行った。MOX 燃料中の PuO_2 粒子の配列については正方格子を仮定するモデル (①格子モデル)、MVP-2 の標準オプションであるランダム配置を確率論に基づき近似的に扱う確率論的幾何学モデル (②STG モデル) に加え、参照解を与えるモデルとして、ランダムな配置を直接模擬するモデル (③ランダムモデル) の 3 種類を検討した。解析の結果、ランダムモデルと STG モデルの差はほとんどなく、STG モデルが Pu 非均質反応度効果へ適用できることを確認した (図 2.29 参照)。

次に、実燃料に近い組成の MOX 燃料を使用したカダラッシュ研究所の EOLE 臨界試験装置において実施された一連の炉物理試験^(参43) (MISTRAL、BASALA 及び FUBILA) の各炉心を代表するピンセル体系を設定し、STG モデルにより反応度効果を計算した。Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度及び粒子径については、反応度効果の絶対値は、 $0.0005 \Delta k/k/k'$ 以下であり、KRITZ-2:19 と同様、これらの炉物理試験における Pu 非均質反応度効果は大きくないことが確認できた^(参44)。



出典) Yamamoto 他 (2017) (参 44)

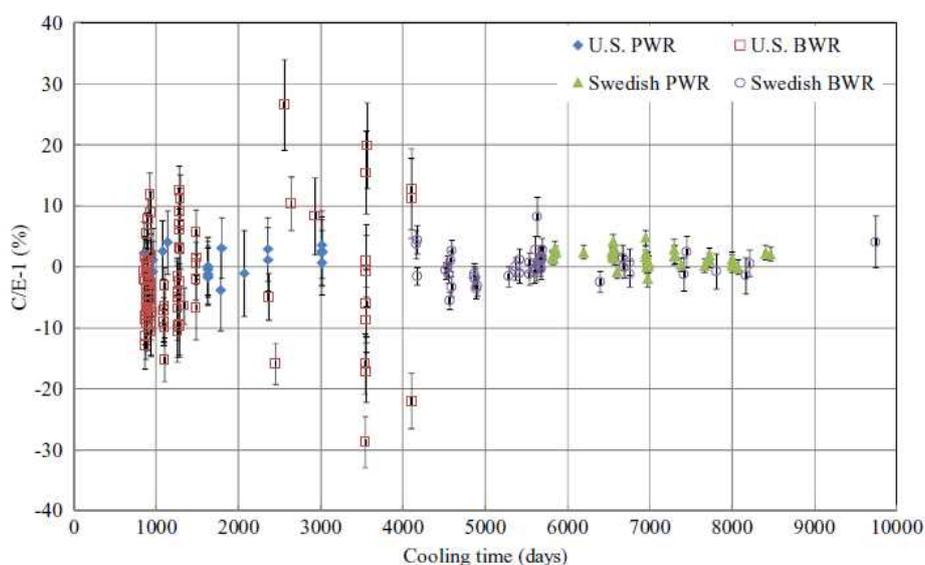
図 2.29 格子、ランダム、STG モデルを用いた燃料格子体系モデル
(PuO₂ 富化度 1.5wt%、MOX 粒子径 50μm)

Fig. 2.29 Horizontal configurations of the unit the lattice, random, STG and homogeneous models
(PuO₂ content: 1.5 wt%, diameter of Pu-rich agglomerate: 50 μm)

(3) 軽水炉燃料集合体の崩壊熱計算の妥当性評価

軽水炉燃焼の崩壊熱を ORIGEN2.2 及び CASMO5 (それぞれ JENDL-4.0 に基づく核データライブラリ) により計算する際の計算結果の妥当性を評価するために、冷却期間が $1 \sim 10^8$ 秒については、片倉による ^{235}U 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Pu の熱中性子核分裂並びに ^{238}U の高速核分裂を対象とする核分裂生成核種の総和計算結果^(参 45) と、冷却期間が 2.3 年 (7.2×10^7 秒) ~ 27 年については、米国及びスウェーデンにおいて取得された PWR 及び BWR 燃料集合体の崩壊熱測定結果^(参 46) と比較した。

総和計算の結果との比較では、ORIGEN2.2 の結果は良い一致を見たが、CASMO5 の結果は冷却期間が 1 秒において最大 4% の過大評価がみられた。これは、燃焼計算モデルの不確かさによると考えられる。燃料集合体の崩壊熱測定結果について CASMO5 の計算結果との比較 (C/E-1) の例を図 2.30 に示す。米国及びスウェーデンのそれぞれ PWR 及び BWR 燃料集合体の 4 データセット測定値との比較を表 3 に示す。表 3 から、C/E の平均値は、ORIGEN2.2 が 0.972~1.031、CASMO5 が 0.977~1.016 の範囲であり、CASMO5 の方がより測定値に近い結果を与えることを確認した^(参 47)。



出典) Yamamoto 他 (2016)^(参 47)

図 2.30 PWR 及び BWR の燃料集合体の崩壊熱についての CASMO5 の計算値と測定値との比較

Fig. 2.30 Comparison of calculated decay heat of CASMO5 with measurement results for PWR and BWR fuel assemblies.

