

炉物理分野の研究開発ロードマップ 2024 年版  
(RM2024)

2024 年 5 月

日本原子力学会炉物理部会  
「炉物理ロードマップ検討」ワーキンググループ

## 目次

第1章	はじめに	1
第2章	原子力を取り巻く環境および炉物理分野の Vision と Mission	3
2.1	原子力を取り巻く環境	3
2.2	炉物理分野の Vision と Mission	9
第3章	RM2024	10
3.1	RM2024 の概要	10
3.2	人材基盤	12
3.3	技術基盤	17
3.4	施設基盤	32
第4章	まとめ	36
付録1	WG メンバーリストと活動サブWG	37
付録2	中分類・小分類項目の新旧対照表	38

## 第1章 はじめに

日本原子力学会炉物理部会ではじめて「炉物理ロードマップ」(RM2012)[1]が策定されたのは東京電力福島第一原子力発電所事故（以下1F事故）後の2012年3月である。「原子炉物理は、『原子炉における核分裂の制御』という原子力安全の最も基礎を担う分野であるにもかかわらず、その原点から解離し、ともすると『炉物理のための炉物理』『技術のための技術』に偏重する傾向があった」との反省に立脚し、原子炉物理を取り巻く当時の状況を整理し、原子炉物理分野で取り組むべき課題およびビジョンを優先順位と共に示すことを目的としていた。

その後5年経過した2016年頃にはRM2012策定時に想定した原子力界の状況との乖離が顕在化するようになり、それらを反映するためにロードマップのローリング作業が行われた。このローリング作業は、炉物理の将来について議論すること、またロードマップが炉物理技術者・研究者にとって今後の技術・研究開発の方向性を示す指標となることを目的として進められ、「原子炉物理分野の研究開発ロードマップ2017年版」(RM2017)[2]として2017年10月に策定・公開された。RM2017においては、「炉物理のVisionとMission」を策定し、炉物理のVisionに到達するために解決すべき課題がMissionと関連づけた形で抽出され、時間スケール（短期(2020年頃)・中期(2030年頃)・長期(2050年頃)）および取り組む主体（学産官）と共に示されている。さらに一部の課題に対してはアクションプランの具体化まで踏み込んで示された。

炉物理ロードマップは「炉物理技術者・研究者の今後の技術・研究開発の方向性を検討する際の指標」であり、また指標であり続けることが求められる。RM2017が策定・公開されてから既に5年以上が経過し、この間、地球温暖化対策としての2050年カーボンニュートラル宣言、北海道大停電やウクライナ危機に象徴される電力安定供給・エネルギー安全保障の重要性の認識、それらを踏まえて原子力活用への見直し機運の高まりなど、原子力を取り巻く環境には大きな変化がみられた。これらを鑑み、RM2017のローリング作業を実施することとし、記載事項の確認ならびに追加および修正の必要性について検討し、新たなロードマップ(RM2024)の策定を行うこととした。

RM2024に向けたローリング作業においても「炉物理ロードマップ検討」WGを構成し、最近の原子力を取り巻く環境について整理し、炉物理のあるべき姿と達成目標に関する意見交換に重きを置いて議論を行った。今回の作業では、ロードマップの構成などを大幅に変更するような全面改訂ではなく、特にRM2017策定時からの原子力を取り巻く状況や環境変化を踏まえた内容の修正を中心に行う方針とした。また具体的な作業についてはロードマップの大分類ごとに構成したサブWGにて実施し、サブWGでの作業状況を「炉物理ロードマップ検討」WGで共有・確認しながら作業を進めた。サブWGの活動は炉物理の様々な分野を俯瞰し、組織や世代の壁を越えて様々な利害関係者と議論する良い機会であるため、多くの若手技術者に積極的に関与してもらおう方針とし、改訂作業を通じた知識伝承や若

手育成にも留意して進めた。

以下、第 2 章では、現時点の原子力を取り巻く環境の取りまとめと併せて、RM2017 で策定された炉物理分野の Vision と Mission を示す。第 3 章では、今回改訂したロードマップについて説明する。これまでのロードマップで別の大分類として示されていた「制度基盤」と「技術基盤」については、炉物理部会として貢献できる内容に鑑み、「制度基盤」を個別の大分類とせず、関連する「技術基盤」に取り込む形で統合しているため、①人材基盤、②技術基盤、③施設基盤の 3 つの大分類としている。最後に第 4 章ではまとめを述べる。

[1] 炉物理の研究 第 64 号 (2012 年 3 月)、

[https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/annual\\_report/pdf64/No64-7.pdf](https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/annual_report/pdf64/No64-7.pdf)

[2] 原子炉物理分野の研究開発ロードマップ 2017 年版(RM2017)、2017 年 10 月、

[https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/roadmap/rm/rpg\\_rm2017.pdf](https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/roadmap/rm/rpg_rm2017.pdf)

## 第2章 原子力を取り巻く環境および炉物理分野の Vision と Mission

### 2.1 原子力を取り巻く環境

原子力を含むエネルギーを取り巻く環境は、RM2017 策定以降に大きく変化している。RM2017 と同時期に原子力委員会で決定された「原子力利用に関する基本的考え方」も 2023 年 2 月に改定され、様々な環境の変化が挙げられている。

カーボンニュートラルに向けた社会変革即ちグリーントランスフォーメーションが拡大している中で、エネルギー安定供給不安や地政学的リスクの高まりとともにエネルギー安全保障が大きく意識されるようになってきていること、また原子力に対しては、世界的に革新炉の開発・建設並びに既設炉の運転期間延長など供給安定性の高いエネルギー源としての利用拡大が進められると共に、工業、医療、農業分野における放射線利用など非エネルギー分野での利用拡大が展開されている。一方で、昨今の地政学リスクの高まりの中で顕在化したように、核拡散防止や破壊行為の阻止などテロや軍事的脅威に対する原子力施設のセキュリティ確保の重要性も再認識された。

以下では、RM2017 策定以後における原子力を取り巻く環境の変化について、RM2017 でも取り上げられている 5 項目とその他に整理して示す。これらの事柄を踏まえ、RM2017 の内容について検討し改訂作業を実施した。

#### (1)国内、エネルギー政策に関する動向

##### 【RM2017 策定時点】

・原子力発電所の停止（燃料費の増加）と再生可能エネルギー固定価格買取制度の導入等に伴い電気料金が上昇した。

・2014 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」を受け、2015 年 7 月に「長期エネルギー需給見通し」が経済産業省で決定された。同見通しでは、2030 年の 1 次エネルギー供給における自給率（再生可能エネルギーと原子力）は 24.3%となり、電源構成に占める原子力の比率は、震災前の約 3 割から 20~22%に低減される見通しである。

##### (RM2017 策定以後の変化)

・2018 年 7 月に「第 5 次エネルギー基本計画」、2021 年 10 月に「第 6 次エネルギー基本計画」が閣議決定されている。第 5 次では「2050 年までに温室効果ガス 80%削減」を目標とし、原子力は「脱炭素化の選択肢」「安全炉の追求」と記載されていた。第 6 次では前述の 2050 年カーボンニュートラル宣言を踏まえ、「2050 年カーボンニュートラルの実現に向けた産業・競争・イノベーション政策と一体となった戦略的な技術開発・社会実装等の推進」とより踏み込んだ記述となっている。しかしながら、原子力については再稼働の加速や高速炉、小型モジュール炉、高温ガス炉、核融合の研究開発の推進についての記述はあるものの、新增設については触れられていない。

・2030 年の電源構成に占める原子力比率はいずれの計画でも 20~22%でありかなり野心的

な数値となっている。ましてや、2030年以降に既設原子炉が相次いで運転寿命を迎えることを考慮すれば、2050年カーボンニュートラルの達成のためには新增設の議論は避けられない。

・2020年6月に「エネルギー供給強靱化法」が成立し、電力レジリエンスが着目され、電力系統内の慣性力や、技術自給率などに関する重要性が指摘された。

・2020年10月、2050年までにカーボンニュートラルを実現すること、即ち「2050年カーボンニュートラル」が宣言され、これを実現するための「グリーン成長戦略」が同年12月および翌年6月に策定された。この中で原子力は「実用段階にある脱炭素の選択肢」として14の重点分野のひとつに挙げられ、安全性を最優先に再稼働を進展させることが示された。また、2050年に向けて、高速炉、小型炉（SMR）、高温ガス炉、核融合の開発工程表が明示されたが、新規の建設については触れられなかった。

・2021年11月には「クリーンエネルギー戦略の策定」が閣議決定され、「再生可能エネルギーだけでなく、核融合を含む原子力や水素などあらゆる選択肢を追求」することが記載されている。

・2022年2月にロシアによるウクライナ侵攻が始まると、ロシアの安価なエネルギー供給に依存していた世界各国、特に欧州のエネルギー価格は高騰し、我が国においてもエネルギー自給率の向上や供給安定性の確保など、エネルギー安全保障の重要性が改めて認識された。その結果、2023年2月には「GX実現に向けた基本方針」、同7月には「脱炭素成長型経済構造移行推進戦略（GX推進戦略）」が閣議決定され、震災後初めて次世代革新炉への建て替えが政府の方針として明示された。

・2022年4月には資源エネルギー庁に革新炉ワーキンググループが設置され、革新軽水炉、高速炉、小型炉（SMR）、高温ガス炉、核融合などの検討が進められている。

・日本原子力学会アゴラ調査専門委員会の「持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会」は、長期的かつ包括的な観点から、エネルギー・経済安全保障とカーボンニュートラルを両立する社会の実現に貢献する原子炉システムと核燃料サイクルのあり方について検討し、日本における原子力利用のシナリオにつき政策提言を行っている。その分科会が2023年11月に発行した中間報告書において、「大学や研究機関においても、多様性のある若手人材の確保が急務である。特に、炉物理や炉設計、サイクル分野における人材の空洞化が著しい。」との課題提起がなされており、炉物理人材確保のための持続可能な人材育成システムの構築が急務であると考えられる。

## (2)社会的状況

### 【RM2017 策定時点】

・東電福島第一事故は、多大な被害を発生させ、国民の原子力への不信・不安が高まった。

### (RM2017 策定以後の変化)

・原子力文化財団の意識調査結果の経年推移を見ると、積極的利用の割合は10%弱でさほ

ど変化していない一方で、積極的廃止は 15-16%で推移していたものがここ数年で顕著に減少している。約 50%を占める多数派は「当面利用するが将来的に廃止」という消極的容認派でありほぼ一定である。脱炭素や供給安定性が焦眉の課題になった 2022 年以降の調査では「積極的利用」と「わからない」が顕著に増加している。「安全を前提に原子力を当面使わざるを得ない」という容認派が増えた一方、積極的反対層が「わからない」に移行したと考えることが妥当であろう。国民の意識に変化が見られるとはいえ、安全性や放射性廃棄物処分法に対する根強い懸念があることも忘れてはならない。

・2024 年 1 月の能登半島地震においては、志賀原子力発電所が一部被災した。安全上の問題は無かったものの、社会からは原子力発電に対する懸念を再認識させるものとなった。

・福島第一原子力発電所の廃炉作業については、ALPS 処理水の海洋放出が開始され、デブリ取り出し工法が検討されるなど一定の進展が見られるものの、本格的なデブリ取り出しまではまだ時間を要する状態である。

### (3)電力・原子力事業を巡る環境

#### 【RM2017 策定時点】

・電力小売全面自由化に代表される電力事業の競争環境の変化が原子力事業環境に影響を及ぼしている。またメーカーを中心に、国内外の市場状況の変化（海外における原子力事業の変化と国内原子力事業の見通しの不透明感）も踏まえ、海外展開が検討されている。

#### (RM2017 策定以後の変化)

・玄海、大飯、高浜、美浜での再稼働が進み、40 年超での運転も行われている。また 2023 年 5 月には原子力発電所の 60 年を超えた運転が可能となる、電気事業法および原子炉等規制法の改正が行われた。

・再稼働には至っていないものの、BWR プラントでも新規規制基準適合性審査が進み、柏崎刈羽、東海、女川、島根では設置変更許可の審査に合格している。

・経済産業省で、2019 年より「NEXIP イニシアチブ」の下で革新的な原子力技術開発の支援が進められていると共に、国内の原子力サプライチェーンの維持・強化に向けた取組が進められている。

・東電福島第一原発事故後 13 年超を経た現時点でもなお、新規規制基準に適合し立地地域の理解を得て再稼働に至った原発は 12 基に留まる。稼働する原発が限定的であることや、原子力エネルギー利用をめぐる政策の将来見通しが不透明であることなどを背景に、原子力事業の予見性が低下している。事故以降、既設原発の再稼働に向けた安全対策工事等のニーズはあるものの、国内サプライチェーンの劣化や人材確保が懸念される状況にある。

・2022 年 12 月に「戦略ロードマップ」が改訂され、革新炉開発の技術ロードマップが策定された。

・2023 年 2 月の「GX 実現に向けた基本方針」では安全性の確保を大前提に、新たな安全メカニズムを組み込んだ次世代革新炉の開発・建設に取り組むことが明記された。これを踏

まえ、メーカーと電力が共同で革新軽水炉のコンセプトを確立し、設計を進めていくことが発表された。

・2023年4月に「今後の原子力政策の方向性と行動指針」が策定され、そこには、「再稼働への総力結集」「既設炉の最大限活用」「次世代革新炉の開発・建設」「バックエンドプロセス加速化」「サプライチェーンの維持・強化」「国際的な共通課題への解決への貢献」など、今後の原子力政策の主要な課題や具体的な取り組みが示されている。

・このうち「既設炉の最大限活用」の中で、運転期間（寿命）については利用政策の観点から一定の停止期間についてはカウントから除外することや、理解確保や研究開発の進展、国際基準の動向等も継続評価し、必要に応じた見直し実施を明確化することが示されている。設備利用率の向上に関しても、安全性確保を大前提に運転サイクルの長期化、運転中保全の導入拡大等を検討することが示されている。

・また「次世代革新炉の開発・建設」においては、地域理解を前提に次世代革新炉の開発・建設に取り組むこと、官民のリソースを結集して実効的な開発態勢を整備すること、次世代革新炉の研究開発やそのための人材育成の基礎を構築すること、医療用ラジオアイソトープの国内製造や研究開発の推進すること、などが示されている。

・2024年1月には資源エネルギー庁より、電化の進展やIT向け電力の増加などの産業構造の変化により、経済が停滞すれば電力需要が減る、というこれまでの想定とは異なり、総電力需要は増大する見通しが示されている。

#### (4)我が国を取り巻く国際社会の経済・社会的状況

##### 【RM2017 策定時点】

・近年、中国、東南アジア、インド、中近東、アフリカをはじめとする新興国や、英国、米国等で原子力発電の導入やその計画が検討されている。IAEAによる2030年における原子力発電の見通しは、高位ケースでは2012年比で1.9倍の増加となっている。一方、東電福島第一事故後、ドイツ、イタリアなど原子力発電からの撤退を再確認した国もある。

・原子力利用の拡大は、同時に核拡散のリスクの高まりをもたらし可能性があり、平和利用、核不拡散の重要性はより高まっている。

##### (RM2017 策定以後の変化)

・東電福島第一原発事故後、原子力発電からの撤退や中断を決定又は再確認した国・地域がある一方で、2050年カーボンニュートラル実現等に向けて原子力発電を積極的に活用していこうという国は多数存在する。今後、原子力市場の拡大が見込まれる中で、海外は我が国の高い技術、サプライチェーンに対して大きな期待をしており、我が国として積極的に貢献すべき領域である。

・ロシアによるウクライナにある原子力施設等への攻撃により、軍事的脅威に対する原子力施設等の安全性確保の必要性に対する認識が、テロ対策等核セキュリティの確保及び保障措置の実施の必要性に対する認識が高まっている。また、ロシアによるウクライナ侵略後の



脱ロシアをめぐる世界的な動きは、これまでロシアが大きく関わってきた原発建設やウラン濃縮等、世界的な原子力のサプライチェーンにも影響を及ぼす可能性がある。

・米国では濃縮度 5wt%超～20wt%未満のウラン燃料 (High-Assay Low Enriched Uranium : HALEU) の検討や規制側の審査が、事故耐性燃料 (ATF) や燃料高燃焼度化の検討と併せて着々と進んでおり、ロシアに依存しないウラン供給網の確立が米国エネルギー省 (DOE) のリーダーシップのもと強力で推進されている。

・地球温暖化対策、脱炭素の実現を目的として、米国エネルギー省 (DOE) は革新炉開発プログラム (ARDP=Advanced Reactor Demonstration Program) を立ち上げ、革新炉の実用化に向けた国を挙げての研究開発を進めている。革新炉が HALEU を採用する理由について DOE は、炉心の小型化、長期運転の実現、使用済燃料の削減、燃料の効率向上、などに HALEU が有効であるためとしている。革新炉向けの HALEU 供給の議論と並行して、既存軽水炉での HALEU (この場合は濃縮度 5wt%超～10wt%未満) の実用化を目指した動きも加速している。2020 年代半ばまでに既設原子炉へ導入することを目指し、官民あげて ATF の準備が進められている。イギリスやフランスもこの動きに追随し、西側同志国は協力してロシアに依存しないウラン供給網の確立を目指している。我が国としてもエネルギーセキュリティ確保の観点から注視していくべき動きである。

・2023 年には米国で約 30 年ぶりとなる新規炉 (AP1000) が稼働した。

・近年深刻さを増す地球規模の気候危機を緩和するため、環境持続性に貢献する経済活動に選択的に投資しようとする動きが拡大している。このとき、当該活動が環境持続性に貢献するか否か、即ちグリーンか否かを客観的に判定する基準として、欧州委員会は「EU タクソノミー」(以下、タクソノミー) を定め、2022 年 7 月に原子力を含めることを決定した。タクソノミーはグリーンな事業への金融資本の集約を促す仕組みとして極めて重要な意味を持つため、ここに原子力が含まれた意義は大きい。ただし、原子力は将来の脱炭素を実現するまでの移行措置と位置付けられており、放射性廃棄物処分場の建設計画、資金、場所を示し 2050 年までに運用開始することや、事故耐性燃料 (ATF) など最近の技術開発を考慮し 2025 年以降はこれを利用すること、使用済燃料の再処理・再利用や燃料増殖による廃棄物低減の潜在能力を考慮し第 4 世代原子炉 (高速炉) の技術基準を設定すること、などが条件とされている。

