

# JMTR 後継となる新たな照射試験炉の 建設に向けた検討報告書

令和3年3月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

## 目次

### 要旨

1. はじめに	1
2. 社会的要請・利用ニーズの再整理	4
2.1 概要	4
2.2 社会的要請・利用ニーズに係る文献調査・再整理	5
2.2.1 資源エネルギー庁、日本学術会議からの計画、提言等	5
2.2.2 原子力規制委員会における安全研究	8
2.2.3 軽水炉安全技術・人材ロードマップの検討	10
2.2.4 JMTR 運営・利用委員会による調査	17
2.3 社会的要請・利用ニーズに係るヒアリング、アンケート調査及びワークショップ	17
2.3.1 個別訪問によるヒアリング	18
2.3.2 アンケート調査	19
2.3.3 ワークショップ	22
2.4 新照射試験炉が取り組むべき課題	22
2.4.1 軽水炉等の研究開発・安全性向上	25
2.4.2 科学技術・学術の向上	34
2.4.3 産業利用の拡大	35
2.4.4 原子力人材の育成	40
2.5 新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項	41
2.5.1 ニーズを満足させるための照射性能	41
2.5.2 照射利用の早期開始	45
2.5.3 照射利用環境の整備	46
2.5.4 将来の新たなニーズへの対応	46
3. 海外施設利用に関する調査	47
3.1 概要	47
3.2 海外炉利用時における課題	47
3.3 海外炉の技術仕様等の調査	48
3.3.1 運転中の海外炉	52
3.3.2 廃止措置計画中の海外炉	56
3.3.3 建設中・計画中の海外炉	57
3.3.4 社会的要請・利用ニーズに対する調査結果の整理	59
3.3.5 HBWR の廃止に係る調査	61
3.3.6 建設中の海外炉における運営の調査	63

3.4	新照射試験炉の概略仕様に反映すべき項目	64
4.	概略仕様の検討	65
4.1	概要	65
4.2	概略仕様の検討方法	67
4.2.1	炉型の選定	67
4.2.2	炉心検討	68
4.2.3	JMTR の運転保守で得た知見等の調査	70
4.3	概略仕様の検討結果	71
4.3.1	新照射試験炉及びホットラボの主要仕様	71
4.3.2	建家の構成及び各施設・設備の基本概念	79
4.3.3	利用性の向上	81
4.3.4	新照射試験炉の設計方針	83
4.4	概略仕様の評価	84
4.5	運営方法の検討	87
5.	まとめ	89
	参考文献	92

#### 添付資料

添付資料 1	JMTR 後継炉検討委員会名簿	99
添付資料 2	JMTR 後継炉検討委員会開催実績	100
添付資料 3	新たな照射試験炉の建設に向けたワークショップについて	101

#### 参考資料

参考資料 1	照射炉の照射利用ニーズに関する調査報告書 (平成 28 年 12 月 JMTR 運営・利用委員会 照射炉利用ニーズ調査専門部会)
参考資料 2	新たな照射試験炉の建設に向けたワークショップ 要旨集

## 要旨

JMTR の廃止決定により、我が国は第 5 次エネルギー基本計画に示されている軽水炉の安全性、信頼性・効率性向上のための技術開発や新型炉開発に必要な照射場を失い、国内において実用的なデータの取得ができなくなっており、運転技術や研究開発を行う原子力人材を育成することも困難となっている。工業用・医療用 RI 製造についても海外に依存するしかないが、生産国での利用が優先であり、国内への安定供給が困難な状況である。また、海外においても HBWR (Halden Boiling Water Reactor) を始め多くの高出力照射試験炉が高経年化により相次いで廃止されてきており、現在稼働している多くの照射試験炉も、今後 10 年後には廃止の可能性が高くなっている。このような中、海外では、フランスの JHR (Jules Horowitz Reactor)、アルゼンチンの RA-10 等の高出力照射試験炉の建設が進められている。一方、国内では平成 28 年末に決定された「もんじゅ」の廃止措置移行に伴い、「もんじゅ」サイトに新たに試験研究炉を設置することが決定し、概念設計が開始された。当該試験研究炉については、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉が最も適切であるとの方向性が示されている。したがって、これまでの研究開発で培った技術を維持・高度化するための基礎基盤技術の確立も行いつつ、我が国における上述の社会的要請に応えるためには、「もんじゅ」サイトの試験研究炉に加えて、軽水炉等の燃料・材料の照射試験、RI 製造等にも対応できる高出力照射試験炉の建設に向けた検討も必要不可欠である。