表 2.3 崩壊熱の測定値と ORIGEN2.2 及び CASMO5 計算値の比較

Table 2.3 Average values and standard deviations of C/E's and C - E's (W/assembly) for the analysis results of ORIGEN2.2 and CASMO5

		ORIGEN2.2		CASMO5	
		Average	STD ^a	Average	STD
U.S. PWR	C/E	1.000	0.023	1.008	0.021
	C-E	5.20	26.74	5.83	17.50
U.S. BWR	C/E	0.972	0.112	0.977	0.116
	C-E	-11.40	18.15	-10.51	18.32
Swedish PWR	C/E	1.031	0.020	1.016	0.013
	C-E	12.77	8.92	6.98	5.92
Swedish BWR	C/E	1.003	0.035	1.001	0.024
	C-E	-0.35	5.21	-0.30	3.63

a standard deviation

出典) Yamamoto 他 (2016) (参 47)

3. 結論

3.1 成果の要点

(1) 熱流動安全解析手法の整備

「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故」については、PWR プラント標準データを用いて、大破断 LOCA の BEPU 解析を実施し、順序統計法及びパラメトリック手法の適用性を確認した。また、FFRD 現象を検討する解析コードを整備し、ハルデン炉を用いた LOCA 実験を対象とした解析を実施し、整備した解析コードが PWR プラントでの FFRD 現象の影響を模擬できることを確認した。

「重大事故に至るおそれがある事故」については、重大事故に至るおそれのある事故の解析に適用するための高速化した 3 次元核熱結合解析コード等を整備した。

「溢水時の蒸気影響評価」については、事業者による高エネルギー配管及び弁・ポンプ等の機器を有する系統の破断等による二相流の噴出が安全設備に及ぼす影響を評価するための技術的知見を新たに取得し、温度検知センサの設置位置や緩和策の妥当性評価を行った。

(2) 核特性安全解析手法の整備

「炉心核特性解析コードの整備」については、核特性の不確かさを扱える機能を CASMO5/SIMULATE5 コードに付加するとともに、同コードシステムを用いて PARCS コードで必要な ATWS 解析用の核定数の整備を行った。

「臨界安全解析コードの整備」については、重核の上方散乱の厳密な取り扱いによるドップラー反応度への影響、MOX 燃料の Pu スポットの非均質効果等の評価し、技術的知見を拡充した。

3.2 目的の達成状況

運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故に至るおそれがある事故対策の妥当性評価の妥当性確認に必要な知見を提供するため、熱流動及び核特性に関する解析手法の検討を当初の目標どおりに進めた。また整備した解析コードを用いて技術的知見を得た。プロジェクト開始当初にはなかった課題にも柔軟に対応した。

3.3 成果の活用等

本研究で整備した解析コードは、別プロジェクトである「(A03)多重故障事象の影響評価に関する研究」^(参 48) (平成 25 年度～平成 28 年度) の中で PWR 及び BWR プラントの炉心損傷防止対策の有効性評価解析に用いられ、技術的知見は NRA 技術報告^(参 49, 参 50) として公表された。それらの解析を通じて得られた事象進展挙動等の技術的知見は、現行の規制基準

に基づく実用発電用原子炉設置変更許可申請における炉心損傷防止対策及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の審査に活用された。本研究の成果をまとめた公表論文 4 件^(参 31, 参 40, 参 44, 参 47) についても、安全解析手法の高度化へ資することが期待される。

また、新たに検討した溢水蒸気の影響評価手法により、溢水蒸気の影響評価結果及び影響緩和対策の定量的な確認が可能となり、事業者が提出した説明資料の妥当性判断のための技術的知見を得た。

今後、現行の規制基準に基づく実用発電用原子炉設置変更許可申請に係る審査が行われる場合は、必要に応じて本研究で整備した解析コード及び解析手法に関する技術的知見を審査の技術支援に活用していく。