#### (5)地球温暖化への対応

##### 【RM2017 策定時点】

・地球温暖化のリスクは人類共通かつ最大の課題との認識が定着しつつある中、2015 年 7 月に、温室効果ガスの排出削減目標を 2030 年度に 2013 年度比 26%減(2005 年度比 25.4%)とする「日本の約束草案」を地球温暖化対策推進本部にて決定し、同年 12 月には「パリ協定」が採択された。

(RM2017 策定以後の変化)

・2020年10月の首相による2050年カーボンニュートラル宣言、さらに2021年4月には、2030年度での46%削減、また更に50%の高みを目指して挑戦を続けるとする新たな削減目標が表明された。

#### (6) その他

(RM2017策定以後の変化)

・原子力の利用に関しては、発電等のエネルギー分野に加えて、放射線やラジオアイソトープの利用が工業や医療、農業等の様々な分野において国内外で着実に進んでおり、特に近年では、医療用を中心に、その利用拡大の期待が高まっている。また、欧米を中心とした各国において、医療用を中心としたラジオアイソトープの製造や研究をめぐる動きが活性化している。

・我が国においては、医療用のラジオアイソトープの多くを輸入に依存している現状を鑑み、「医療用等ラジオアイソトープ製造・利用推進アクションプラン」が2022年5月に原子力委員会によって取りまとめられた。ここでは経済安全保障の観点も踏まえ、医療用ラジオアイソトープの中でも特に重要なものを「重要ラジオアイソトープ」と位置付け、これらの国産化等を実現するために、試験研究炉や加速器を用いた製造やラジオアイソトープを用いた医薬品等について、研究開発から実用化、普及に至るまでの取組を順次一体的に推進する方策を示している。

・令和2年度から文科省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業が見直され、全国大で大学・高専・研究機関・産業界が連携してコンソーシアム(未来社会に向けた先進的原子力教育コンソーシアム、Advanced Nuclear Education Consortium for the Future Society, ANEC)を構築し、原子力人材育成に取り組んでいる。ANECでは、近畿大学原子炉を用いた実験的な炉物理人材の育成に取り組むとともに、炉物理実験及び炉物理理論に関するオープン教材を作成している。

## 2.2 炉物理分野の Vision と Mission

炉物理の将来のあるべき姿、またその実現のために何をすべきかを考える上で基礎となる、炉物理の Vision（果たすべき役割・目的）と Mission（Vision を達成するために行うべきこと）が RM2017 で作成されている。これは炉物理部会の基本方針の位置づけとなるものであり、RM2017 策定以後における原子力を取り巻く環境変化を踏まえても大きく変化することは無い。ここでは RM2017 で示された炉物理の Vision と Mission を、補足と共に再掲する。

### 炉物理の Vision

原子核分裂反応を主とした中性子と原子核の相互作用を中核とする学術分野において、原子力システムで発生する様々な物理現象を深く理解し、安全に制御することにより、人類社会の健全かつ持続的な発展に寄与する。

### 炉物理の Mission

- [1] 人類社会に対する核燃料物質の資源価値を最大化し、客観的な指標とともに人類社会にとって最善な原子力利用のあり方を提示する。
- [2] 安全性の向上を最優先とすることを前提に、原子力利用のライフサイクルを通じたエネルギー安全保障性・環境調和性・経済性を向上させる利用方法を追求する。
- [3] 原子力システムで生じるマイクロレベルからマクロレベルに至る様々な物理現象を対象とし、その理解の精度を高める。
- [4] 原子炉が原子炉たる理由を説明できる唯一の学術分野であることを念頭に、学術及び技術分野としての炉物理を発展させながら後世に引き継いでいく。
- [5] 人類社会にとって有益な原子核反応の活用方法を追及する。

=====  
以下は、上記の Vision と Mission に関するいくつかの補足である。

・ Vision 及び Mission[3]に記載されている「物理現象」には、熱水力挙動や燃料の機械的挙動など、従来の炉物理の範疇の外にあるものも含んでいる。

・ Mission[1]の「客観的な指標」は、具体的には「社会の立場に立って、社会に対して責任を持って発信できる情報」と考える。

・ Mission[5]については、「原子力エネルギー利用を中核としつつも炉物理の裾野を広げるという意味でその対象範囲を拡張する」とも言い換えられる。

### 第3章 RM2024

RM2024 策定ではまず 2023 年 7 月に事前会合を開催し、RM2017 改訂当時の進め方や中心となった議論の確認を行った。その後 2023 年 10 月に炉物理ロードマップ検討 WG の第 1 回全体会合を開催、RM2024 策定に係る方針を議論・決定した。2023 年 11 月から各サブ WG（①施設基盤、②人材基盤、③技術基盤）にて本格的な作業を開始、メールベースでの議論に加え、施設基盤：2 回、人材基盤：1 回、技術基盤：3 回の Web 会議を開催、改定案の取りまとめを行った。2024 年 3 月に炉物理ロードマップ検討 WG の第 2 回全体会合を開催、各サブ WG で取りまとめた改定案の確認・議論を行い、ドラフト版として取りまとめた。また、原子力学会春の年会の炉物理部会企画セッションにおいて、RM2024 の改訂案が紹介され、その内容について議論・意見交換を行ったのち、最終的に RM2024 を発行した。

#### 3.1 RM2024 の概要

RM2024 では、原子力規制の制度等への炉物理部会としての関与は、炉物理分野の技術を通して間接的に行われると考え、RM2017 における 4 つの大分類（制度基盤・人材基盤・施設基盤・技術基盤）における制度基盤を技術基盤に取り込む形で統合し、3 つの大分類（人材基盤・技術基盤・施設基盤）としている。それらの大分類が中分類・小分類に区分される構造は RM2017 と同様である。表 3.1.1 から表 3.1.3 に RM2024 の中分類・小分類を大分類ごとにまとめたものを示す。詳細は大分類ごとに 3.2 節から 3.4 節に示す。

表 3.1.1 RM2024 の概要一覧（人材基盤）

中分類	小分類
[1-1] 素養の提示	[1-1-1] 炉物理を専門とする人材に対する必要な知識・教育の提示
[1-2] 初等教育・専門教育	[1-2-1] 炉物理の基礎学習のための導入的な教材の整備・改訂
	[1-2-2] 原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発
	[1-2-3] 臨界安全を学ぶための教材の開発
	[1-2-4] 炉物理教材に関するデータベースの整備
	[1-2-5] 炉物理講義システムの構築
	[1-2-6] 炉物理の様々な話題に関する教育機会の提供
[1-3] 技術継承	[1-3-1] コード開発・整備分野における技術継承
	[1-3-2] 炉物理実験分野における技術継承
	[1-3-3] 原子炉設計に関する設計思想・技術の継承
[1-4] 機関・分野横断的な活動	[1-4-1] 炉物理分野における機関横断的な人材育成環境の整備
	[1-4-2] 核データ・放射線工学・熱水力・材料基盤等の他分野と連携した分野横断的な人材育成
[1-5] 国際的活動の推進	[1-5-1] 国際的に活躍する若手研究者育成のための海外研究交流の支援
[1-6] 炉物理実験施設の利用・提案	[1-6-1] 人材育成のための既存の研究炉・関連施設の活用推進・活用ニーズの発信

表 3.1.2 RM2024 の概要一覧（技術基盤）

中分類	小分類
[2-1] 解析技術	[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術
	[2-1-2] 不確かさ評価技術
	[2-1-3] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術
	[2-1-4] インベントリ評価技術
	[2-1-5] 放射化評価技術
	[2-1-6] 遮蔽評価技術
	[2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法
	[2-1-8] 炉心解析技術
	[2-1-9] 炉心監視・運転支援技術
	[2-1-10] 不定形体系や局所現象の解析手法
	[2-1-11] 臨界事故評価手法
	[2-1-12] 臨界管理技術
[2-2] 実験技術	[2-2-1] 現有施設を活用した実験データ取得及び測定技術開発
	[2-2-2] 未臨界度の絶対測定手法
	[2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充
	[2-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充
	[2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案
	[2-2-6] 核セキュリティ対策
[2-3] データベース	[2-3-1] 核設計コードの標準ベンチマーク問題の整備
	[2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック
	[2-3-3] 公開炉物理コードシステム・核データ処理コードの開発
	[2-3-4] マイナーアクチニドや長寿命核種などを対象とした核データ測定及び臨界実験の拡充
[2-4] 将来的なニーズを満たす原子炉に関する技術	[2-4-1] 核変換
	[2-4-2] 次世代革新炉の開発
	[2-4-3] トリウムサイクル
	[2-4-4] 高速炉サイクル
	[2-4-5] 医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源

表 3.1.3 RM2024 の概要一覧（施設基盤）

中分類	小分類
[3-1] 臨界実験装置の維持・機能強化、既許可の見直し	[3-1-1] 臨界実験装置、及び同装置での測定技術の維持
	[3-1-2] 臨界実験装置で模擬できる臨界実験条件及び未臨界状態の範囲拡大
	[3-1-3] 競争力維持のための施設の運用および機能向上、規制の在り方の見直し
[3-2] 研究炉・実験炉の維持・機能強化及び新設	[3-2-1] 研究炉・実験炉の維持・機能強化及び新設
[3-3] 原子炉以外の設備の維持・機能強化及び新設	[3-3-1] ホットラボの維持・機能強化及び新設
	[3-3-2] 加速器施設の維持・機能強化及び新設

### 3.2 人材基盤

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[1-1] 素養の提示	[1-1-1] 炉物理を専門とする人材に対する必要な知識・教育の提示	2023年11月に発表された日本原子力学会 原子力アゴラ調査専門委員会 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会 中間報告書では、炉物理や炉設計、サイクル分野における人材の空洞化が指摘されており、炉物理人材の継続的な育成は喫緊の課題である。一方で、原子力工学は炉物理以外の分野も含む総合工学に基づいていることから、炉物理の知識やスキルのみでは原子力安全は達成できないことを認識し、原子力工学全体を俯瞰する能力が重要であることを示す必要がある。 以上を踏まえ、炉物理を専門とする原子力人材に対して、炉物理の専門的な知識およびスキルに加えて、原子力全体を俯瞰するうえで必要となる基礎的な知識を提示する。ここでの基礎的な知識としては、総合工学である原子力として安全の観点から身につけておくべき工学的知識や原子力関連法規に関する知識、原子力に携わる者としての心構えについても含まれる。 教育の提示については、人材育成事業や部会活動等によって開発・整備された教材や、各教育機関・研究機関等で保有する教材等の情報を元にした、教材の紹介ならびに教育プログラムの提示を想定する。	[1-2-5]炉物理講義システムの構築	(重要度)◎ (取り組みの時間スケール)短期 (実施主体)学会・産業界・教育機関の連携
[1-2] 初等教育・専門教育	[1-2-1] 炉物理の基礎学習のための導入的な教材の整備・改訂	これから炉物理を専門とするような初修者や原子力工学の他分野を専門とする人に向けた、原子炉内で発生する様々な物理現象を理解するための平易な教材の提供の重要性を踏まえ、炉物理教科書 初級編・中級編が作成され、炉物理部会HPから公開された。この教科書は大学や原子力関連企業で活用され、教材開発の一定の目標を達成している。 今後は、原子力を取り巻く環境の変化や他分野を含む最新見、利用者のフィードバックを踏まえて、必要に応じて教科書の改訂を検討する。	[1-2-5]炉物理講義システムの構築	(重要度)○ (取り組みの時間スケール)継続 (実施主体)学会・産業界・教育機関の連携 (参考URL) ・炉物理教科書初級編: <a href="https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_each.html">https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_each.html</a> ・炉物理教科書中級編 <a href="https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_aesj.html">https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_aesj.html</a>
	[1-2-2] 原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発	原子炉プラントにおける安全性の確保のためには、原子炉で起こり得る多様かつ複雑な物理現象（マルチフィジックス）を理解できる能力が求められる。原子炉内の核反応物理・熱水力学・材料力学等を関連付けて処理するマルチフィジックスには、それぞれの専用の計算コードを用いると同時に、それらの計算結果を連成した解析を行える計算コードあるいは計算機シミュレータが有効である。マルチフィジックス用の計算機シミュレータなどを取り扱うことにより、必要な技術と専門知識を身に付け、それらを改良・発展する能力を養うことも可能となる。また、原子炉の定常・異常過渡・想定事故・過酷事故の各状況で、原子炉挙動を学習する計算機シミュレータなどのツールを提供・活用することも必要である。また、計算コードを用いた学習のみならず、電卓やスプレッドシートのような基礎的なツールを用いた演習も効果的である。このような教材は既に開発され、演習に用いられている場合もある。 以上を踏まえ、原子炉における核・熱・材料工学等に基づくマルチフィジックスを考慮した、定常・過渡・事故時の原子炉挙動を学習するための教材を開発し、教育現場に提供・共有する。教育環境に関しては、ANECなどで上記の連成計算コード、計算機シミュレータなどのツールの整備が行われ、実習・セミナーの開催に際しては各機関が人材育成に協力・支援することが望ましい。	[1-2-5]炉物理講義システムの構築 [1-4-2]核データ・放射線工学・熱水力・材料基盤等の多分野と連携した分野横断的な人材育成	(重要度)◎ (取り組みの時間スケール)継続 (実施主体)研究機関・産業界・教育機関の連携

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[1-2] 初等教育・専門教育	[1-2-3] 臨界安全を学ぶための教材の開発	核燃料管理は今後の原子力利用の動向に関わらず必要な技術であり、適切な管理に必須となる臨界安全の考え方・技術は炉物理技術者が有しておくべき重要なものである。また、核燃料の安全管理などに携わる人材の育成の観点としても、臨界安全を分かりやすく、系統立てて理解できるようにするための学習ツールを整備することは重要である。 このことから、臨界安全の考え方を学習するための講義と、教育利用可能な解析コード等を用いた実習で構成される学習パッケージツールを整備する。教材の開発については、人材育成事業等の活用が期待される。	[1-2-5]炉物理講義システムの構築	(重要度)◎ (取り組みの時間スケール)短期 (実施主体)研究機関・産業界・教育機関の連携
	[1-2-4] 炉物理教材に関するデータベースの整備	炉物理の教材をホームページ等でデータベース化する。個別の炉物理トピックについて、ワークショップやセミナー実施の際に教材を公開することを前提に取り組みを進める。また、作成された公開の教材の情報は、炉物理部会のHPに集約することを継続する。また、国際原子力人材育成イニシアティブ事業(ANEC)や原子力規制人材育成事業などで作成された教材についても、炉物理に関連するものの情報を収集し、炉物理部会のHPで一元的に管理する。 炉物理は、基礎的な事柄については知識・スキルが共通であるものの、特定の技術分野ではそれぞれの目的に応じた知識・スキルが必要となる。関連教材としては、初学者～専門家向けまで公開のオープンコースウェア、教科書、関連文書などの教材がそろいつつあるが、今後さらに個別のトピックなどについての情報を拡充することが望まれる。	[1-2-5]炉物理講義システムの構築	(重要度)○ (取り組みの時間スケール)継続 (実施主体)教育機関・研究機関 (参考URL) ・炉物理部会 教育資料集ページ: <a href="https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/index.html">https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/index.html</a>
	[1-2-5] 炉物理講義システムの構築	炉物理講義を実施するための教材提供、オープンコースウェアの整備、炉物理を講義できる人材の育成を行う。 炉物理講義システムの構築は、炉物理教育教材(データベース)の作成と表裏一体の項目である。教材自体は整備が進んでおり、また、オープンコースウェアの整備により、炉物理を自学自修出来る環境(炉物理講義システム)は整いつつある。今後、長期的視野に立てば、複数の大学でオンライン講義などにより炉物理講義を共通化するなどの取り組みを検討する必要がある。一方、2023年11月発表の、日本原子力学会 原子力アゴラ調査専門委員会 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会 中間報告書において、炉物理人材の空洞化・人材育成の必要性が述べられており、むしろ炉物理を教育できる人材の育成方法を考えて行くフェーズとなっている。特効薬はないものの、炉物理夏期セミナーなどの機会に体系的な講義を若手世代で実施するなどの取り組みを行っていく必要がある。	[1-1-1]炉物理を専門とする人材に対する必要な知識・教育の提示 [1-2-1]炉物理の基礎学習のための導的な教材の整備・改訂 [1-2-2]原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発 [1-2-3]臨界安全を学ぶための教材の開発 [1-2-4]炉物理教材に関するデータベースの整備	(重要度)○ (取り組みの時間スケール)継続 (実施主体)産業界・教育機関・研究機関の連携
[1-2-6] 炉物理の様々な話題に関する教育機会の提供	炉物理分野における特定の話題・技術分野に関連した、チュートリアルやセミナー等の教育イベントを開催する。 オープンコースウェアやオンライン教材の整備・公開により、炉物理を自学自修出来る環境(炉物理講義システム)は整いつつある。これらの環境に加えて、学会発表・論文等を通して新たな革新的計算手法・実験測定手法等の発表・提案等が行われている。オープンコースウェア・オンライン教材の内容や革新的な発表・提案を効果的に学習するためには有識者の説明を受けて議論を行うことも重要となる。そこで、炉物理分野における特定の話題・技術分野を取り上げた教育イベントを開催することで、過去の手法等との関連や違いに関する理解を深める手助けをすることが可能となるものと考えられる。	[1-2-1]炉物理の基礎学習のための導的な教材の整備・改訂 [1-2-2]原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発 [1-2-3]臨界安全を学ぶための教材の開発	(重要度)○ (取り組みの時間スケール)継続 (実施主体)学会・産業界・教育機関・研究機関の連携	