日本原子力研究開発機構では、平成 29 年 4 月の JMTR の廃止決定及び平成 30 年 4 月の原子力研究開発基盤作業部会の提言を受け、理事長の下に JMTR 後継炉検討委員会を設置し、JMTR 後継となる新たな照射試験炉（以下「新照射試験炉」という。）の建設に向けた検討を開始した。これまでに計 4 回の JMTR 後継炉検討委員会を開催し、国内外の状況も踏まえつつ、社会的要請・利用ニーズの再整理、海外施設利用に関する調査及び新照射試験炉の概略仕様の検討を行い、検討結果を取りまとめた。検討に当たっては、新照射試験炉に求められる利用ニーズ、国内における照射機能・施設運営・供用の在り方等について、産学官の参加のもとで議論し、明確化することを目的として「新たな照射試験炉の建設に向けたワークショップ」を開催し、ここでの議論の結果も反映させた。検討結果を以下に示す。

社会的要請・利用ニーズについては、「新照射試験炉が取り組むべき課題」を「軽水炉等の研究開発・安全性向上」、「科学技術・学術の向上」、「産業利用の拡大」及び「原子力人材の育成」の 4 つの分野で再整理した。その結果、「軽水炉等の研究開発・安全性向上」の分野では、軽水炉の高度化、安全性向上及び新型炉・次世代炉開発に係る照射試験、「科学技術・学術の向上」の分野では、材料照射損傷に関する研究及び放射線利用に係る照射試験、「産業利用の拡大」の分野では、Mo-99、 $\alpha$ 核種をはじめとした医療用・工業用の RI の安定供給のための製造やシリコン半導体製造並びに「原子力人材の育成」の分野では、照射試験・照射後試験及び原子炉運転管理に係る基盤技術の向上のための人材育成の強化等につ

いて、それぞれ取り組む必要があることが分かった。

これらの「新照射試験炉が取り組むべき課題」に対応できる新照射試験炉を建設することを目標に、「新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項」について検討し、「ニーズを満足させるための照射性能」（中性子束、照射孔数、照射環境等）、「照射利用の早期開始」、「照射利用環境の整備」（ホットラボとの一体的運用、工作工場の併設、利用料金の最適化）及び「将来の新たなニーズへの対応」（汎用性の高い炉心、照射設備の設置スペース等）の4項目を抽出した。

海外施設利用に関する調査を行った結果、国内ユーザーによる海外炉の利用では、高額な利用料金、試料の輸出入における煩雑な手続、国際情勢等による輸送の停止、照射試験・照射後試験における実験条件の制御不良・利用制限・試料紛失、国内の照射技術・照射後試験技術を担う原子力人材の育成が困難となる等、多くの課題があったことを確認した。これらの課題を踏まえて海外炉の技術仕様等についても調査し、「新照射試験炉の概略仕様に対応すべき項目」として、「汎用性が高く、かつ、更新を考慮した設計及び機器選定」、「国内の利用ニーズ等に対応する照射機能の確保及び海外炉等との相互補完」及び「ユーザーフレンドリーな運営」の3項目を抽出した。