参考文献一覧

- (参 1) B. Boyack et al., “Quantifying Reactor Safety Margins, Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a large-break, Loss-of-coolant Accident”, NUREG/CR-5249, 1989.
- (参 2) 日本原子力学会基準, 「統計的安全評価の実施基準:2008」, 一般社団法人 日本原子力学会, 2009.
- (参 3) W.Wiesenack, ” Accident-related fuel experiments in Halden - HRP LOCA Test Series ISA-650, TWGFPT Orientation” , 2014.
- (参 4) TRACE V5.0 Theory Manual, Field Equations, Solution Methods, and Physical Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission
- (参 5) NUREG-CR-7023, Rev. 1, Vol. 1, FRAPTRAN 1.5: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods, 2014.
- (参 6) 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “三次元プラント動特性コード SKETCH-INS/TRAC-BF1 の改良整備” , 04 解部報-0012, 2003.
- (参 7) EPRI, “GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package, User Manual Version 8.2(QA)” , 2016.
- (参 8) J. D. Rhodes, et al., ” CASMO5 A fuel Assembly Burnup Program Methodology Manual” , Studsvik/SSP-08/405 Rev1, 2011.
- (参 9)L.Sten-Orjan, et al., SIMULATE-5 Methodology, Studsvik/SSP-10/465 Rev2, 2011.
- (参 10)Y.Nagaya, et al., ” MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculation based on Continuous Energy and Multigroup Methods” , JAREI 1348, 2005.
- (参 11) 江口 裕、上原 宏明、酒井 友宏、柴 茂樹、藤田 達也、岩橋 大希、江畑 茂雄、笠原 文雄、小西 秀雄、藤岡 一治、増原 康博、山本 徹、“詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備 (Phase-2)”、第 7 回プラント安全技術評価検討会 資料 2 平成 29 年度事後評価調査票、平成 30 年 5 月 18 日.
- (参 12) 統計学用語辞典 (WEB) <http://aoki2.si.gunma-u.ac.jp/> (2018 年 11 月 30 日 閲覧)
- (参 13) NUREG-2160, “Post-Test Examination Results from Integral, High-Burnup, Fueled LOCA Tests at Studsvik Nuclear Laboratory” , 2013.
- (参 14) OECD/NEA/CSNI, “Report on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal” , OECD/NEA/CSNI/R(2016)16, 2016.

- (参 15) HWR-917, LOCA Testing at Halden, the Ninth Experiment IFA-650.9, 2009.
- (参 16) M. Petit, et al., “IRSN R&D Studies on Fuel Behaviour under LOCA Conditions”, IAEA Technical Meeting on Fuel Behaviour and Modeling under Severe Transient and LOCA, 2011.
- (参 17) 姉川, 江畑他, “BWR 核熱水力不安定性に関する最近の話題”, 日本原子力学会, 1996 38 卷 5 号, P384-356.
- (参 18) BNL-91311-2010-IR, “Trace Assessment for BWR ATWS Analysis”, Brookhaven National Laboratory, 2010.
- (参 19) T. Lefvert: OECD/NEA Nuclear Science Committee BWR Stability Final Specification, NEA/NSC/DOC(94)15, 1994.
- (参 20) T. Kozłowski et al., “BWR Stability Event Benchmark based on Oskarshamn-2 1999 Feedwater Transient,” Preliminary Benchmark Specifications, Stockholm 2012.
- (参 21) A. J. Wysocki, “Investigation of Limit Cycle Behavior in BWRs with Time-Domain Analysis”, Dissertation for Doctor of Philosophy in the University of Michigan, 2015.
- (参 22) I. Gajev, “Sensitivity and Uncertainty Analysis of Boiling Water Reactor Stability Simulation”, PhD Thesis, KTH Engineering Science, 2012.
- (参 23) R. K. McCardell, D. I. Herbon, J. E. Houghtaling, Reactivity Accident Test Results and Analyses for The SPERT III E-core -- A Small Oxide-Fueled, Pressurized-Water Reactor, U. S. Atomic Energy Commission, IDO-17281, 1969.
- (参 24) T. Fujita, T. Sakai, “Analysis of The SPERT-III E-Core Experiments using CASMO5 and TRACE/PARCS Codes with JENDL-4.0 Library”, Proc. PHYSOR2018, Cancun, Mexico, 2018.
- (参 25) Information Systems Laboratories, Inc., RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS, Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho, 2001.
- (参 26) Information Systems Laboratories, Inc., RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME II: USER’S GUIDE AND INPUT REQUIREMENTS, Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho, 2001.
- (参 27) Information Systems Laboratories, Inc., RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME III: DEVELOPMENTAL ASSESSMENT PROBLEMS, Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho, 2001.
- (参 28) 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “プラント動特性解析コード RELAP5/MOD3