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[1-3] 技術継承	[1-3-1] コード開発・整備分野における技術継承	<p>炉物理コード開発の技術継承を促進させるため、公開コード開発等に関するプロジェクトの立案と実施を積極的に行う。また、既存コードの情報ならびに各機関が有する解析コード（公開コードの改良版含む）のノウハウを共有することで、少ないリソースで効果的に計算手法の詳細な知識やコード開発・整備技術の継承が可能となるような体系の構築や機会の提供を行う。</p> <p>炉物理コードの開発に携わる国内の人材は過去と比べて減少しており、炉物理コードの開発・整備の技術が失われることが危惧されている。コード開発の技術継承の観点からは、実際にコードを開発することが最良の方法といえ、そのような機会を作り出すことが重要である。例えば米国ではCASLプロジェクトを通して多くの新たなコードが開発され、若手技術者の育成に大きく貢献している。また、米国MITのOpenMC、OpenMOCや、フィンランドVTTのSerpentといったコード開発では、専門家が有する知見の共有、各機関で所有する炉物理コードのオープン化・共通化・標準化、新たなコードの共同開発が実現されている。我が国でも核データ処理コードFRENDY、中性子輸送計算コードGENESIS等において機関横断的な開発が行われるとともに、無償公開が図られている。既存の公開コードに関して言えば、先人の知識・アイデアがソースの中に多く含まれているものの、近年ではそれらの情報が顧みられることも少なく、加えて各機関で独自に行われたコードの改良の情報が共有されることが少ないが、これらの情報を改めて“掘り起こす”ことも技術継承のための一つの手段として考えられる。また、公募事業などを活用し幅広い機関の若手技術者にこのような機会を提供できれば、効果的なコード開発技術の継承を行うことが可能となると考えられる。また、将来的なマルチフィジクスコードへの進展や原子力全体の人材のリソースの有効活用を図るという意味では、他分野コード開発・整備との連携も検討の余地はある。さらに、解析手法の知識を継承することで、計算手法をブラックボックスとして用いることの弊害を減らすことも可能である。</p> <p>コード開発においては、オープン化を図る場合においてもプロジェクトの立案ならびに実施には資金・人的リソースが必要となることから、公募事業等を効果的に活用することが望ましい。また、開発コードに対するV&amp;Vの結果を広く公開することが重要である。</p>	[1-4-1]炉物理分野における機関横断的な人材育成環境の整備	<p>〈重要度〉◎  (取り組みの時間スケール) 継続  (実施主体) 研究機関・教育機関・産業界の連携  (参考URL)  ・原子炉炉心解析手法オンラインセミナー:  <a href="https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/reactor-core-analysis-method">https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/reactor-core-analysis-method</a>  ・中性子輸送計算コードGENESIS:  <a href="https://www.fermi.energy.nagoya-u.ac.jp/GENESIS.html">https://www.fermi.energy.nagoya-u.ac.jp/GENESIS.html</a>  ・核データ処理コードFRENDY:  <a href="https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/program_frendy/">https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/program_frendy/</a></p>



中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[1-3] 技術継承	[1-3-2] 炉物理実験分野における技術継承	<p>各機関が有する炉物理実験施設における実験測定技術等のノウハウに関する文章ならびに教材等を開発し、効果的に炉物理実験の技術継承を行うための環境を整備する。</p> <p>既存の炉物理実験施設は30年以上前に建設されたものが多く、近年廃炉が決定または検討されている施設も少なくない。このような状況を踏まえると、今後ますます炉物理実験施設が縮小し、現在までに培われてきた炉物理実験技術が失われることが危惧される。また、そのような技術が失われれば、例えば今後の新型炉・新型燃料の開発においても実験的な検証が出来ない等の弊害が生まれることが考えられる。</p> <p>現在進行中のANECでは、各地に所在する大型実験施設や原子力施設等を機関横断的に原子力人材育成に活かすための取り組みが行われており、KUCA・近大炉・NSRRにおいて教材を含む炉物理実験実習の整備が進められている。このような原子力人材育成事業等を利用して、各地に所在する炉物理実験施設（廃止決定済み施設も含む）の炉物理実験技術およびデータ等を効果的に次代へ継承するための取り組みが必要である。</p>	[1-4-1]炉物理分野における機関横断的な人材育成環境の整備 [1-6-1]人材育成のための既存の研究炉・関連施設の活用推進・活用ニーズの発信	<p>(重要度)◎ (取り組みの時間スケール) 各施設：短～中期 ANEC：継続 (実施主体)炉物理実験施設（廃止決定済み含む）を保有する前機関（産業界・教育機関・研究機関） (参考URL) ・原子炉実験入門：原子力科学を学ぶ学生のために（近大炉和文テキスト）： <a href="https://repository.kulib.kyoto-u.ac.jp/dspace/handle/2433/275401">https://repository.kulib.kyoto-u.ac.jp/dspace/handle/2433/275401</a> ・Introduction to Nuclear Reactor Experiments（近大炉英文テキスト）： <a href="https://link.springer.com/book/10.1007/978-981-19-6589-0">https://link.springer.com/book/10.1007/978-981-19-6589-0</a> ・原子炉物理実験（KUCA和文テキスト）： <a href="https://repository.kulib.kyoto-u.ac.jp/dspace/handle/2433/285530">https://repository.kulib.kyoto-u.ac.jp/dspace/handle/2433/285530</a> ・Nuclear Reactor Physics Experiments（KUCA英文テキスト）： <a href="https://repository.kulib.kyoto-u.ac.jp/dspace/handle/2433/276400">https://repository.kulib.kyoto-u.ac.jp/dspace/handle/2433/276400</a> ・研究炉炉物理実習オープンコースウェア(NSRR): <a href="https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/research-reactor-physics-practicum">https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/research-reactor-physics-practicum</a></p>
	[1-3-3] 原子炉設計に関する設計思想・技術の継承	<p>過去の原子力開発に関わる社会環境、意思決定基準、具体的なアクション、原子炉の設計思想・哲学等の歴史を理解し、現存の原子炉の設計思想・技術を継承するための教材・教育機会を整備する。</p> <p>現行の原子炉の革新的な改良や新型原子炉の開発、原子炉設計技術の継承のためには、現存の原子力システムが現存するのに至った経緯や歴史的背景、技術的背景を理解することが重要である。安全設計と安全評価についての教材はオープンコースウェアの整備により概ね達成され、今後は原子炉設計の技術継承に資する教育機会の提供が期待される。そのために、過去の原子力開発の歴史、現存の原子力システムの設計思想・哲学に関する教材の作成を行い、教育機会を提供する。</p>		<p>(重要度)○ (取り組みの時間スケール) 中期 (実施主体) 学会・産業界・教育機関・研究機関の連携 (参考URL) ・原子力安全工学オープンコースウェア： <a href="https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/nuclear-safety-engineering">https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/nuclear-safety-engineering</a></p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[1-4] 機関・分野横断的な活動	[1-4-1] 炉物理分野における機関横断的な人材育成環境の整備	2023年11月発表の日本原子力学会 原子力アゴラ調査専門委員会 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会 中間報告書にて、炉物理人材の空洞化や、ホットラボの老朽化が指摘されており、持続的な炉物理人材育成環境の整備には、機関横断的な連携が不可欠である。炉物理実験、原子炉数値解析は炉物理教育において重要であるが、各機関においてはそれぞれ得意分野があり、それぞれの機関の特色を活かした教育インフラの整備が望まれる。特に、実験装置を含めた教育施設や、原子炉解析技術を教えることのできる人材は限られており、これらのリソースを共通の財産として活用する方策が重要である。 以上を踏まえ、各機関が有する解析技術などのソフトウェアおよび実験施設などのハードウェアに関するリソースをピックアップし、それらを組み合わせた機関横断的な教育インフラの整備を行う。教育インフラの整備においては、ANECなどの人材育成に関する枠組みを積極的に活用することが望ましい。 また、炉物理人材の確保の観点から、炉物理以外のバックグラウンドを持つ人材を取り込み、炉物理人材として育成することも重要となるが、そのような人材に対して社会人リカレント教育として炉物理実験を含む炉物理に関する教育についてのリソースを開放するための産業界と教育機関・研究機関との連携が行われることが望ましい。	[1-3-1]コード開発・整備分野における技術継承 [1-3-2]炉物理実験分野における技術継承	(重要度) ○ (取り組みの時間スケール) 中期 (実施主体) 産業界・教育機関・研究機関の連携
	[1-4-2] 核データ・放射線工学・熱水力・材料基盤等の他分野と連携した分野横断的な人材育成	多分野から人材ネットワークを築くため、原子炉を取り巻く物理現象に関して平易に記述した炉物理教科書・初級編を元にした連携の模索や、マルチフィジックスに関する実習・公開セミナーなどの活用によって、原子炉で発生する現象をマルチフィジックス視野で捉えることの出来る人材を育成する。実習・セミナーなどで修得した専門知識・技術を活用し、達成した成果の一部を原子力学会などで発表・情報交換することも期待される。 原子炉において発生する現象は炉物理だけでなく、様々な物理の複合事象である。原子炉で起こる現象を様々な視野で見ることの出来る人材は、原子炉設計のみならず、様々な異常・事故事象のシナリオおよび進展を柔軟に考えることができることが期待され、今後の安全かつ安定した原子力システムの構築のために必要である。そのような人材育成基盤の構築を他分野と連携して行うことが重要である。	[1-2-2]原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発	(重要度) ○ (取り組みの時間スケール) 中期 (実施主体) 研究機関・産業界・教育機関の連携
[1-5] 国際的活動の推進	[1-5-1] 国際的に活躍する若手研究者育成のための海外研究交流の支援	国際的に活躍する炉物理分野の若手研究者の育成のために、海外の研究機関との交流・国際会議での発表等の機会の支援を行う。 新型炉の設計や革新的な技術の開発には、国際的な連携と協力がこれからは更に重要になる。海外研究の金銭的支援により、国際会議での発表や海外の研究機関で研究活動を行う機会を提供することで、若手研究者が国際的に活躍するための基礎を築くことが期待される。また、金銭的支援だけでなく、研究者個人が持つネットワーク等を元にした海外とのネットワークを構築するための支援も重要となる。ANECによる国際研鑽の機会提供に加え、炉物理に関する研究交流の支援を行うことで、炉物理を軸とした国際的な原子力人材育成が期待される。		(重要度) ◎ (取り組みの時間スケール) 継続 (実施主体) 学会・研究機関・教育機関・産業界
[1-6] 炉物理実験施設の利用・提案	[1-6-1] 人材育成のための既存の研究炉・関連施設の活用推進・活用ニーズの発信	炉物理の人材育成に対して、既存の研究炉ならびに各種関連施設を積極的に活用する仕組みを整備するとともに、次世代炉物理研究に向けて既存の炉物理実験施設を有効活用するためのニーズの発信を行う。 炉物理研究者の育成のためには、炉物理実験を通して炉物理を実際に肌で感じ、学習することは大変有意義である。そのため、現在利用可能な研究炉ならびに関連施設の積極的な活用の推進が求められる。しかしながら、既存の炉物理実験施設は30年以上前に建設されたものが多く、廃炉が決定・検討されている施設も多いうえ、既存施設であっても新規制基準対応によって利用可能な炉物理実験体系の柔軟性が失われる事態に見舞われている。そのため、今後の炉物理教育・次世代炉物理研究に対して既存施設を有効的に活用するための、炉物理実験施設に対するニーズならびにニーズを積極的に発信する必要がある。	[1-3-2]炉物理実験分野における技術継承	(重要度) ◎ (取り組みの時間スケール) 短～中期 (実施主体) 炉物理実験施設を活用する教育・研究に携わる全機関