以上を踏まえ、「新照射試験炉が取り組むべき課題」に対応できる新照射試験炉を建設することを目標として新照射試験炉の概略仕様について検討した。検討結果については、ホットラボを含む新照射試験炉に係る主要仕様、建家の構成及び各施設・設備の基本概念、利用性の向上並びに設計方針の観点で整理を行った。その結果、JMTRをベースとした熱出力50MWの新照射試験炉を設置するとともに、工作施設・技術開発試験施設の設置、近隣施設との連携、利用者にとって照射利用しやすい環境の整備等を行うことによって、「新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項」に示す4項目に対応し、「新照射試験炉が取り組むべき課題」に対応した照射試験が行える見通しを得た。この新照射試験炉では、将来の新たなニーズに対応できるように、必要に応じて将来的に照射性能を向上できる異なる炉心の許可を追加取得することにより、照射試験の内容や件数に応じて最適な炉心構成及び運転出力を選択した運転が行える汎用性が高い炉心構造にするとともに、照射設備等の新設、アップグレードが行いやすい拡張性の高い建家構造とした。

新照射試験炉の設置決定後は、国際協力体制、産学官が参画する新照射試験炉の運営利用委員会や照射利用専門部署の実務体制等を整備し、ユーザーが利用しやすく、利用ニーズにきめ細かく対応した照射試験、海外炉等との相互補完によるRIの安定供給等が行えるユーザーフレンドリーな運営を行う。これにより照射利用を促進するとともに新照射試験炉を高稼働率で運転することにより、社会的要請・利用ニーズに確実に応え、かつ、これを通じて継続的にイノベーションを創出することができると考えられる。

新照射試験炉の建設に向けた今後の対応として、以下の4点を提案する。

- ・ 我が国における社会的要請・利用ニーズに応え、かつ、国際貢献に資する新照射試験

炉を国の公共財に位置づけ、その早期設置決定に向けて新照射試験炉の役割及び設置場所のみならず、機能、安全性、資金、運営を含めて国民に十分ご理解いただけるよう、日本学術会議・小委員会などを活用し、国レベルの透明性の高い議論を進めていくこと。

- 我が国における社会的要請・利用ニーズに対応するためには、新照射試験炉を早期に建設する必要がある。新照射試験炉の早期建設に向けて、グレーデッドアプローチの活用、段階的許認可の採用等に関して原子力規制委員会等との許認可に係る情報共有等を行い、規制プロセスのリスク低減を図ること。
- **JMTR** の廃止決定により、社会的要請である軽水炉の安全性・信頼性・効率性向上のための技術開発、革新的な原子炉開発、**RI** 安定供給等のために必要な照射場が我が国から失われ、危機的状況にあると考えられる。このことから、我が国における照射研究を維持し、新照射試験炉の設置までつなげるため、照射研究の基盤維持、技術継承及び人材育成を行っていくこと。
- 照射研究の維持及び新照射試験炉による国際協力や国際貢献に向けて、海外における社会的要請や利用ニーズの調査及びプロジェクトマネジメントが行える人材の育成を進め、国際的なプラットフォームの構築やネットワークの形成を図ること。

## 1. はじめに

材料試験炉（JMTR：Japan Materials Testing Reactor（以下「JMTR」という。）、図 1-1 参照）は、昭和 43 年（1968 年）に初臨界を達成して以来、発電用軽水炉燃料や材料の照射試験を中心に、新型転換炉、高速炉、高温ガス炉、核融合炉などの燃料・材料の照射試験に広く利用されてきた<sup>1-1)</sup>。さらに、大学を中心とした原子炉材料に係る基礎研究や人材育成、医療・工業用のラジオアイソトープ（以下「RI」という。）の製造等にも活用されるなど、我が国の原子力に係る研究開発、利用の発展に貢献してきた。昭和 60 年代後半から平成 18 年（2006 年）8 月の停止までの間は、軽水炉の長期利用と高経年化に係る構造材料の照射誘起応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）等の基礎データの整備や経済性向上のための高燃焼度燃料照射試験を中心に利用され、我が国の軽水炉利用を支える役割も担っていた（図 1-2 参照）。

平成 15 年（2003 年）9 月に示された「原子力二法人の統合に関する報告書」<sup>1-2)</sup>において、文部科学省の検討結果として、老朽化が進んでいる施設や事業の終了により役割を終えた施設について、順次廃止していくとの方針が示され、JMTR は当時初臨界以来 35 年経過した施設であったことから、高経年化が進み、老朽化により廃止する施設とされた。このため、日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）では、業務運営の効率化等の観点から、必要性や費用対効果を考慮しつつ、施設の整理・合理化を進めるという基本的な考え方に沿って、JMTR を「第 1 期中期目標期間中（平成 22 年（2010 年）3 月まで）に廃止措置に着手するための準備を行う施設」とした。