- のデータ整備” , 05 解部報-0085, 2004.
- (参 29) 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “RELAP5/MOD3 コードの解析環境整備” , 06 解部報-0034, 2005.
- (参 30) T. Yamamoto, M. Suzuki, Y. Ando and H. Nagano, “Analysis of measured isotopic compositions of high-burnup PWR MOX and UO₂ fuels in the MALIBU program,” J. Nucl. Sci. Technol. 49, 910-925, 2012.
- (参 31) T. Yamamoto, T. Sakai and D. Iwahashi, “Analysis of measured isotopic compositions by CASMO5 coupled with a JENDL-4.0 base library for irradiated fuel of light water reactors” , J. Nucl. Sci. Technol., 391-403, 2017.
- (参 32) Core Design and Operating Data for Cycle 1 and 2 of Peach Bottom 2, Electric Power Research Institute, EPRI NP-563 Project 1020-1 Topical Report, 1978.
- (参 33) Core Design and Operating Data for Cycle 3 of Peach Bottom 2, Electric Power Research Institute, EPRI NP-971 Project 1020-2 Final Report, 1981.
- (参 34) MIT Benchmark for Evaluation and Validation of Reactor Simulations (BEAVRS), MIT Computational Reactor Physics Group, RELEASE rev. 2.0.1, 2017.
- (参 35) Ivanov, K., T. Beam, A. Baratta, A. Irani and N. Trikorous, PWR MSLB Benchmark: Volume 1:Final Specifications, NEA/NSC/DOC(99)8, 1999.
- (参 36) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa *et al.*, “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol., 48[1],1-30, 2011.
- (参 37) T.E.Stover,” Quantification of Back-End Nuclear Fuel Cycle Metrics uncertainties “, INL/EXT-07-13592, 2007.
- (参 38) S. Shiba, T. Sakai , “Uncertainty Analysis of Fuel Lattice Physics using CASMO-4 with JENDL-4.0 Covariance Data” , Proc. 2016 Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2016), San Francisco, 2016.
- (参 39) T. Mori and Y. Nagaya, “Comparison of resonance elastic scattering models newly implemented in MVP continuous-energy Monte Carlo code,” J. Nucl. Sci. Technol. 46, 793-798, 2009.
- (参 40) T. Yamamoto and T. Sakai, “Analysis of fuel temperature effects on reactivity of light water reactor fuel assemblies by using MVP-2 adopting an exact resonance elastic scattering model” , J. Nucl. Sci. Technol., 1662-1671, 2016.
- (参 41) JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークに関するデータ集の整備、 JAEA-Data/Code 2017-006, 2017.

- (参 42) KRITZ-2:19 Experiment on regular H₂O/fuel pin lattices with mixed oxide fuel at temperature 21.1 and 235.9°C, International handbook of evaluated reactor physics benchmark experiments., NEA/NSC/DOC(2006)1, 2015.
- (参 43) P. Blaise et al. 12 years of Franco-Japanese international programs in EOLE for the validation of 100% MOX recycling in LWRs. Proc. PHYSOR-2014, 2014.
- (参 44) T. Yamamoto, T. Sakai and D. Iwahashi, “Effect of Pu-rich agglomerates in MOX fuel on reactivity analysis of light water reactor MOX core physics experiments”, J. Nucl. Sci. Technol., 438-449, 2017.
- (参 45) J. Katakura, “JENDL FP decay data file 2011 and fission yields data file 2011,” JAEA-Data/Code 2011-025, 2012.
- (参 46) I. C. Gauld, G. Illas, B. D. Murphy et al., “Validation of SCALE 5 decay heat predictions for LWR spent nuclear fuel,”. NUREG/CR-6972, ORNL/TM-2008/015, 2010.
- (参 47) T. Yamamoto and D. Iwahashi, “Validation of decay heat calculation results of ORIGEN2.2 and CASMO5 for light water reactor fuel”, J. Nucl. Sci. Technol., 2108-2118, 2016.
- (参 48) 上原 宏明、小西 秀雄、安全研究成果報告 多重故障事象の影響評価に関する研究、RREP-2018-1001、2018.
- (参 49) 市川 涼子、関根 将史、酒井 友宏、小野 寛、炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (PWR)、NTEC-2014-1001、2016.
- (参 50) 上原 宏明、加藤 肇、小西 秀雄、江畑 茂男、市川 涼子、増原 康博、炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (BWR)、NTEC-2016-1001、2016.

主な執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ

システム安全研究部門

江口 裕	技術研究調査官
上原 宏明	技術研究調査官
酒井 友宏	技術研究調査官
柴 茂樹	技術研究調査官
藤田 達也	技術研究調査官
岩橋 大希	技術研究調査官
江畑 茂男	技術参与
笠原 文雄	技術参与
小西 秀雄	技術参与
藤岡 一治	技術参与
増原 康博	技術参与
山本 徹	技術参与