### 3.3 技術基盤

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-1] 解析技術	[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術	<p>炉心設計や安全解析で利用される炉物理技術を抽出し、炉物理的な解析値に対して安全余裕を見込むべきパラメータ、材料や寸法といった製造スペックに反映するべきパラメータ、解析の前提条件に反映するべきパラメータなどに整理し、それぞれの定量化方法を定める。</p> <p>これまで、安全解析に見込む余裕は、対象とする事象に応じて、非現実的ながらも想定される最も厳しい条件による解析結果と通常運転範囲の解析結果の差に基づくもの、製造公差・測定誤差・物性値の不確かさからの伝播誤差によるもの、工学的な観点によるもの等、様々な要因を考慮して保守的に設定されてきた。しかし、安全解析の説明性を向上し、科学的・合理的な観点から原子力安全を実現する上では、これらの内訳を把握し、安全余裕の定量化することが求められる。</p> <p>こうした安全余裕の定量化に当たっては、PWR（Pressurized Water Reactor、加圧水型原子炉）及びBWR（Boiling Water Reactor、沸騰水型原子炉）の実機炉心を含む検証マトリックスやベンチマーク問題の整備・データベース化による安全解析の入力値の不確かさの定量化と最適評価コードと入力値の不確かさを組み合わせた核特性パラメータに対する安全余裕の定量化方法の検討が重要である。</p> <p>また、将来的には個々の不確かさ要因に対して解析結果と真値との差異を定量的に評価し、解析技術の高度化に応じて安全余裕を見直ししていくことが重要である。</p> <p>さらに、こうした安全余裕の定量評価技術の進展や見直しの成果を日本原子力学会標準等の民間規格へ反映し、原子力規制も含めた合意形成に資することによって、継続的な原子力安全の向上に寄与していくことが期待される。</p>	<p>[2-1-2] 不確かさ評価技術</p> <p>[2-1-3] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術</p> <p>[2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法</p> <p>[2-1-8] 炉心解析技術</p> <p>[2-2-2] 未臨界度の絶対測定手法</p> <p>[2-3-1] 核設計コードの標準ベンチマーク問題の整備</p> <p>[2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック</p> <p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	<p>・日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準：2021」では、最適評価コードと入力値の不確かさを組み合わせた評価による安全余裕の定量評価の必要性が示されている。</p> <p>・日本原子力学会技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書：2015」第2分冊では、近年の学会での炉心・燃料分野での取組の成果により、現行軽水型原子炉を対象とした炉心・燃料の安全設計の観点から、評価すべき事象やそのために必要となる核特性パラメータ及びそれらへの要求事項が体系的に整理されている。</p>
	[2-1-2] 不確かさ評価技術	<p>解析コードの信頼性向上や安全余裕の定量化に向けて、炉物理解析の入力となる核データ等の物理量及び炉物理解析から得られる中性子増倍率等の物理量に対し、それぞれの不確かさの定量化技術を確立する。また、個々の物理量の不確かさについて、データ同化技術による見直しの可否、不足している知見を補うための新たな実験の要否等を整理する。</p> <p>現在の原子炉設計では、入力となる個々の物理量の不確かさを評価して対象とする物理量の不確かさを評価するのではなく、保守性や安全余裕を設定することで安全性を担保している。一方、計算機性能の向上や解析手法の高度化に伴い、解析モデルが詳細化し、燃料破損などの安全性評価の判断基準となる物理量の最適評価が可能になっている。そのため、こうした最適評価結果に対して不確かさを評価し、適切かつ合理的な安全余裕を設定することが安全上重要になる。</p> <p>従来は高速炉分野において精力的に研究されてきた核データに起因する不確かさ評価技術が軽水炉分野へ応用されており、近年では核反応断面積だけでなく、熱中性子散乱則、核分裂収率、崩壊分岐比などの不確かさも取り込んだ総合的な評価がなされている。また、データ同化技術を用いて、積分実験データを核データ評価にフィードバックすることについても議論がなされている。その際、革新炉設計に資する新たな臨界実験を国内で実施することが容易でない状況下において、核データ起因の不確かさを効率的に低減するため、データ同化技術で活用する積分実験データとして従来の臨界実験のみに注目するのではなく、未臨界実験や遮蔽実験などを活用することも検討されている。</p> <p>今後は、従来から取り組まれてきた静特性・燃焼特性解析に加えて、動特性解析やマルチフィジックス解析へ適用先を拡大していくことが必要である。ただし、対象とする体系の大型化や核熱結合といった現象の複雑化に伴い、摂動論に基づく解析的手法の適用が困難になるとともに、統計的手法の計算コストの増大が懸念される。炉物理分野において考慮する入力パラメータは膨大であることから、近年研究されている決定論的サンプリングなど、不確かさ評価技術の高効率化についても併せて取り組んでいく必要がある。</p>	<p>[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術</p> <p>[2-1-3] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術</p> <p>[2-1-4] インベントリ評価技術</p> <p>[2-1-5] 放射化評価技術</p> <p>[2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法</p> <p>[2-1-8] 炉心解析技術</p> <p>[2-1-12] 臨界管理技術</p> <p>[2-2-2] 未臨界度の絶対測定手法</p> <p>[2-3-1] 核設計コードの標準ベンチマーク問題の整備</p> <p>[2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック</p> <p>[2-3-3] 公開炉物理コードシステム・核データ処理コードの開発</p> <p>[2-3-4] マイナーアクチノイドや長寿命核種などを対象とした核データ測定及び臨界実験の拡充</p>	<p>・核データ（核反応断面積、核分裂収率、崩壊定数等）、材料や寸法といった製造スペック、解析手法、測定手法や実験手法等に不確かさが含まれる。</p> <p>・不確かさ評価手法としては解析的手法（感度解析手法）と統計的手法（サンプリング法）が研究されている。前者は不確かさの要因分析が容易である一方でマルチフィジックスへの適用が困難であり、後者は計算コストが増大しやすいもののマルチフィジックスへの適用が容易であるなど、それぞれにメリット・デメリットがあるため、目的に応じた適用が期待される。</p> <p>・OECD/NEA/NSCでは軽水炉における不確かさ評価に係る国際ベンチマークプロジェクトが進められており、炉物理解析（静特性・燃焼特性・動特性）だけでなく、マルチフィジックスでの不確かさ評価が目ざされている。</p> <p>・不確かさ評価技術の高度化と併せて、当該技術が広く活用できるよう、解析コードシステムの整備も課題である。例えば、米国ORNL（Oak Ridge National Laboratory、オーク・リッジ国立研究所）が開発したSCALEコードにおいてはTSUNAMIモジュール（感度解析手法）やSAMPLERモジュール（ランダムサンプリング法）が整備されている。国内ではこれらと同等程度の機能を有するものがあるものの、統合的なシステムにはなっていない。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-1] 解析技術	[2-1-3] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術	<p>原子炉システムの安全性の高度化のためには、通常運転・過渡・事故時の挙動を正確に把握し、その結果をシステム設計にフィードバックしていく必要がある。安全余裕の定量化、不確かさ評価技術の高度化のためには、実験的に直接的には検証できない事象を数値シミュレーションで代替する技術が必要である。そこで、通常運転・過渡・事故時における炉内の核・熱・構造・燃料挙動を詳細に模擬するマルチフィジックスシミュレーションを実現する。実験データを補完する詳細なマルチフィジックスシミュレーションは、現行の炉心解析コードの高度化への貢献が期待される。</p> <p>昨今では、米国INL (Idaho National Laboratory、アイダホ国立研究所) のMOOSEフレームワークやJAEA (Japan Atomic Energy Agency、日本原子力研究開発機構) のJAMPANフレームワークなど、モンテカルロ法に基づく中性子輸送計算とCFD (Computational Fluid Dynamics、数値流体力学) 等を用いた詳細熱流動計算を連成し、実験データを補完することが検討されている。このような詳細核熱連成を実現するためには、モンテカルロ法に基づく中性子輸送計算の高速化や過渡・事故解析への適用、詳細熱流動計算での実験相関式を用いない沸騰事象の取り扱いや収束性の向上が重要である。また、実験データの補完のためには、詳細核熱連成だけでなく、構造解析 (炉内構造物の熱応力の評価) や燃料挙動解析 (燃料ふるまいの評価) との高精度な連成方法の開発も今後の課題である。</p> <p>現行の炉心解析で利用されている決定論的手法に基づく中性子輸送計算と熱流動計算の連成の高度化も引き続き重要な研究課題であり、精度向上や計算コスト削減を図っていく必要がある。例えばJAEAのMARBLEコードなど、炉心解析コードの高度化が長年にわたって進められている。</p> <p>これらは中長期の大規模なものとなることが予想され、研究テーマとして炉物理分野における人材育成の観点からも重要である。これらの成果から、過渡・事故時の詳細解析や今まで評価できなかった事象の解析などの実現、炉心設計の安全余裕の低減などが期待できる。また、詳細連成計算コードの開発やその解析結果を既存の炉心解析コードに反映することで、既存の解析コードの精度向上や計算コスト削減などの波及効果が期待される。</p>	<p>[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術</p> <p>[2-1-2] 不確かさ評価技術</p> <p>[2-1-8] 炉心解析技術</p> <p>[2-1-9] 炉心監視・運転支援技術</p> <p>[2-1-11] 臨界事故評価手法</p> <p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	<p>・将来的な研究課題としては、ミクロスケールから炉心解析規模のメゾスケールまでを統一した計算手法で解析できるマルチフィジックスシミュレーションシステムの開発がある。現在は解析体系の規模によって計算手法を変えているが、将来的には計算体系に依存しない統一的な計算手法を適用することが望ましい。</p> <p>・将来的には核・熱・構造・燃料挙動以外の解析との連成も考慮する必要があり、これも視野に入れた開発を行うべきである。核・熱・構造・燃料挙動以外の解析としては、照射場での材料への影響 (照射成長、腐食加速など) や水化学からの影響 (機器の腐食、腐食生成物の移動・放射化・析出など) の解析、<math>\gamma</math>線・反跳陽子・コンプトン反跳電子などの他の粒子を含む核反応の考慮などが考えられる。</p>
	[2-1-4] インベントリ評価技術	<p>核物質の計量管理、原子炉施設等の臨界監視・臨界安全評価、国際約束に基づく保障措置、原子炉を利用した医療用放射性同位体の製造などの観点から、解析による予測精度の向上とその際の不確かさの定量化を通じて、核種インベントリに対して高い信頼性を持つ評価技術を確立する。</p> <p>核反応や放射性壊変に伴い変動する核種インベントリの予測精度を向上させるに当たっては、PIE (Post Irradiation Examination、照射後試験) 等の測定値の収集・比較だけでなく、非破壊測定と解析の融合による信頼性の高い評価技術を代替手段として有することも必要である。核種インベントリの予測精度の向上は、長期間停止後の原子炉炉心の核特性パラメータやシビアアクシデント時の崩壊熱・ソースタームの予測精度の向上、使用済燃料再処理の受け入れ時におけるSRD (Shipper/Receiver Difference、核物質の受払間差異) の低減につながることから、現行の核燃料だけでなく次世代革新炉において想定される5wt%超の高濃縮度化燃料といった新型燃料を対象に、実験/測定と解析の双方の高度化が必要である。</p> <p>核種インベントリの予測精度を向上させるためには、最新の評価済み核データライブラリ (断面積、核分裂収率、崩壊データなど) を利用可能であり、燃焼感度解析も実施可能な燃焼計算コードの開発と公開が求められる。燃焼計算コードや核データの検証・妥当性確認方法の明確化・効率化に向けて、臨界実験解析と同様に、OECD/NEAのSFCOMPO (Spent Fuel Isotopic Composition、核種組成データベースシステム) に収録されているPIEを用いた燃焼計算の入出力の公開データベース化が求められる。また、医療用放射性同位体の国内製造・安定供給に向けて、今後の実証試験データを活用することで製造量の予測精度を向上させることが期待できる。</p> <p>なお、上記の核種インベントリ評価に係る知見は、臨界安全評価における燃焼度クレジットが導入される際の臨界安全設計及び運用管理手順 (計算条件の設定など核種組成評価の考え方、考慮する核種の選定、燃焼計算コードや核データの検証・妥当性確認方法) の明確化に活用されることが期待できる。</p>	<p>[2-1-2] 不確かさ評価技術</p> <p>[2-1-5] 放射化評価技術</p> <p>[2-1-8] 炉心解析技術</p> <p>[2-1-11] 臨界事故評価手法</p> <p>[2-1-12] 臨界管理技術</p> <p>[2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充</p> <p>[2-2-6] 核セキュリティ対策</p> <p>[2-3-1] 核設計コードの標準ベンチマーク問題の整備</p> <p>[2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック</p> <p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p> <p>[2-4-3] トリウムサイクル</p> <p>[2-4-5] 医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源</p>	<p>・PIE等の測定値の利用に当たっては、当該測定値の取得に係る詳細 (化学分離プロセスやその際の残渣の取扱、測定に伴う誤差やその要因など) を十分理解し、測定値が得られるまでのプロセスを「ブラックボックス」として扱わないよう留意する必要がある。</p> <p>・現在公開されている燃焼計算コードとしてはMVP-BURNコードやSWATコードがあるが、これらは燃焼感度解析に対応しておらず、また最新の評価済み核データライブラリも利用できないため、これらに対応した新たな燃焼計算コードが望まれる。</p> <p>・燃焼度クレジットに関する研究は国内では近年実施されておらず、将来世代への技術伝承が危ぶまれる。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-1] 解析技術	[2-1-5] 放射化評価技術	放射線被ばく及び放射性廃棄物低減の観点から放射化評価技術開発を行う。 放射化評価技術高度化のために、正確な中性子輸送計算、詳細な核種生成・変換計算、核データの充実とそれらの検証手法を開発する。放射化評価技術を高度化することにより、核燃料・RI (Radioisotope、放射性同位体) 利用施設における放射線被ばく低減、原子炉・放射線利用施設廃止における放射性廃棄物量の低減が期待できる。近年では、核種生成・変換計算として、CRAM (Chebyshev Rational Approximation Method、チェビシェフ有理近似法) やMMPA (Mini-Max Polynomial Approximation) といった、短半減期核種を含んだ燃焼方程式の効率的な数値解法の開発・実用化が進んだ。JENDL-5のリリースにより中性子反応や崩壊データ、陽子等による核反応などの核データの更新及び拡充が行われた。 中性子輸送計算は、連続エネルギーモンテカルロコードを用いることにより精度が担保されているが、不確かさ評価などに展開していくためには、高速かつ統計誤差フリーな計算手法の開発が必要となる。燃焼計算についてはCRAMやMMPAにより高速に計算が可能となったが、国内で汎用的に使える解析コードが未整備であるため、核種チェーンの生成も含めて整備を進める必要がある。核データについては、JENDL-5の活用事例・検証結果を積み上げていく必要がある。また、放射化評価技術の妥当性確認のための実験データの拡充も必要である。現在、原子炉の廃止措置時に取得したデータを用いたベンチマーク問題の整備が検討されている。	[2-1-2] 不確かさ評価技術 [2-1-4] インベントリ評価技術 [2-1-6] 遮蔽評価技術 [2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック	・原子炉の廃止措置に係る放射化評価においては、腐食生成物が炉内へ移行・放射化し、機器・配管内で沈着するなど水化学や材料学の観点での現象を、炉物理計算と組み合わせる必要がある。
	[2-1-6] 遮蔽評価技術	クリアランス、廃炉作業等の被ばく量低減や遮蔽評価の効率化のため、軽水炉や高速炉で検討されている空間均質化手法やモンテカルロ法に基づく3次元輸送計算の適用等による遮蔽計算技術の高度化、特にストリーミング効果を高精度に評価できる手法開発が望まれる。 空間均質化誤差の縮小や3次元形状の取込等によるストリーミング効果の高精度化は、クリアランスの評価における放射化量予測精度の向上による廃棄物低減、過度な保守性を排除することによる原子炉設計における必要遮蔽厚の低減、廃止措置の合理化等の観点から有用である。	[2-1-5] 放射化評価技術 [2-1-8] 炉心解析技術 [2-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充	・計算機能力の向上により、モンテカルロ法に基づく3次元輸送計算の適用が可能になりつつある。
	[2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法	核燃料の臨界安全において重要となる最大許容増倍率について、最新知見に基づいた継続的な検討及び評価コードの整備を行う。 臨界安全ハンドブック第2版によると、対象系が未臨界であると計算により判定するために用いられる中性子増倍率である「最大許容増倍率」は、臨界になると思われる値 (推定臨界値) を推定する際の誤差を考慮して定めた「推定臨界下限増倍率」 (未臨界であると判断してよいと考えられる中性子増倍率の上限) に安全余裕を考慮して定めることとなっている。しかし、その際に考慮すべき安全余裕の根拠や臨界事故リスクに関する明確な説明や議論が不足している。解析結果のばらつきやベンチマーク実験のバイアスから統計的に不確かさを定義するのではなく、解析手法の不確かさや核データ起因の不確かさ等を個別に積み上げて不確かさを設定する方法の検討も進んでいる。 また、軽水炉燃料集合体等の位置・形状等の変化 (照射に伴う燃料の変形や偏芯、減速条件、誤装荷、燃料落下等) の確率と投入反応度のリスクとして考え、リスクを裾切りできる反応度をもって余裕と見るといった方法や、リスクの量そのもので管理する考え方もあり、使用済燃料の取扱の合理化の観点からは、燃焼度クレジットに関する民間規格の整備と並行して検討していくことが望まれる。	[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術 [2-1-2] 不確かさ評価技術 [2-1-10] 不定形体系や局所現象の解析手法 [2-1-11] 臨界事故評価手法 [2-1-12] 臨界管理技術 [2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案 [2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック [2-3-3] 公開炉物理コードシステム・核データ処理コードの開発	・米国原子力学会標準ANSI/ANS-57.2-1983においては、未臨界評価における余裕を通常は0.05とするが、妥当性が示されれば0.02を限度に余裕を小さく設定することを認めている。 ・推定臨界増倍率については、第44回炉物理夏期セミナー「講義2：不確かさ評価の基礎」に考え方が詳述されている。 ・推定臨界増倍率の評価支援ツールとして、米国のSCALEコードではTSURFERモジュールが、またMCNPコードではWhisperツールがそれぞれ整備されている。

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-1] 解析技術	[2-1-8] 炉心解析技術	<p>従来の炉物理的アプローチの深化や詳細化、計算科学分野といった他分野での有効な研究成果と炉物理的なアプローチの組合せ等により、炉心解析手法の高度化や適用範囲の拡大を図る。</p> <p>炉物理計算の根幹である解析技術の高度化は、原子力システムの安全性及び経済性の向上に総合的に資するものであり、継続的に取り組むべき課題である。具体的には、実効核定数計算機能、中性子輸送計算機能、核種燃焼計算機能、動特性計算機能等に関するモデルの詳細化による解析手法起因の不確かさの低減は、実機炉心の予測精度向上に貢献する可能性があり、安全余裕の増加が期待できる。また、現状では予測精度の観点から大きな安全余裕が確保されている核特性パラメータに対してその安全余裕を定量化することで、合理的な原子炉設計や、柔軟な炉心設計に繋がる可能性がある。</p> <p>一方で、解析モデルの詳細化は計算コストの増加に直結することから、大規模並列計算技術や次元圧縮モデル等の計算科学分野の成果との組合せによる高速化も実用性の観点から重要である。昨今では、機械学習・AI（Artificial Intelligence、人工知能）分野の技術革新も目覚ましく、燃料装荷パターン最適化や運転支援等への応用も考えられる。また、海外や他分野での有益な研究成果も広く情報収集し活用することが期待される。</p>	<p>[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術</p> <p>[2-1-2] 不確かさ評価技術</p> <p>[2-1-3] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術</p> <p>[2-1-4] インベントリ評価技術</p> <p>[2-1-6] 遮蔽評価技術</p> <p>[2-1-9] 炉心監視・運転支援技術</p> <p>[2-1-10] 不定形体系や局所現象の解析手法</p> <p>[2-2-1] 現有施設を活用した実験データ取得及び測定技術開発</p> <p>[2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充</p> <p>[2-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充</p> <p>[2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案</p> <p>[2-3-1] 核設計コードの標準ベンチマーク問題の整備</p> <p>[2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック</p> <p>[2-3-3] 公開炉物理コードシステム・核データ処理コードの開発</p> <p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p> <p>[2-4-4] 高速炉サイクル</p>	<p>・具体的な解析モデルの高度化としては、実機炉心に対して、3次元燃料格子内非均質体系での多群中性子輸送計算や燃料格子単位マイクロ燃焼計算を適用することにより、空間及びエネルギーの均質化といった計算誤差を排除することなどが挙げられる。</p> <p>・次世代革新炉や事故耐性燃料・5wt%超の高濃縮度化燃料といった新型燃料においては、従来よりも複雑な幾何形状、多様な燃料・構造材組成等の解析が必要となる可能性が高いことから、これらを精度良く取り扱うための解析コードの高度化も必要である。</p>
	[2-1-9] 炉心監視・運転支援技術	<p>各種高速計算技術や機械学習・AI（Artificial Intelligence、人工知能）を活用し、炉心監視及び運転支援技術の高度化を図る。</p> <p>我が国における原子力の位置付けはベースロード電源であり、現在、国内の原子炉は定格出力運転を基本として運転されている。一方で、2050年の脱炭素社会の実現に向け今後再生可能エネルギーが拡充されることを踏まえると、原子力と再生可能エネルギーの共存についても十分な考慮が必要である。特に太陽光や風力等、気象条件に伴う発電電力の変動に対して比較的短い時間間隔での追従が要求される可能性があり、炉内の中性子毒物核種の蓄積量や出力分布の歪みの把握等、より詳細な炉心状態の把握が求められる。また、今後開発が期待される次世代革新炉に関してもその設計と並行して、炉内出力分布等に対する測定技術や核特性パラメータの予測・監視技術を開発する必要がある。</p> <p>具体的な研究課題としては、炉心のオンライン燃焼追跡計算の詳細化（燃料棒単位での燃焼追跡）や実機炉心のデジタルツインの開発、機械学習・AIや予測解析を駆使した運転支援技術、次世代革新炉における炉心の測定・監視技術の開発が挙げられる。特にデジタルツインに関しては、炉心解析技術やマルチフィジックスシミュレーション技術の高度化で得られた知見を反映した上で、迅速な負荷追従にも対応できるよう、高速かつ予測精度の高い解析モデルの開発が求められる。</p>	<p>[2-1-3] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術</p> <p>[2-1-8] 炉心解析技術</p> <p>[2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案</p> <p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	<p>・小型モジュール炉に関しては、炉外検出器の応答とシミュレーションを用いた炉内出力分布推定手法も開発されている。</p> <p>・小型モジュール炉に関しては、複数基の集中監視が想定されているものがある。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-1] 解析技術	[2-1-10] 不定形体系や局所現象の解析手法	<p>福島第一原子力発電所における燃料デブリのように性状（形状や組成など）が定まらない燃料が含まれる体系や核燃料サイクル施設等における複数ユニットの結合体系、また大型炉心体系での局所的な現象に対する評価手法の高度化を図る。</p> <p>性状が不確定な体系に対する臨界評価では、実効増倍率の最確値を得ることは困難であり、性状の不確かさを包含する保守的な条件を想定する、又は類似の体系に基づく実効増倍率に性状の不確かさを考慮して評価することが重要である。保守的な条件を推定に当たっては、溶液系などの均質な系に対しては燃料インポートンス平坦化法が挙げられる。一方で、非均質な系に適用可能な評価手法は無く、当該評価手法の開発が課題となっている。性状の不確かさの取扱の観点からは、不定形な形状に対する評価技術として連続エネルギーモンテカルロコードに導入されているSTGM（Statistical Geometry Model、確率論的幾何形状モデル）が挙げられる（ただし、STGMの理論の限界やこれに伴う適用範囲を把握することが求められる）。また、近年では不定形な組成の空間分布に対する評価技術として乱雑化ワイエルシュトラス関数モデルが検討されており、組成分布の乱雑化状態に伴う臨界性の揺らぎが評価可能となっている。</p> <p>局所臨界と全炉心臨界では体系内の中性子束分布の基本モードが大きく変わることから、局所臨界へ近接する体系の臨界監視等に当たっては、その中性子束分布の把握が重要である。</p> <p>核燃料サイクル施設等における複数ユニットの結合体系では、一点炉動特性パラメータを用いた評価の適切性、中性子束分布（基本モード及び高次モード）の把握、臨界監視技術の検討、多点炉動特性解析手法の検討などが課題となっており、これらの解決が重要である。</p>	<p>[2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法</p> <p>[2-1-8] 炉心解析技術</p> <p>[2-1-12] 臨界管理技術</p> <p>[2-2-2] 未臨界度の絶対測定手法</p> <p>[2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案</p>	<p>・軽水体系にSTGMを適用する場合、最近接球分布を用いて燃料球を確率論的に配置することから燃料球分布の粗密と軽水領域の大きさが考慮されず、軽水の塊中で中性子散乱が継続する効果を取り入れることができないため、実効増倍率が過大評価されることが報告されている（JAEA-Research 2018-010）。</p>
	[2-1-11] 臨界事故評価手法	<p>臨界事故に関する評価の考え方、評価項目、評価手法等の高度化を図る。</p> <p>リスクの大きさに応じたグレーデッド・アプローチにつなげていくため、リスク評価手法の適用を念頭に、臨界事故のシナリオの構築、影響度と発生頻度の精査、これらを構成する因子の不確かさの把握、被ばく線量評価などを通して、臨界事故リスクの定量化に向けた検討を行う。</p> <p>また、臨界事故時の動特性計算において空間依存性を考慮することで、事故時の物理現象を解明し、解析手法に起因する不確かさを低減させることが期待できる。</p>	<p>[2-1-3] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術</p> <p>[2-1-4] インベントリ評価技術</p> <p>[2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法</p> <p>[2-1-12] 臨界管理技術</p>	<p>・5wt%超の高濃縮度化燃料といった新型燃料が含まれる体系では、臨界事故シナリオ時の反応度投入量が増加する方向になると予想されるため、従来の保守的な評価ではなく現実的な評価に基づくリスクの把握が求められる。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-1] 解析技術	[2-1-12] 臨界管理技術	<p>原子炉施設における原子力安全の考え方をベースにリスクの大きさに応じたグレーデッド・アプローチに基づく臨界管理技術の開発に取り組む。</p> <p>例えば、福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し時には「技術的に想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策を講じる」といった、ゼロリスクを求める従来の臨界安全の考え方には限界がある。燃料デブリ取出し時のような設計を超えた対象に対しては、未臨界度の絶対測定による臨界監視や核分裂反応によって生成される希ガスをを用いた臨界検知を行い、臨界緩和策による臨界リスクの低減を図る取組が求められている。</p> <p>従来の臨界管理では主に質量管理、形状寸法管理、濃度管理、容積管理及び中性子吸収材管理によって未臨界が担保されている。それぞれの管理の高度化には、評価済核データライブラリや解析手法（中性子輸送計算・燃焼計算やそれらの不確かさ評価）の高精度化と高信頼性が求められる。</p> <p>一方、福島第一原子力発電所の燃料デブリのような対象の臨界管理には臨界検知・監視技術の開発が重要である。</p> <p>臨界検知技術では、クリプトンを用いた希ガスモニタの開発・実用化が福島第一原子力発電所を対象として進んだ。今後は、その信頼性向上のために実績を積むとともに、中性子増倍率推定手法の検証が必要である。</p> <p>また、臨界監視技術では未臨界度の絶対測定手法の実用化に向け、炉雑音法の検討が進んだ。炉雑音法は、即発中性子寿命などの補正値を必要とすることから、当該補正値の評価手法の高精度化とともにその不確かさを評価することが必要となる。あわせて、臨界監視対象が大規模な体系となる場合、一点炉動特性計算手法ではなく、体系の空間依存性を考慮した動特性計算手法に基づく未臨界度評価技術が必要となる。</p>	<p>[2-1-2] 不確かさ評価技術</p> <p>[2-1-4] インベントリ評価技術</p> <p>[2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法</p> <p>[2-1-10] 不定形体系や局所現象の解析手法</p> <p>[2-1-11] 臨界事故評価手法</p> <p>[2-2-2] 未臨界度の絶対測定手法</p> <p>[2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案</p>	