しかしながら、平成 18 年（2006 年）に文部科学省の科学技術・学術審議会、原子力委員会や原子力安全委員会、総合科学技術会議等での議論を経て、今後の利用ニーズに速やかに対応するため、できるだけ早期に JMTR を更新し再稼働することとなり、平成 18 年度（2006 年度）半ばに原子炉を停止した後、平成 23 年度（2011 年度）再稼働を目指し、4 年間の JMTR の更新及び照射設備の整備が開始された<sup>1-3)</sup>。ところが、JMTR の機器更新及び照射設備の整備が完了する直前の平成 23 年（2011 年）3 月 11 日に、東北地方太平洋沖地震による東日本大震災（以下「震災」という。）、さらには震災による福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」という。）が起こった。JMTR においても、震災の影響による設備・機器等の機能評価を行いつつ、施設の維持管理を行うとともに、平成 25 年（2013 年）12 月 18 日より試験研究用等原子炉に対する新規制基準の施行を受けて平成 27 年（2015 年）3 月 27 日に原子炉設置変更許可申請を提出した。その後行った耐震性能の詳細な評価において、耐震設計上の重要度分類が S クラスである炉プール壁、カナル壁等の耐震力が不足していることが判明した。このため、原子炉建家地下外壁の耐震補強等を検討したが、技術的に妥当な工事の成立性が見込めなかったことから、原子力機構外の有識者を交えた委員会を立ち上げ、代替案による耐震補強の可能性について検討し、「耐震補強は技術的に可能であるが、工事には設備機器撤去・再整備等の課題がある」との結論を得た。これを受け、JMTR を維持しながら耐震補強を行い再稼働するためには、耐震工事が長期間にわたること、耐震

工事費が膨大になることなどの課題点とともに、現施設の新規制基準への対応を進めていく中で、タンクヤードの廃液配管や廃液タンクの更新、ホットラボ排気筒の更新等、設備・機器の高経年化によるトラブルが頻発したこともあり、再稼働時に着実な保守点検と高経年化対応を継続する必要があることも明らかになった。このため、年間最大 8 サイクル運転を目指していた震災前に比べて、施設の安全を最優先とした運転サイクル（年間で最大でも 4 サイクル）となることから、高稼働率の運転が困難であることも判明した。このような状況を踏まえ、原子力機構は平成 29 年（2017 年）4 月に公表した「施設中長期計画」<sup>1-4)</sup>において、JMTR を廃止検討施設として位置付けた。

このように、震災以降、原子力の技術・人材を支えてきた基盤と言える原子力研究開発施設においては、その多くが高経年化や新規制基準等の新たな課題への対応が必要となっており、我が国の技術・人材を支える原子力研究開発の基礎基盤が揺らいでいる。このため、国として持つべき原子力研究開発機能の維持に必須な施設（基礎基盤研究・人材育成等に資する施設）及びその運営の在り方等について議論を行うための作業部会（原子力研究開発基盤作業部会）が、文部科学省科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会の下に平成 29 年（2017 年）1 月に設置された。当該部会では、平成 30 年（2018 年）3 月まで 6 回にわたり公開の会議にて議論が進められ、平成 30 年（2018 年）4 月に「中間まとめ」が策定された<sup>1-5)</sup>。この「中間まとめ」において、我が国の照射試験炉利用に関する長期的な展望から、「原子力機構は、照射機能の重要性や海外施設利用に係る課題を認識しつつ、関係機関の利用ニーズを踏まえ、共働して JMTR 後継としての安全研究や材料照射研究を担う新たな照射炉の建設に向けた検討を進める。」との方針が示された。この方針を受け、原子力機構は「JMTR 後継炉検討委員会」を理事長の下に設置し、JMTR 後継となる新たな照射試験炉（以下「新照射試験炉」という。）の建設に向けた検討を開始した。