中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-2] 実験技術	[2-2-1] 現有施設を活用した 実験データ取得及び 測定技術開発	<p>現有施設を活用して原子炉施設の事故評価や次世代革新炉の設計に資する実験データを取得するとともに、実験体系の模擬性や測定技術の高度化に資する技術開発に取り組む。</p> <p>臨界実験装置、研究炉などの実験施設は、施設の高経年化、維持管理に係る負荷の増大などのため、STACY更新炉の新設が進められているものの、全体として縮小傾向にある。そのため、現有施設の機能拡張や維持負荷の低い施設の活用により、実験データの蓄積が重要である。例えば、使用済燃料プール、未臨界実験施設、加速器中性子源施設、ホット試験施設などを利用した、使用済燃料の前壊熱測定・非破壊測定・燃料ペレットレベルの測定、ドップラー反応度測定、中性子スペクトル測定などが挙げられる。未臨界実験施設、加速器中性子源施設などで実施可能な炉物理実験を検討し、実機体系との模擬性を考慮して柔軟に運用していくとともに、その際に必要となる新たな実験技術を開発していくことが重要である。</p> <p>実機体系の特性を可能な限り模擬した実験体系を設計するためには、その模擬性を客観的に評価可能な指標の導入が求められる。例えば、燃料棒の仕様や規制上の制約から模擬したい実機体系を実験体系全領域で構成することが困難であり部分的な模擬であったとしても、当該実験データの有効性を客観的に説明可能となることが期待できる。</p> <p>事故時や事故後の炉心状態を正確に把握するために、測定可能な中性子線、<math>\gamma</math>線、放出核種等を活用することが求められており、これらを高精度に測定する技術が必要となる。</p>	<p>[2-1-8] 炉心解析技術</p> <p>[2-2-2] 未臨界度の絶対測定手法</p> <p>[2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充</p> <p>[2-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充</p> <p>[2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案</p> <p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	<p>・近年では代表性因子等に関する研究がなされている。これを活用することで、対象とする事象により即した実験データを取得するための実験計画の策定や実験体系の設計が期待できる。</p>
	[2-2-2] 未臨界度の絶対測定 手法	<p>核燃料を含んだ種々の体系に対して、未臨界度の絶対値を測定する手法を開発する。原子炉起動前などの通常運転で現れる未臨界状態の原子炉に加え、異常時の炉心、使用済燃料プール等の貯蔵施設、加工施設を対象とした未臨界度の絶対測定技術を開発しておくことは、核燃料取扱施設の安全性に対する説明性の向上につながる。</p> <p>また、起動前の原子炉の特性を測定することにより原子炉設計の妥当性を起動前に確認することが可能となるため、臨界後に出力を増やして運転する際、運転員にとって、設計又は計画された操作手順（運転手順）に対する信頼性が増す。しかしながら、未臨界度の絶対測定技術は、現在に至るまで原子炉物理の未解決の問題の一つである。</p> <p>これまで、ADS（Accelerator Driven System、加速器駆動システム）等では、未臨界炉心の炉物理理論の検討とともに、相補的に未臨界度測定手法の開発が必要であったことから、従前から測定手法の研究が続けられている。特に、2011年以降は、福島第一原子力発電所事故の燃料デブリのように分布形状が不定の核燃料に対する未臨界度評価が必要になり、炉雑音法の検討が進んでいる。</p> <p>未臨界度測定法には実測可能量である炉雑音、中性子計数率変化（パルス中性子法、反応度計等）、中性子計数率（中性子源増倍法）があるが、いずれも実効増倍率の導出に「核燃料の組成・分布を仮定した計算」による補正値を要するため、この「補正値」が未臨界度や燃料形状・組成に強く依存しない手法の構築が必要となる。補正値の例として、中性子生成時間（Generation time）をはじめとする動特性パラメータは一点炉近似を前提としており、未臨界条件のような高次モードが強調される体系に対する厳密な計算手法は未開発である。</p> <p>また、臨界条件下であっても、局所的に臨界が発生しうる場合では一点炉近似が成立し難く、どのような臨界体系で計算した動特性パラメータの補正値を用いるべきなのかを整理する必要がある。なお、最近の研究では一点炉動特性パラメータによらない中性子相関の測定法としてPMZBB（Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala）分布を使う手法が提唱されている。また、従来の未臨界度測定は中性子計装のみで実施されてきたが、中性子核反応に付随する<math>\gamma</math>線の実測等で核反応数を定量する手法も研究されている。<math>\gamma</math>線は中性子捕獲反応、核分裂反応、短半減期FP（Fission Products、核分裂生成物）崩壊などを示唆するエネルギースペクトルを持っており、核燃料の組成・分布に対する仮定の妥当性を確認できるため、有用である。</p>	<p>[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術</p> <p>[2-1-2] 不確かさ評価技術</p> <p>[2-1-10] 不定形体系や局所現象の解析手法</p> <p>[2-1-12] 臨界管理技術</p> <p>[2-2-1] 現有施設を活用した実験データ取得及び測定技術開発</p> <p>[2-2-6] 核セキュリティ対策</p>	

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-2] 実験技術	[2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充	<p>崩壊熱測定や、燃料ペレットのPIE (Post Irradiation Examination、照射後試験) から得られる核種組成化学・質量分析・燃焼度分布測定、<math>\gamma</math> スキャン測定、燃料棒反応度測定などのデータを増やす。臨界固有値、制御棒値、ポイド反応度係数、温度反応度係数などは臨界実験で得られるが、これらだけで解析コードの妥当性確認を行うことはできない。しかし、臨界実験以外のデータは測定された件数も少ないことから、これらの拡充が求められている。</p> <p>例えば、崩壊熱データについては、MOX (Mixed Oxide、混合酸化物) 燃料などに対する測定データの拡充が求められている。また、核種組成化学・質量分析や<math>\gamma</math> スキャン測定については、高燃焼度燃料といった従来の測定では取り扱われてこなかった燃料に対して実施することが求められている。国内の実験データという観点では、燃焼度クレジットの導入に向け、ベルギーSCK・CEN (Studiecentrum voor Kernenergie - Centre d'étude de l'Energie Nucléaire、原子力研究センター) のVENUS炉やフランスCEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives、原子力・代替エネルギー庁) のMINERVE炉で実施されたような使用済み燃料反応度測定試験 (ドップラー測定試験やマイナーアクチニド断面積測定試験) をSTACY更新炉でも実施できるようにすることが求められる。また、ホットセル施設での燃料ペレットを使った実験は<math>\gamma</math>線又は中性子測定に限られてきているが、プルトニウムスポットの燃焼変化を<math>\alpha</math>線サーベイで確認する、燃料ペレットを昇温して中性子源と組み合わせて透過・捕獲・散乱事象を計測するなど、核計算の妥当性確認につながる測定データが得られる可能性がある。</p> <p>国外の燃焼度クレジット導入では、原子炉のサイクル運転終了時に制御棒挿入パターンを変えて臨界を確認し、これをもって燃焼度を確認しているケースもあり、当該データを公開・整備することも解析コードの妥当性確認の観点からは重要である。</p> <p>なお、臨界実験が行える施設の減少や自由度の低下により、従来は臨界実験で妥当性確認が行われていたものが、未臨界体系での実験やPNDA (Pulse Neutron Die-Away、非増倍体系にバルス中性子を打ち込みその減衰定数を測定する) 実験などで代替されることへの重要性も高まっている。</p>	<p>[2-1-4] インベントリ評価技術 [2-1-8] 炉心解析技術 [2-2-1] 現有施設を活用した実験データ取得及び測定技術開発 [2-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充 [2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案 [2-3-4] マイナーアクチニドや長寿命核種などを対象とした核データ測定及び臨界実験の拡充 [2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	<p>・試験結果の比較においては、出てきた測定値を単純に計算値と比較するのではなく、測定原理や手順、これらに起因する誤差など、測定法についての深い理解が必要である。また、測定技術の進展もフォローすべきである。</p> <p>・実験データの取得・拡充に当たっては広く国内外に目を向け、国内で取得すべきもの、海外から入手可能なもの、国際協力にて取得すべきものなど、限られたリソース (予算、人材及び施設) を用いて戦略的に取得・拡充を目指すべきである。</p> <p>・例えば、海外での最近のPIEの取得例では、StudsvikのLAGERプロジェクトやSCK・CENのREGALプロジェクトなどがある。また、OECD/NEA/WPNCsでは使用済燃料の崩壊熱に関するブラインドベンチマークが実施されている。スウェーデンSKB (Svensk Kärnbränslehantering、スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社) の使用済燃料集中中間貯蔵施設Clab (Central Interim Storage for Spent Nuclear Fuel) では使用済燃料の崩壊熱が測定されている。</p> <p>・STACY更新炉を用いた使用済燃料反応度測定試験では、照射履歴の情報が明確な使用済燃料試料が必要となるため、産業界の協力 (例えば電力会社や燃料メーカーからのデータ開示) が不可欠である。</p>
	[2-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充	<p>模擬性評価技術の高度化、従来の臨界実験データ及び今まで利用されていなかった臨界実験データの有効活用を図る。あわせて、臨界実験以外の既存のデータの活用も進める。</p> <p>臨界実験装置や研究炉などの実験施設の拡充の重要性が叫ばれる一方、施設の維持管理・規制対応の負荷の増大から、実験施設の拡充は現実的には困難である。そこで、模擬性評価技術の高度化、実験データの見直しによる従来の実験データの再活用、原子力発電所や使用済燃料プールの測定データの活用など、今まで利用されていなかったデータの有効活用を進めることで、新たな実験をすることなく、解析コードの妥当性確認に有益なデータを得られることが期待できる。</p> <p>また、臨界実験以外の新規の実験データの活用も重要である。例えば、未臨界実験で測定される即発中性子減衰定数<math>\alpha</math>、指数実験法に現れる<math>\gamma</math>固有値問題の固有値、未臨界状態における中性子計数率などの核特性パラメータや中性子反応起因の<math>\gamma</math>線測定データを活用した解析コードの妥当性確認手法を開発し、実効増倍率以外の計算結果についての妥当性確認を充実させることは、解析コードの信頼性向上に大きく寄与する。さらに、炉物理実験以外の実験データ (例えば、遮蔽実験データ) を炉心核特性の予測に活用されることが望まれる。</p>	<p>[2-1-6] 遮蔽評価技術 [2-1-8] 炉心解析技術 [2-2-1] 現有施設を活用した実験データ取得及び測定技術開発 [2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充 [2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案 [2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	<p>・国外では、使用済燃料に対して崩壊熱測定・Passive <math>\gamma</math>測定、バルス中性子源を用いた中性子減衰定数測定、自己問いかけ型中性子共鳴吸収密度測定等が行われている事例がある。これらは、中性子輸送計算や燃焼計算の妥当性確認に利用できる可能性がある。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-2] 実験技術	[2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討し てこなかった体系に 関する新たな実験の 提案	<p>福島第一原子力発電所における燃料デブリのような多孔性の核物質の臨界評価の観点から、気泡の発生と離脱、孔内の水-燃料の置換等の現象を理解し、その影響を評価するために有効な模擬実験の検討が求められる。燃料デブリが臨界になった際の挙動では、気泡の発生と離脱が最大出力と全核分裂数に影響する。また、臨界による影響緩和にホウ酸水が使用された際の孔内の水-ホウ酸水の置換時間が負の反応度の投入にかかる時間や全核分裂数に影響する。一方で、これらの観点からの実験はこれまでに計画されていない。</p> <p>また、弱結合体系の臨界評価を目的とした実験の検討も求められる。燃料デブリのように臨界量に近い核燃料が複数の領域に分布し、領域間の中性子の結合が軽水の中性子吸収によって弱められているような状態での臨界評価や臨界近接監視が重要である。弱結合体系の臨界評価に係る技術や知見は、大型炉心での局所的な臨界、核燃料保管施設における複数ユニット体系の臨界評価にも活用できることから、引き続き研究の進展が期待される。</p> <p>その他、GX (Green Transformation) 政策を踏まえた原子力利用の動向に鑑みると、次世代革新炉設計、医療用RI (Radioisotope、放射性同位体) 製造、宇宙応用などの観点からは、従前の原子炉設計等とは異なる核種に対する核データのニーズが高まることが想定される。このような核データの検証に必要な実験体系についても新たに提案していく必要がある。</p> <p>なお、上記の実験に際しては、中性子線・γ線の測定やそのエネルギースペクトル評価についても新たな取組が求められる。</p> <p>具体的には、弱結合体系の中性子相関測定に使う検出器に着目すると、水素で中性子が減速する体系では中性子世代時間が数10μ秒であることにに対し、従前の比例計数管は時間分解能が0.5~2μ秒の検出器であり、分解能に難点があった。最近の米国では、高速中性子束体系で時間分解能1n秒未満の測定を実現しており、今後は中性子相関についてもより高時間分解能での実験が可能となる。また、高時間分解能の中性子検出器にγ線検出器を併用し、核反応が同定できることが期待される。</p> <p>また、臨界体系の原子炉における中性子スペクトルは、軽水炉で1meVから10MeVまでの広範なものであるが、炉内中性子スペクトルや核反応を起こす中性子のスペクトルの測定はエネルギー感度の異なる放射化箔を用いる手法しかなく、解析に対する妥当性確認は道半ばである。放射化箔の種類を効率的に増やすことや、中性子吸収エネルギーの違いで捕獲γ線スペクトルが異なることを利用した測定の適用が必要である。</p>	<p>[2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法</p> <p>[2-1-8] 炉心解析技術</p> <p>[2-1-9] 炉心監視・運転支援技術</p> <p>[2-1-10] 不定形体系や局所現象の解析手法</p> <p>[2-1-12] 臨界管理技術</p> <p>[2-2-1] 現有施設を活用した実験データ取得及び測定技術開発</p> <p>[2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充</p> <p>[2-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充</p> <p>[2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック</p> <p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p> <p>[2-4-5] 医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源</p>	<p>・新たに提案する実験を既存の実験施設・設備にて実施するために新たな設備の導入を要する場合、当該設備の導入に当たって、予算の確保や許認可の取得が必要になる場合がある。実験データの取得までに要する期間に鑑みて、実験計画やそのために必要な設備導入スケジュールの策定が求められる。</p> <p>・燃料デブリの臨界近接監視技術の適用性確認を目的とした実験研究が、IRID (International Research Institute for Nuclear Decommissioning、国際廃炉研究開発機構) によってKUCA (Kyoto University Critical Assembly) で行われた。</p> <p>・米国では、高速炉体系において、Rossi-α測定等が行われ、核分裂直後の中性子を時間分解能数100p秒で測定できるシンチレータを使った測定が試みられており、またγ線を使った炉雑音測定も試みられている。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-2] 実験技術	[2-2-6] 核セキュリティ対策	<p>核セキュリティ技術の開発のため、新しい測定手法と測定技術の開発が必要である。また、RI (Radioisotope、放射性同位体) や核物質を抱える施設は、今後の核セキュリティ関連の規制強化対策として、ソフト・ハード両面の整備が不可欠である。核関連施設からの核物質の不法な移転やテロ・紛争の発生を受け、核物質だけでなくその他の放射性物質の防護を含めた核セキュリティの強化に対して国際的にも高い関心が払われている。我が国としても、国際社会の一員として、国内の核セキュリティの強化に加え、国際貢献にも取り組む必要がある。核セキュリティの強化は、今後の原子力の発展と継続のために必要不可欠であり、安全対策及び高経済化とともに進めていくことが求められている。</p> <p>核セキュリティ技術の開発には、放射線計測分野とともに、炉物理分野で得られた経験と技術が応用可能である。例えば核セキュリティ技術における核物質の探知では、これまで炉物理が対象としていなかった深い未臨界状態の核物質も測定対象とするため、測定手法の開発や測定技術の高度化が必要である。当該内容について炉物理が貢献できる研究として、核分裂連鎖反応に着目することが有効である。近年では、臨界炉心の中性子や光核反応を用いた遅発γ線分光による核種組成比の同定が研究されている。</p> <p>また、核燃料においては炉型・燃料組成の違いによる核鑑識技術のデータベース整備に対して炉物理分野で培われた炉心管理システムからの貢献が有効であると言える。炉心管理システムでは、原子炉運転情報や燃料集合体の配置履歴を管理しているため、集合体ごとに詳細な核種組成を核鑑識データベースへ供与できるといえる。また、近年ではSMR (Small Modular Reactor、小型モジュール炉) 開発が加速し、その多くでHALEU (High-Assay Low-Enriched Uranium、高位低濃縮ウラン) の使用が検討されている。</p> <p>核セキュリティ技術分野で開発された技術は、炉物理分野へのフィードバックも可能であると考えられる。高精度な核種組成の同定技術の開発や中性子同時計数技術の高度化により未臨界度測定等の炉物理分野への貢献が期待できる。</p>	<p>[2-1-4] インベントリ評価技術 [2-2-2] 未臨界度の絶対測定手法 [2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-3] データ ベース	[2-3-1] 核設計コードの標準 ベンチマーク問題の 整備	<p>核計算コード（核データを含む）の信頼性評価に利用できるベンチマーク問題を整備し、標準的なV&amp;V（Verification and Validation、検証及び妥当性確認）手法の確立を目指す。</p> <p>核計算コードの適用性及び信頼性を示す上では、適用対象の炉型、設備等の特徴を捉えた各種ベンチマーク問題を用いた検証及び適用対象の炉系に類似した臨界実験や同型炉心の運転実績データ等を用いた妥当性確認が必要不可欠である。特に、新たに開発された解析コードのV&amp;Vや、次世代革新炉への適用性評価を実施する上では、対象炉心における物理現象を解析コードが正しく解析でき、その結果が実現象とも合致することを客観的に示すことが重要であり、説明性の高いベンチマーク問題の選定・拡充が求められる。</p> <p>解析コードに対する個別検証・総合検証に有効なベンチマーク問題を収集・標準化し、トピカルレポートにも活用することで、解析コードのV&amp;Vに対する要求事項と対応するベンチマーク問題の関係の明確化も期待できる。</p>	<p>[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術 [2-1-2] 不確かさ評価技術 [2-1-4] インベントリ評価技術 [2-1-8] 炉心解析技術 [2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック [2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	<p>・妥当性確認に用いられる炉物理実験データや照射後試験データについては、OECD/NEAを中心とした国際的な取組として、ICSBEP（International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project、国際臨界安全ベンチマークプロジェクト）、IRPhEP（International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments、国際炉物理実験ベンチマークハンドブック）及びSFCOMPO（Spent Fuel Isotopic Composition、核種組成データベースシステム）が行われており、我が国からもベンチマーク問題が提供されている。これらの貴重な実験データは国際的な財産として、広く共有されるべきであり、今後も提供を継続すべきである。</p> <p>・近年、IRPhEPのBEAVRSベンチマーク問題、OECD/NEA/WPRSのC5G7-TDベンチマーク問題やTVA Watts Bar Unit 1ベンチマーク問題といった炉心規模の新しいベンチマーク問題が提案され、国内外の機関の解析結果が蓄積されている。今後は、次世代革新炉や事故耐性燃料・5wt%超の高濃縮度化燃料といった新型燃料向け及び燃焼・過渡事象向けのベンチマーク問題の整備が望まれる。</p> <p>・V&amp;Vに関する標準としては、炉型ごとのベンチマーク問題や類似体系における実験データだけでなく、参照解の選定基準や参照解と一致することへの判断基準等も明確化するとよい。</p> <p>・炉心解析コードに関しては、米国におけるライセンスングトピカルレポートの承認、最近の国内の規制基準適合性審査での議論や代替炉心の安全性に係る基本検査運用ガイドの策定などに鑑みると、V&amp;Vに対する要求事項と対応するベンチマーク問題の関係が明確になりつつある。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-3] データ ベース	[2-3-2] 核データ評価の高度 化に向けたフィード バック	<p>炉物理分野において核データを活用して得られた知見を、核データ分野と適時共有していくことが、評価済み核データライブラリの高度化ひいては炉物理分野におけるさまざまな解析精度の向上につながる。そのため、核データユーザーの立場から、評価済み核データライブラリの高度化に貢献していかなければならない。</p> <p>国産評価済み核データライブラリJENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library) の継続的な高度化に資するため、OECD/NEAのICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project、国際臨界安全ベンチマークプロジェクト)、IRPhE (International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments、国際炉物理実験ベンチマークハンドブック) の積分実験解析から得られる知見 (JENDLによる解析精度の評価、米国のENDF/B等の他の評価済み核データライブラリの結果との差異の要因となっている核種・核反応断面積・エネルギー領域の特定など) を、核データ評価者と積極的に共有することが必要である。また、検証に用いた入力や計算結果を積極的に公開し、ユーザー間で共有していくことが望ましい。</p> <p>原子炉施設等の安全解析において、過度な保守性を排除し、適切かつ合理的な安全余裕を設定するためには、解析対象となるパラメータの不確かさに支配的な共分散データの拡充・見直しを図られるよう、核データユーザーとしてのニーズを示していくことが必要である。例えば、共分散データを活用した炉物理解析の不確かさ評価やその要因分析を踏まえて新たに拡充が求められる (必要に応じて実験データを取得) 又は高度化が望まれる共分散データを核データ評価者に示すことなどが考えられる。</p> <p>また、次世代革新炉の設計・開発、事故耐性燃料や5wt%超の高濃縮度化燃料といった新型燃料の導入、医療用放射性同位体の製造など、今後、ニーズが示されうる核種・核反応の核データの拡充・見直しを行うことも必要である。</p> <p>最新の研究開発動向に鑑みれば、今後の評価済み核データライブラリには、機械学習・AIやデータ同化技術を用いた核データの自動評価・修正や、トータルモンテカルロ法のような核データ評価から中性子輸送計算までを一貫通貫に行うことが求められるであろう。これらの実現のためには、炉物理分野と核データ分野の一層の連携が必須であり、炉物理分野としては臨界実験解析の入力データの整備やその解析結果の自動編集、自動的な断面積ファイル作成などの取組を進めていくことが必要である。</p>	<p>[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術 [2-1-2] 不確かさ評価技術 [2-1-4] インベントリ評価技術 [2-1-5] 放射化評価技術 [2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法 [2-1-8] 炉心解析技術 [2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案 [2-3-1] 核設計コードの標準ベンチマーク問題の整備 [2-3-3] 公開炉物理コードシステム・核データ処理コードの開発 [2-3-4] マイナーアクチニドや長寿命核種などを対象とした核データ測定及び臨界実験の拡充 [2-4-2] 次世代革新炉の開発 [2-4-5] 医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源</p>	<p>・日本原子力学会シグマ調査専門委員会、日本原子力学会核データ部会、日本原子力研究開発機構JENDL委員会 (専門部会やワーキンググループを含む) 等において、核データユーザーの立場から、整備・改訂のニーズの表明、解析結果 (他の評価済み核データライブラリとの比較を含む) やその原因となる核データの共有などを積極的に行うことが求められる。具体的には、JENDL委員会JENDL開発検討小委員会の報告書 (JAEA-Review 2014-046) のように、核データユーザーとして今後のJENDLに対するニーズや課題 (例えば、GX (Green Transformation) 政策を踏まえた次世代革新炉設計に資するものなど) を抽出していくことが挙げられる。</p> <p>・JENDL-5の妥当性確認に係る論文で用いたICSBEPの臨界実験 (770ケース) に対するMVPコードの入力データは、JAEA-Data/Code 2023-004の付録として公開されている。今後は、IRPhEやSFCOMPO (Spent Fuel Isotopic Composition、核種組成データベースシステム) に対する入力データの整備・公開が期待される。</p> <p>・共分散データについて、JENDLはアクチニド核種を中心に拡充が図られているものの、核分裂生成核種に関してはENDF/B等に比べて圧倒的に少ない。</p> <p>・例えば、次世代革新炉については事故耐性燃料の被覆管といった従前の軽水炉では使用されていない材料中の核種に対して、5wt%超の高濃縮度化燃料については新型の可燃性毒物核種に対して、医療用放射性同位体については炉内に装荷する同位体から目標となる同位体までの壊変経路の核種に対して、核データ評価及び既存の核データの改良のニーズが見込まれる。</p> <p>・実機データなど核データや炉物理解析手法以外の不確かさの影響が大きいものの利用に当たっては、利用することの是非を議論することも必要である。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-3] データ ベース	[2-3-3] 公開炉物理コードシ ステム・核データ処 理コードの開発	国内の技術水準を維持・高度化していくため、公開の解析コードを開発・整備し、最新の知見を継続的に反映していく。これは、諸外国の輸出規制の影響の排除による安定的な解析コード環境の構築や、次世代の解析コード開発者の育成への貢献の観点からも重要である。 核計算コードとしては、参照解や核データの検証に用いられる連続エネルギーモンテカルロコードと、炉心解析などに用いられる決定論的手法に基づく解析コードがあり、双方の維持・発展が必要である。しかし、連続エネルギーモンテカルロコードは継続的な整備が進む一方、決定論的手法に基づく解析コードの整備はやや停滞しており、最新知見の反映が望まれる。 また、燃焼計算コードの整備も重要である。現在公開され広く用いられている燃焼計算コードでは、最新の核データライブラリの崩壊データや核分裂収率などを考慮することができない。これらのデータが考慮できるように新しい燃焼計算コードの開発や既存コードの改訂が求められる。 核データ処理コードについては、FRENDYコードがJAEAにおいて開発されているが、NJOYコードに代わるものとなるには、KERMA (Kinetic Energy Release in Matter、カーマ) 因子やDPA (Displacement per Atom、材料照射損傷) 断面積の計算、共分散データの処理などの機能を追加する必要がある。 また、これらの解析コードを統合した公開コードシステムが必要である。これには、安全解析に標準的に利用可能な米国ORNL (Oak Ridge National Laboratory、オーク・リッジ国立研究所) が開発したSCALEコードと同等の機能 (集合体核定数作成、炉心計算、燃焼計算/崩壊熱評価、感度解析、不確かさ評価など) が求められる。	[2-1-2] 不確かさ評価技術 [2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法 [2-1-8] 炉心解析技術 [2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック	
	[2-3-4] マイナーアクチニド や長寿命核種などを 対象とした核データ 測定及び臨界実験の 拡充	高レベル放射性廃棄物の低減や被ばく量の低減のため、マイナーアクチニドや長寿命核種、被ばく評価上重要な核種などの核データ測定を拡充させるとともに、測定データの少ない核種を対象とした臨界実験データを増やすことが望まれる。 J-PARC (Japan Proton Accelerator Research Complex、大強度陽子加速器施設) のANNRI (Accurate Neutron Nucleus Reaction Instrument、中性子核反応測定装置) や京都大学複合原子力科学研究所のLINAC (Linear Accelerator、電子線型加速器) などをを用いた断面積データの測定 (微分実験) が行われきており、その成果がJENDL-5に反映された。ADS (Accelerator Driven System、加速器駆動システム) や高速炉を用いたマイナーアクチニドや長寿命核種の核変換処理などが検討されているが、これらの核種の断面積データには不確かさが大きいことから、実験データ拡充及び断面積データの精度向上は依然として重要であり、また過去の実験データの再評価及びそれに供するための整備も重要である。また、マイナーアクチニドや長寿命核種の核変換に係る評価コードの精度向上やV&Vのためには断面積データ測定の微分実験だけでなく、臨界実験などの積分実験も不可欠である。	[2-1-2] 不確かさ評価技術 [2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充 [2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック [2-4-1] 核変換 [2-4-2] 次世代革新炉の開発 [2-4-4] 高速炉サイクル	
[2-4] 将来的な ニーズを 満たす原 子炉に関 する技術	[2-4-1] 核変換	放射性廃棄物の減容や短寿命化による廃棄物管理・最終処分負担軽減のため、マイナーアクチニドや長寿命核種といった有害核種を対象とした核変換技術の維持・高度化を図る。これにより、今後の我が国の炉型戦略に応じた核変換技術の提供を可能とする。 高速炉については、これまでに核変換技術に係る数多くの経験・知見が蓄積されており、それらを整理しつつ、最新の技術の進展を踏まえた斬新なアイデアに基づく炉心・プラントシステムの概念創出などを行いながら、技術基盤を維持することが必要である。このことは、軽水炉や高温ガス炉といった他の核分裂炉、核融合炉と核分裂炉のハイブリッドシステムなどの革新的なシステムでも同様である。 核変換を主目的とした原子力システムであるADS (Accelerator Driven System、加速器駆動システム) については、核データ、核設計手法・コード、不確かさ評価、熱・構造・燃料挙動との連成解析などの基礎的な研究を継続して行いながら、材料や加速器など他分野における技術革新によるシステムの実現性の劇的な向上を待つ体制を維持することが重要である。	[2-3-4] マイナーアクチニドや長寿命核種などを対象とした核データ測定及び臨界実験の拡充 [2-4-2] 次世代革新炉の開発 [2-4-3] トリウムサイクル [2-4-4] 高速炉サイクル [2-4-5] 医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源	・核変換により放射性廃棄物中の放射能、放射性毒性、発熱量といったパラメータが低減されるが、それが実際にもたらす効果 (廃棄物処分場面積の軽減、放射能漏洩リスクの低減、社会的受容性の向上、世代間倫理上の問題点の軽減など) を踏まえながら、持続的な原子力事業に貢献するために必要となる核変換技術を議論すること (核変換の対象核種の選定や核変換量の目標の設定) が重要である。 ・将来的なニーズとしての核変換を考えた場合、有害核種の低減に加えて有用核種 (医療用RI (Radioisotope、放射性同位体) や核分裂性物質など) の生成が挙げられる。ただし、後者については、他の小分類「トリウムサイクル」、「高速炉サイクル」及び「医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源」にておいて記載される。

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
<p>[2-4] 将来的な ニーズを 満たす原 子炉に関 する技術</p>	<p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	<p>次世代革新炉の安全性及び経済性の向上や今後の社会実装に向けた技術の高度化に資する。一例として以下がある。</p> <p>革新軽水炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 民間ニーズを踏まえた基礎基盤技術の研究</li> </ul> <p>高速炉（ナトリウム冷却）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 環境負荷低減、医療用RI（Radioisotope、放射性同位体）製造、再生可能エネルギー共存などのニーズに応える研究</li> </ul> <p>高温ガス炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱利用や水素製造など発電以外に原子力の可能性を広げる研究</li> </ul> <p>原子炉物理は中核技術として次世代革新炉の価値実現のための研究成果を創出していく。上記の次世代革新炉の開発に資するためには、従来の原子炉物理の範疇外にある技術を組み合わせる必要がある。</p>	<p>[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術 [2-1-3] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術 [2-1-4] インベントリ評価技術 [2-1-8] 炉心解析技術 [2-1-9] 炉心監視・運転支援技術 [2-2-1] 現有施設を活用した実験データ取得及び測定技術開発 [2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充 [2-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充 [2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案 [2-2-6] 核セキュリティ対策 [2-3-1] 核設計コードの標準ベンチマーク問題の整備 [2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック [2-3-4] マイナーアクチニドや長寿命核種などを対象とした核データ測定及び臨界実験の拡充 [2-4-1] 核変換 [2-4-4] 高速炉サイクル [2-4-5] 医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源</p>	<p>・ 初期投資を従来よりも抑えられる観点から、米国、カナダ等では小型モジュール炉の開発が活発である。 ・ 次世代革新炉は、従前の発電用原子炉と異なり、発電以外の付加価値を提供することも期待されている。そのため、炉の設計・仕様を考えるだけでなく、どのような付加価値を社会に与えて提供できる・提供していくべきなのかを考えていくことが重要である。</p>



中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[2-4] 将来的な ニーズを 満たす原 子炉に関 する技術	[2-4-3] トリウムサイクル	<p>エネルギー安全保障につながる核燃料資源の有効活用、エネルギーリソースの多様性の確保、既設炉の安全性向上、次世代革新炉の設計・開発に資する技術として、トリウムに係る基礎的・基盤的な技術を維持・整備していき、知見を積み上げていく。</p> <p>現在の国内ではウラン-プルトニウムサイクルを基本とした燃料サイクルを軸として研究開発が進められてきているが、世界的には溶融塩炉ベースでのトリウムサイクルに関する研究開発が活発化している。そのため、将来のエネルギーリソースの多様化に向けて、トリウムサイクルの技術基盤が失われないよう調査検討・研究開発を継続していくことが望まれる。</p> <p>トリウム燃料は、液体燃料として溶融塩炉で使用だけでなく、固体燃料として現行の軽水炉・重水炉で使用する検討も進んでいる。装荷時の炉心核特性（中性子スペクトル、余剰反応度、反応度係数、遅発中性子割合など）の評価のためには、炉物理解析技術の適用性の確認やそれに資するトリウム関連の実験データの取得・拡充が必要である。</p> <p>また、炉心設計・燃料設計のみならず、燃料サイクル全体と連携した統合的な評価技術も重要である。例えば、使用済トリウム燃料中の組成について、放射性廃棄物処分の観点からはマイナーアクチノイドのインベントリ、また核不拡散の観点からはプルトニウムのインベントリへの関心が高い。</p>	<p>[2-1-4] インベントリ評価技術</p> <p>[2-4-1] 核変換</p> <p>[2-4-4] 高速炉サイクル</p>	<p>・トリウム原子力システムの開発に係る動向調査や今後の国内の研究開発のあり方については、日本原子力学会「トリウム原子力システム」研究専門委員会にて議論されており、報告書に取りまとめられている。</p> <p>・最近の国外におけるトリウムサイクルの開発動向としては、米国の核燃料開発会社クリーン・コア・トリウム・エナジー社によるトリウムとHALEU（High-Assay Low-Enriched Uranium、高位低濃縮ウラン）を混合したANEEL（Advanced Nuclear Energy for Enriched Life）燃料、中国におけるトリウム溶融塩炉の実験炉TMSR-LF1の建設及び運転許可の取得、インドネシアのThorCon Powerインドネシア社によるインドネシア規制当局との浮体式トリウム溶融塩炉TMSR-500に係る許認可手続きに向けた協議の開始、ノルウェーの造船会社ウルスタインによるトリウム溶融塩炉を搭載した原子力船Thorの設計、イギリスのUKアトミクス社（デンマークのコペンハーゲン・アトミクス社の子会社）によるトリウム溶融塩小型モジュール炉のGDA（Generic Design Assessment、包括的設計審査）の申請などが挙げられる。</p>
	[2-4-4] 高速炉サイクル	<p>今後の高速炉の研究開発のため、高速炉サイクルに関する技術を整備（維持、高度化）する。核燃料（ウラン）の資源量は有限であることから、原子力をエネルギー資源として長期間にわたり享受していくためには、プルトニウム資源の活用は必須である。GX（Green Transformation）政策において高速炉は高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減や、資源の有効利用等に資する核燃料サイクルの効果をより高める意義があるとされている。また、各国で高速炉の実用化を目指した開発競争が行われている状況にあり、将来のエネルギーセキュリティ確保のために開発競争の中で優位を得るためには、今後も高い技術レベルを維持するための対応が必要である。</p> <p>炉物理解析分野においては、高速炉の実用化に向けた解析手法の高度化による炉心設計の精度向上、高速炉の中性子スペクトルを活用したマイナーアクチノイドや長寿命核種の核変換としての利用等による放射性廃棄物の有害度低減、炉心の自己制御性を高めるための炉心高度化等を通じて、高速炉の安全性や付加価値を高めるための技術開発を進めていくことが必要である。</p>	<p>[2-1-8] 炉心解析技術</p> <p>[2-3-4] マイナーアクチノイドや長寿命核種などを対象とした核データ測定及び臨界実験の拡充</p> <p>[2-4-1] 核変換</p> <p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p> <p>[2-4-3] トリウムサイクル</p>	
	[2-4-5] 医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源	<p>原子炉を利用した<sup>99</sup>Tc、<sup>225</sup>Ac等の医療用RI（Radioisotope、放射性同位体）製造、レアアースなどの生成、シリコンドープングや中性子ラジオグラフィなどのエネルギー利用以外の放射線利用が可能な研究炉・照射炉に係る技術を整備（維持・高度化）する。原子炉以外の候補として、核分裂反応の利用を最小限にとどめた中性子源の開発、加速器BNCT（Boron Neutron Capture Therapy、ホウ素中性子捕獲療法）・粒子線治療への貢献なども併せて実施する。</p> <p>医療利用や放射線利用では、炉心内外の中性子束や放射線量を正確に評価することが求められる。近年、評価済み核データライブラリとしてJENDL-5が整備され、これまでの評価済み核データライブラリでは取り扱っていなかった核種・核反応の整備が進んだ。一方でこれら核種反応を取り扱い、医療用等のRI製造に適用できる汎用生成崩壊チェーンは未整備である。これらの評価済み核データや新たに開発する汎用生成崩壊チェーンの検証を進めることも重要である。このように、既存の炉心解析とは異なるニーズがあることから、医療利用や放射線利用を目的とした炉心設計を通じて、炉心解析手法の高度化が期待できる。</p>	<p>[2-1-4] インベントリ評価技術</p> <p>[2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案</p> <p>[2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック</p> <p>[2-4-1] 核変換</p> <p>[2-4-2] 次世代革新炉の開発</p>	<p>・原子力委員会において「医療用等ラジオアイソトープ製造・利用促進アクションプラン」が取りまとめられており、国内製造・安定供給に向けた取組が推進されている。</p> <p>・医療用RI製造では、常陽を利用した<sup>225</sup>Acの製造（<sup>226</sup>Raを起源）の実証計画が進められている。</p>

### 3.4 施設基盤

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
<p>[3-1] 臨界実験装置の維持・機能強化、既許可の見直し</p>	<p>[3-1-1] 臨界実験装置、及び同装置での測定技術の維持</p>	<p>&lt;概要&gt; 炉物理分野として臨界実験装置を維持していく施策を検討する。解析計算、核データの妥当性検証の観点から、稼働している施設の使用は不可欠であり、その維持・及び施設の改良は必須である。我が国として臨界実験技術を維持していくという観点もある。</p> <p>また、個別の施設の維持管理に留まらず、今後どのような機能・設備が臨界実験装置に必要であるかを炉物理分野が主体となり議論し、施設・マシンタイム等の有効活用の観点から、現行施設の試験機能の集約、それら施設の利用形態等についても検討する。</p> <p>&lt;取り組むべき理由&gt; 臨界実験装置は、炉物理研究能力を向上させる上で最も重要な施設基盤の一つである。臨界実験による人材育成とデータの取得を通じて、人材基盤及び技術基盤の確立を支える役割が期待できる。</p> <p>臨界実験を用いた技術開発を通して得られる、炉心設計、臨界制御等の要素技術は、炉物理研究に携わる人材が備えるべき基本的な技術であり、炉物理分野の人材育成をはじめ、研究力および技術力向上のためには、臨界実験装置を維持することが不可欠である。</p> <p>臨界実験で得られるデータは、核データ整備のための積分実験データ、新たな概念や材料を用いた炉心（例えば軽水炉における事故耐性燃料）、新しい炉心設計コードの検証、また、燃料デブリを含めた輸送・貯蔵施設の臨界安全設計精度の検証や未臨界度モニタなどの監視装置の開発と実証等に必要である。</p>	<p>臨界実験装置は、炉物理における基本的な現象である核分裂連鎖反応にスコープを当てた実験施設であり、人材育成の場としても活用される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉物理分野のみならず、原子力産業界、規制人材、原子力に関心がある一般の方々に向けた見学、体験、実習などへの活用が期待される。</li> </ul> <p>臨界実験装置は、核データの検証に用いられる積分実験施設として活用される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・微分実験施設での測定試験、分子動力学に基づく熱中性子散乱則の理論実証のため、核データ部会との連携が望ましい</li> <li>・核熱錬成解析やSAコードなどの開発に対する核的知見の提供</li> <li>・実験装置とシミュレーションを活用したデジタルツインによる人材育成基盤</li> <li>・積分実験データを利用しやすい形態で提供することを目的に、OECD/NEAのICSBEP（国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト）、IRPhEP（国際炉物理実験評価プロジェクト）など国際的な取り組みとも連携する</li> </ul>	<p>現行施設においては、高経年化への対応が課題となっており、施設の継続使用・維持に多額の対応費用が発生する状況も顕在化してきている。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[3-1] 臨界実験装置の維持・機能強化、既許可の見直し	[3-1-2] 臨界実験装置で模擬できる臨界実験条件及び未臨界状態の範囲拡大	<p>&lt;概要&gt;</p> <p>臨界及び未臨界実験では、対象とする実機体系を模擬して測定が行われる。より高い実機模擬性のために、体系を模擬する技術そのものの開発を行うとともに、それを実現する装置の導入や、制約となる施設の管理規程などのあり方を検討する。その方向性として、各プロジェクトで求められる要求仕様よりも、臨界実験装置の可能性を広げ汎用性のある装置を念頭に置いた使い勝手の良い臨界実験装置へ改良を進めることを検討する。具体的な対象としては、臨界状態で行う反応度測定の対象として、例えば燃料デブリなど多様な物質から構成される試料が使用できること、放射線検出器・計測技術の開発のために、深い未臨界状態を模擬できる施設・設備を検討することなどが挙げられる。</p> <p>&lt;取り組むべき理由&gt;</p> <p>炉心燃料は、例えば軽水炉では高燃焼度化燃料として235U濃縮度5wt%超燃料（LEU+）やステンレス被覆管、事故耐性燃料としてセラミックス複合材被覆管など従来の燃料概念の延長ではないものが現在検討されており、小型モジュール炉の概念設計も含めると近い将来さらに多様な炉心燃料の開発へと広がりをみせることが考えられる。そのため、中性子スペクトルや運転燃料温度域も変化する可能性があるなど、臨界実験装置としてはこれら多様な形態における実証データ取得が求められることになり、その要求に対応できるよう施設としての備えが必要となる。</p> <p>また、燃料デブリや未臨界担保のための中性子吸収材など、多様な組成・性状に対する臨界安全管理の技術開発が今後必要となり、臨界状態のみならず未臨界状態において模擬できる範囲も拡充していく必要がある。</p> <p>一方で、再稼働した施設においては、新規規制基準に対応するため、炉心構成において既許可の範囲が限定される事例もある。そのため、これまで臨界実験装置で行われてきた実験ニーズが満足されない場合もあるため、設備・装置の理解の深耕をし、グレーデッドアプローチの適用などによる既許可の適正化の議論を進める。</p>	<p>核種組成・形状・化学形・中性子減速条件など多様な形態に対応した臨界安全管理技術の開発・実証の場として活用するため、それらを模擬するための試料の調製設備と協働した施設運営が期待される。</p> <p>未臨界測定手法開発などへの適用に活用できる附帯施設更新の例として、時間応答を得るために加速器やD-D、D-T中性子発生装置などのパルス運転可能な中性子源との併設が考えられる。</p>	
	[3-1-3] 競争力維持のための施設の運用および機能向上、規制の在り方の見直し	<p>&lt;概要&gt;</p> <p>実験者にとって常に使い勝手の良い施設とするため、また、原子力利用にかかる国際的な競争力を堅持し、新しい技術・潮流に対する実験ニーズに柔軟かつタイムリーに対応するため、国内外の実験者と実験施設のコミュニケーションの円滑化を図る。</p> <p>自国及び他国の炉物理実験施設・装置をベンチマーキングするとともに、競争力を維持するための施設の運用・機能向上と合わせて、施設の能力を引き出すための規制の在り方を議論していく。</p> <p>&lt;取り組むべき理由&gt;</p> <p>新型燃料、医療用RIなど現在の炉物理分野における実験ニーズに対し、現状の実験施設ではこれらに十分に対応できる汎用性を有しているとは言いがたい。機能拡充を図る場合にも、許可の変更、設工認の取得に要する期間が、米国等の海外施設に比べ、長期間を要する傾向があり、競争的資金の獲得を含む競争力の観点から施設の魅力を減少させている一因となっている。新たな実験ニーズを満たすための新規設備の導入・設備の更新は、設工認が必要なものが多く、これらの実験がタイムリーに実施できるよう、規制当局とのコミュニケーションに務め、許認可期間の短縮の議論を進める。</p>	<p>最新の実験ニーズは炉物理のみならず、他分野からも吸い上げることが重要である。また、世界的に実験設備が淘汰・集約されていく中、施設の独自性を高め、国内外から研究者を呼び込むことも必要である。</p> <p>一方で、これらの実験者を呼び込むにあたっては、使いやすい施設である必要がある。</p> <p>施設の優位性を示すため、過去に実施された実験をまとめ、実験の不確かさを評価し、それらの成果を公開していくことも重要な研究活動である。</p>	

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[3-2] 研究炉・ 実験炉の 維持・機 能強化及 び新設	[3-2-1] 研究炉・実験炉の維 持・機能強化及び新 設	<p>&lt;概要&gt; 原子力の安全性向上研究から中性子の産業利用まで広い利用分野を考慮し、必要となる研究炉・実験炉の機能の強化及びリプレースの検討を行う。</p> <p>&lt;取り組むべき理由&gt; 試験炉は、原子力エネルギー利用から学術、医用、産業利用までをカバーする基盤施設としての役割を負うとともに、人材育成においても不可欠な施設である。また、実験炉は、臨界集合体や試験炉ではカバーできない、より実機に近い環境での炉物理実験ができることから、特に照射・燃焼が必要な研究に用いられてきた。一方、既存施設はその多くが1960～1970年代に整備されたものであり、老朽化が進み近年は高経年化への対応が課題となっている。また、1Fの事故を契機に、耐震化に係る基準や原子炉施設に対する規制基準が見直された結果、施設の継続利用に多額の対応費用が発生する状況が顕在化した。このような背景もあり、原子力分野に加えてシリコン半導体や医療用アイントープ製造のような幅広い分野に貢献してきたJMTRは廃止措置に移行し、KURも米国の使用済燃料引取期限である2026年をもって運転を終了する予定である。KURの代替炉として、高速増殖原型炉もんじゅサイトに新しい研究炉の建設計画があり、中性子利用をメインとした運用計画が示されている。一方で、研究炉・実験炉の停止が長期化する中、技術者・運転員の力量及び士気の維持確保、技術・ノウハウの継承が課題となっている。</p>	<p>KUR、KUCAおよびUTR-Kinkilに対する新規規制基準対応の経験から、原子力規制に対応できる人材の育成が試験炉の維持・運営を通して行うことが可能である。</p> <p>研究炉では、臨界集合体に比べて出力が出せることから、材料・試料の照射のみならず、使用済燃料の崩壊熱の研究、燃焼計算コードの検証等を行うことが可能である。</p>	<p>課題として、今後予想される規制の強化に向けて、また数年後の廃炉が決定している試験炉についての、規制対応の担い手の育成が急務である。</p>

中分類	小分類	内容・取り組むべき理由	他項目・他分野との関連	補足
[3-3] 原子炉以外の設備の維持・機能強化及び新設	[3-3-1] ホットラボの維持・機能強化及び新設	<p>&lt;概要&gt;</p> <p>燃焼を伴う炉物理計算の検証に必要となる照射後試験のためのホットラボの機能強化を提案していく。例えばホットセルと加速器を組み合わせた複合施設など、既存施設の枠組みにとらわれず、より自由度の高い実験が可能となるよう施設の機能強化・新設を提案していく。</p> <p>&lt;取り組むべき理由&gt;</p> <p>実機・研究炉での照射後試料の研究において、ホットラボは必要な施設である。燃焼計算精度の検証には照射後試料の核種組成測定データが必要不可欠であり、不確かさを含めた測定精度の向上及び検証に利用可能な測定データの整備・拡充が求められている。</p> <p>直近の課題としては、燃焼計算精度の検証及びホットラボにおける1F燃料デブリサンプルの組成分析は、1F事故進展の分析、1F燃料デブリの臨界管理に向けた重要かつ緊急性を要する取り組みであり、これらを迅速に進めるためのホットラボの整備・機能強化が必要である。</p> <p>これらの技術維持・継承という観点から、照射後試験に係る研究者の確保・育成が重要である。</p>	<p>燃焼度クレジット導入には照射後試験データを用いた燃焼計算コードの検証が必要である。そのためホットラボの整備・維持とあわせて、燃焼履歴のはっきりした試料及びデータを入手出来るよう、電力会社・燃料会社の協力が不可欠である。</p> <p>燃料デブリの未臨界管理には、ホットラボにおけるサンプル分析によるデブリ性状範囲の把握や、照射後試験による臨界評価に用いる核種組成の計算精度の確認等が重要となる。</p>	<p>課題として、研究活動における施設利用と並行して施設の安全性向上（新規基準対応）や老朽化対策が求められており、施設を利用する研究者の確保だけでなく、施設を運用する技術者の十分な確保が必要である。</p>
	[3-3-2] 加速器施設の維持・機能強化及び新設	<p>&lt;概要&gt;</p> <p>核データの精度向上・検証には微分実験を行う加速器施設が不可欠であり、原子炉物理の観点から必要な核データの反応種類、エネルギー範囲、精度の確保等のための施設・設備の維持・拡充について提案を行っていく。放射性廃棄物の減容化等の観点から、特にMAやLLFPの断面積精度の精緻化や核破砕中性子源、核変換技術の基礎研究に資する施設を実現する。</p> <p>&lt;取り組むべき理由&gt;</p> <p>新規基準への適合が必要であった臨界実験施設等と比べると加速器施設は順調に稼働しているものの、依然としてMAやLLFPの核データ（特に、中性子捕獲反応）には誤差が大きいものやデータが皆無の核種が多数存在している。引き続き、ADS研究、特に核変換処理の実現に向けた研究が急務となっている。その他にも、準積分実験や重イオンビームを用いた多核子移行反応を利用した代理反応手法によりMA核種についても高エネルギー領域のデータが取得可能となるなど、加速器施設のニーズは高まっている。このような状況の中で、加速器施設を用いた実験を行う若手研究者・学生の育成や、安定した運転のための十分な維持費と運転員の確保の必要性がある。</p>	<p>革新炉を含む原子炉システムの核特性予測において、コンピュータ性能の向上及び計算手法の進歩により計算に伴う誤差の割合が減少し、核データの誤差の占める割合が支配的になりつつある。そのため、核データの誤差そのものの低減に加え、共分散を含めた核データの評価の重要性が増している。</p> <p>臨界実験装置で得られる積分データを活用したベンチマークとあわせて、相補的な核データの品質保証を行う必要がある。</p>	<p>課題として、以下が挙げられる。</p> <p>①加速器を用いた若手研究者および学生の育成が重要である。特に、ADS研究に関しては、炉物理分野のみならず、核データおよび放射線計測分野の三位一体となった研究分野を担う人材が必要である。</p> <p>②安定した運転のための十分な運転員及び維持費に加えて、施設の拡充に向けた開発費の確保が必要である。</p>

## 第4章 まとめ

日本原子力学会炉物理部会では、2012年に炉物理研究開発ロードマップ(RM2012)が策定され、その後、RM2012策定以降の原子力界および取り巻く状況などを踏まえて改訂が行われ、改訂された研究開発ロードマップ(RM2017)が策定された。RM2017では「炉物理の有るべき姿」から議論され、炉物理部会の基本方針となる炉物理のVisionとMissionが示され、その内容は今回の改訂された研究開発ロードマップ(RM2024)にも引き継がれている。RM2017策定以後においても、原子力界および原子力界を取り巻く状況が大きく変化してきており、前回策定以後5年以上経過しているため、新たに見直しならびに改訂作業を行った。

RM2024では、これまでの研究開発ロードマップで示されていた4つの大分類である、制度基盤・人材基盤・施設基盤・技術基盤の中で、制度基盤を技術基盤に取り込む形で統合し、3つの大分類（人材基盤・技術基盤・施設基盤）とし、更にそれぞれの大分類の中分類・小分類について追加・削除や修正などの見直しを行った。

本ロードマップは、炉物理分野の研究開発を検討する際に有益な情報となるものであり、RM2024だけでなくこれまでのロードマップとも合わせて様々な場で活用されることが期待され、さらに今後も状況の変化に合わせて定期的に改定を行うことが望まれる。

付録1 WG メンバーリストと活動サブWG

氏名	所属	人材基盤 サブWG	技術基盤 サブWG	施設基盤 サブWG
牛尾 直史	原子燃料工業株式会社	○	○	○
北田 孝典	大阪大学	○	○	○
相澤 直人	東北大学	○		
小原 徹	東京工業大学	○		
亀山 高範	東海大学	○		
小玉 泰寛	原子燃料工業株式会社	○		
竹田 敏	大阪大学	○		
東條 匡志	(株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	○		
山本 章夫	名古屋大学	○		
浅野 耕司	三菱重工業株式会社		○	
池田 礼治	(株) テプコシステムズ		○	
高木 直行	東京都市大学		○	
多田 健一	日本原子力研究開発機構		○	
千葉 豪	北海道大学		○	
辻田 浩介	(株) 原子力エンジニアリング		○	
名内 泰志	電力中央研究所		○	
西山 潤	東京都市大学		○	
藤田 達也	日本原子力研究開発機構		○	
光安 岳	(株) 日立製作所		○	
山崎 正俊	スタズビック・ジャパン		○	
和田 怜志	東芝エネルギーシステムズ株式会社		○	
郡司 智	日本原子力研究開発機構			○
卞 哲浩	京都大学			○
吉岡 研一	東芝エネルギーシステムズ株式会社			○
左近 敦士	近畿大学			○
藤本 望	九州大学			○

付録2 中分類・小分類項目の新旧対照表

・制度基盤

RM2024では該当なし		RM2017の概要一覧（制度基盤）		
中分類	小分類	中分類	小分類	
		[1-1]	[1-1-1]	削除
		法令・指針	[1-1-2]	削除
			規制体系における国際基準との整合性確認	
		[1-2]	[1-2-1]	削除
			解析コードに対するトピカルレポート制の活用と拡大	
			[1-2-2]	削除
			臨界安全管理における反応度クレジット適用手順等に関わる標準の策定	
			[1-2-3]	削除
民間規格・基準	クリアランス判定基準の高度化			
	[1-2-4]	削除		
	臨界事故評価手法標準の策定			
		[1-2-5]	削除	
		燃料デブリ除去に関する未臨界管理標準の策定		



・人材基盤

RM2024の概要一覧（人材基盤）			RM2017の概要一覧（人材基盤）		
中分類	小分類		中分類	小分類	
[1-1] 素養の提示	[1-1-1] 炉物理を専門とする人材に対する必要な知識・教育の提示		[2-1] 人材像の提示	[2-1-1] 炉物理を専門とする人材に対する人材像の提示	
				[2-1-2] 炉物理を専門としない人材に対する人材像の提示	削除
[1-2] 初等教育・ 専門教育			[2-2] 公衆理解・ 初等教育	[2-2-1] 一般公衆向けの、原子力技術・放射線・核反応に関する平易な教材の開発	新[1-2-1] に統合
				[2-2-2] 炉物理に興味を持った人向けの情報発信ツールの開発	新[1-2-4] に統合
	[1-2-1] 炉物理の基礎学習のための導入的な教材の整備・改訂			[2-2-3] 炉物理の基礎学習のための導入的な教材の開発	
	[1-2-2] 原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発		[2-3] 専門教育	[2-3-1] 原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発	
	[1-2-3] 臨界安全を学ぶための教材の開発			[2-3-2] 臨界安全を学ぶための教材の開発	
	[1-2-4] 炉物理教材に関するデータベースの整備			[2-3-3] 炉物理教材のデータベース化	
	[1-2-5] 炉物理講義システムの構築			[2-3-4] 炉物理講義要領の作成	
[1-2-6] 炉物理の様々な話題に関する教育機会の提供		[2-3-5] 炉物理の様々な話題に関する教育機会の提供			

RM2024の概要一覧（人材基盤）			RM2017の概要一覧（人材基盤）		
中分類	小分類		中分類	小分類	
[1-3] 技術継承	[1-3-1] コード開発・整備分野における技術継承		[2-4] 技術継承	[2-4-1] コード開発・整備分野における技術継承	
	[1-3-2] 炉物理実験分野における技術継承			[2-4-2] 炉物理実験分野における技術継承	
	[1-3-3] 原子炉設計に関する設計思想・技術の継承			[2-4-3] 原子炉設計に関する設計思想・技術の継承	
[1-4] 機関・分野 横断的な活動	[1-4-1] 炉物理分野における機関横断的な人材育成環境の整備		[2-5] 機関・分野 横断的な活動	[2-5-1] 炉物理分野における機関横断的な人材育成環境の整備	
	[1-4-2] 核データ・放射線工学・熱水力・材料基盤等の他分野と連携した分野横断的な人材育成			[2-5-2] 核データ・放射線工学・熱水力・材料基盤等の他分野と連携した分野横断的な人材育成	
[1-5] 国際的活動 の推進	[1-5-1] 国際的に活躍する若手研究者育成のための海外研究交流の支援		[2-6] 国際的活動 の推進☑	[2-6-1] 国際的に活躍する若手研究者育成のための海外研究交流の支援	
[1-6] 炉物理実験 施設の利 用・提案	[1-6-1] 人材育成のための既存の研究炉・関連施設の活用推進・活用ニーズの発信		[2-7] 炉物理実験 施設の利 用・提案	[2-7-1] 人材育成のための既存の研究炉・関連施設の活用推進ならびに次世代炉物理研究施設の提案	

#### [1-1] 素養の提示の改訂のポイント

RM2017 [2-1-1]および[2-1-2]について、理想とする人材像が原子力分野全体だけでなく炉物理分野においても様々あることと、具体的な人材像を提示するニーズが低かったことから、具体的なアクションまでには至らなかった。これは、「人材像」という言葉が指し示す範囲が漠然としていることも一因であると考えられる。

RM2024 の改訂においては、RM2017 [2-1-1]に関して、炉物理を専門とする人材が身に着けるべき専門知識や受けるべき教育・訓練を明確にするため、「人材像」という文言を具体化し、「必要な知識・教育」に変更し、改訂を行った。RM2017 [2-1-2]に関しては、具体的な人材像の提示には至らなかったもの、2019年発行の炉物理教科書・初級編において、他分野と炉物理分野との関係や炉物理の基礎的な素養について

ては整理・提示されたことから、ある程度の目標は達成されていると考えられるため、内容・エッセンスを他分野の連携に関連する小分類に含め、小分類としては削除した。

#### [1-2] 初等教育・専門教育の改訂のポイント

RM2017[2-2-1]および[2-2-3]については、炉物理教科書・初級編および中級編の発行が行われたことで概ね達成ができた。今後の政策や原子力を取り巻く環境の変化、最新の知見の取り込みを念頭に、RM2024 では両者の統合を図るとともに、炉物理教科書の発行を受けた内容の改訂を行った。

RM2017[2-2-2]および[2-3-3]については、炉物理部会 HP において炉物理教材に関するポータルサイトが整備され、大学・研究機関が保有する公開資料が系統的にまとめられて表示されるとともに、過去の炉物理夏期セミナー資料が公開されるなど、当初の目的が達成された。両者の内容が重複しているため、RM2024 ではこれらを統合するとともに、RM2017 以降の動向を踏まえた内容の改訂を行った。

RM2017[2-3-4]については、炉物理学習を支援するための教材の開発が行われてきたが、日本原子力学会 原子力アゴラ調査専門委員会 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会 中間報告書で指摘されているように、炉物理人材の空洞化・人材育成の必要性が指摘されており、炉物理を教育できる人材の育成についても検討する必要があることから、RM2024 では「炉物理講義システムの構築」に改題したうえで内容の刷新を行った。

RM2017[2-3-1]、[2-3-2]、[2-3-5]については、RM2017 公開時と同様に重要性に変わりがないことから、RM2024 においても存続とし、ANEC による教材開発等の動向を踏まえた内容の改訂および分かりにくい表現の修正を行った。

#### [1-3] 技術継承の改訂のポイント

いずれの項目も、RM2017 以降で重要性に変化は無いことから、RM2024 でも引き続き掲載することとした。

RM2024[2-3-1]については RM2017 以降のコード開発の状況を踏まえた改訂、RM2024[1-3-2]については ANEC における炉物理実験に関する教科書の作成および炉物理実験実習教材のオープン化等の動向を踏まえた改訂を行った。

#### [1-4] 機関・分野横断的な活動の改訂のポイント

いずれの項目も、RM2017以降で重要性に変化は無いことから、RM2024でも引き続き掲載することとした。

RM2024[1-4-1]については、ANECによる活動を踏まえた改訂を行った。また、効果的な炉物理人材育成の観点から社会人に対するリカレント教育の需要も存在することから、その内容についても含めた。RM2024[1-4-2]については、炉物理教科書・初級編をベースとした他分野との連携についても考慮し、改訂を行った。

#### [1-5] 国際的活動の推進の改訂のポイント

RM2017以降で重要性に変化は無いことから、RM2024でも引き続き掲載することとした。

内容に関しては、従来から行われている国際会議発表に対する渡航支援だけでなく、研究者個人のネットワークをベースとした海外研究者とのネットワーク構築の観点や、ANECで実施されている海外研修事業との接続についても念頭に、改訂を行った。

#### [1-6] 炉物理実験施設の利用・提案の改訂のポイント

RM2017以降で重要性に変化は無いことから、RM2024でも引き続き掲載することとした。しかしながら、現在の研究用原子炉および臨界集合体実験装置を取り巻く環境を考慮し、次世代炉物理研究施設の提案は難しいと考えられることから、小分類タイトルを「活用ニーズの発信」に変更した。

内容に関しては、研究施設の新設が難しいことを考慮し、炉物理の観点から既存の施設をより有効的に利用できるようにすることを念頭に、改訂を行った。

・技術基盤

RM2024の概要一覧（技術基盤）			RM2017の概要一覧（技術基盤）		
中分類	小分類		中分類	小分類	
[2-1] 解析技術	[2-1-1] 安全余裕の定量評価技術		[4-1] 解析技術	[4-1-1] 安全余裕の定量評価技術	
	[2-1-2] 不確かさ評価技術			[4-1-2] 不確かさ評価技術	
	[2-1-3] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術			[4-1-3] 原子カシステム安全性向上のためのマルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術	新[2-1-3]に統合
	[2-1-4] インベントリ評価技術			[4-1-4] マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術を用いた他分野への貢献	新[2-1-3]に統合
	[2-1-5] 放射化評価技術			[4-1-5] インベントリ・放射化・遮蔽高精度評価技術	新[2-1-4]-[2-1-6]に細分
	[2-1-6] 遮蔽評価技術			[4-1-6] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法	
	[2-1-7] 未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法			[4-1-7] 炉心解析技術の高度化	
	[2-1-8] 炉心解析技術				
	[2-1-9] 炉心監視・運転支援技術	新設			
	[2-1-10] 不定形体系や局所現象の解析手法			[4-1-8] 不定形体系の解析手法の高度化	
	[2-1-11] 臨界事故評価手法			[4-1-9] 臨界事故評価手法の開発	
	[2-1-12] 臨界管理技術	新設			

RM2024の概要一覧（技術基盤）			RM2017の概要一覧（技術基盤）		
中分類	小分類		中分類	小分類	
[2-2] 実験技術	[2-2-1] 現有施設を活用した実験データ取得及び測定技術開発		[4-2] 実験技術	[4-2-1] 実験測定技術の高度化及び現有施設の活用	
	[2-2-2] 未臨界度の絶対測定手法			[4-2-2] 未臨界度の絶対測定手法	
	[2-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充			[4-2-3] 臨界実験以外の実験データの拡充	
	[2-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充			[4-2-4] 既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充	
	[2-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討しこなかった体系に関する新たな実験の提案			[4-2-5] 今まで測定できなかった項目や検討しこなかった体系に関する新たな実験の提案	
	[2-2-6] 核セキュリティ対策			[4-2-6] 核セキュリティ対策	
[2-3] データベース	[2-3-1] 核設計コードの標準ベンチマーク問題の整備		[4-3] データベース	[4-3-1] 核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備	
	[2-3-2] 核データ評価の高度化に向けたフィードバック			[4-3-2] 核データ評価技術の継承と高度化	
	[2-3-3] 公開炉物理コードシステム・核データ処理コードの開発			[4-3-3] 共分散を含む高品質の核データ整備	
	[2-3-4] マイナーアクチニドや長寿命核種などを対象とした核データ測定及び臨界実験の拡充			[4-3-4] 国産標準コードシステムの開発、国産核データ処理コードの整備	
				[4-3-5] MAや長寿命核種などを対象とした微分実験(核データ測定)及び臨界実験の拡充	

RM2024の概要一覧（技術基盤）			RM2017の概要一覧（技術基盤）		
中分類	小分類		中分類	小分類	
[2-4] 将来的なニーズを満たす原子炉に関する技術	[2-4-1] 核変換		[4-4] 将来的なニーズを満たす原子炉に関する技術	[4-4-1] 核変換	
	[2-4-2] 次世代革新炉の開発			[4-4-2] 新たな炉型の設計・評価	
	[2-4-3] トリウムサイクル			[4-4-3] Thサイクル	
	[2-4-4] 高速炉サイクル			[4-4-4] 高速炉サイクル	
	[2-4-5] 医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源			[4-4-5] 医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源	

・施設基盤

RM2024の概要一覧（施設基盤）			RM2017の概要一覧（施設基盤）		
中分類	小分類		中分類	小分類	
[3-1] 臨界実験装置 の維持・機能 強化、既許可 の見直し	[3-1-1] 臨界実験装置、及び同装置での測定技術の維持		[3-1] 臨界実験装置 の維持・高度 化及び新設	[3-1-1] 臨界実験装置、及び同装置での測定技術の維持	
	[3-1-2] 臨界実験装置で模擬できる臨界実験条件及び未臨界状態の範囲拡大			[3-1-2] 臨界実験装置で模擬できる臨界及び未臨界状態の範囲拡大	
	[3-1-3] 競争力維持のための施設の運用および機能向上、規制の在り方の見直し	新設			
[3-2] 研究炉・実験 炉の維持・機 能強化及び新 設	[3-2-1] 研究炉・実験炉の維持・機能強化及び新設		[3-2] 研究炉・実験 炉の維持・高 度化及び新設	[3-2-1] 研究炉・実験炉の維持・高度化及び新設	
[3-3] 原子炉以外の 設備の維持・ 機能強化及び 新設	[3-3-1] ホットラボの維持・機能強化及び新設		[3-3] ホットラボの 維持・高度化 及び新設	[3-3-1] ホットラボの維持・高度化及び新設	
	[3-3-2] 加速器施設の維持・機能強化及び新設		[3-4] 加速器施設の 維持・高度化 及び新設	[3-4-1] 加速器施設の維持・高度化及び新設	
			[3-5] 実機を活用し た測定技術開 発及びデータ 採取	[3-5-1] 実機プラントの研究のための有効利用	技術基盤 [2-2-1]と 統合し削除