JMTR 後継炉検討委員会では、利用ニーズの再整理（将来の利用ニーズ動向を含む）、海外施設利用に関する検討（中性子照射に関する技術動向の調査を含む）及び新照射試験炉の概略仕様の検討を主な検討事項とし、平成 31 年（2019 年）3 月 26 日に第 1 回を開催し、社会的要請・利用ニーズの再整理等について議論した。令和元年（2019 年）7 月 1 日及び令和 2 年（2020 年）9 月 3 日に第 2 回及び第 3 回を開催し、社会的要請・利用ニーズの再整理（将来の利用ニーズを含む）、海外施設利用のメリット・デメリット及び新照射試験炉の概略仕様の検討について議論した。また、新照射試験炉に求められる利用ニーズ、国内における照射機能・施設運営・供用の在り方等について、産学官の参加のもとで議論し、明確化することを目的として、「新たな照射試験炉の建設に向けたワークショップ」を令和 2 年（2020 年）12 月 22 日及び 23 日に開催した。

本報告書は、これらの議論及び第 4 回 JMTR 後継炉検討委員会（令和 3 年（2021 年）3 月 9 日）での議論を経て、社会的要請・利用ニーズの再整理、海外炉施設利用に関する調査及びこれらを踏まえて行った新照射試験炉の概略仕様の検討の結果をとりまとめたものである。JMTR 後継炉検討委員会名簿及び JMTR 後継炉検討委員会開催実績を添付資料 1 及

び添付資料 2 に示す。

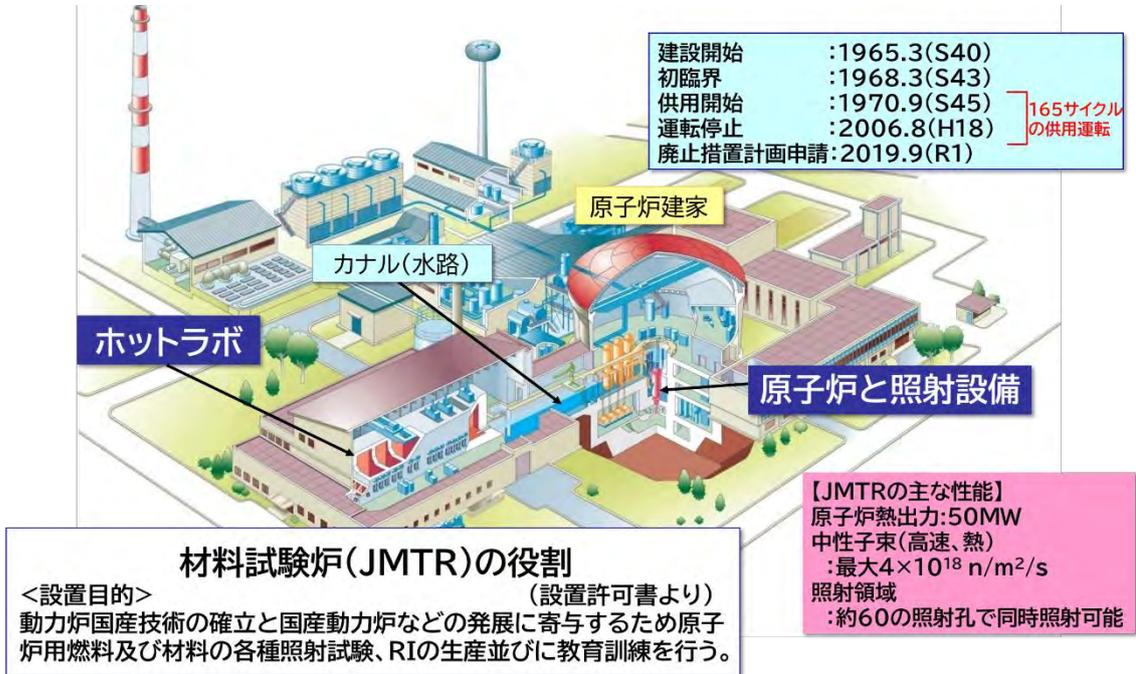


図 1-1 JMTR の概要

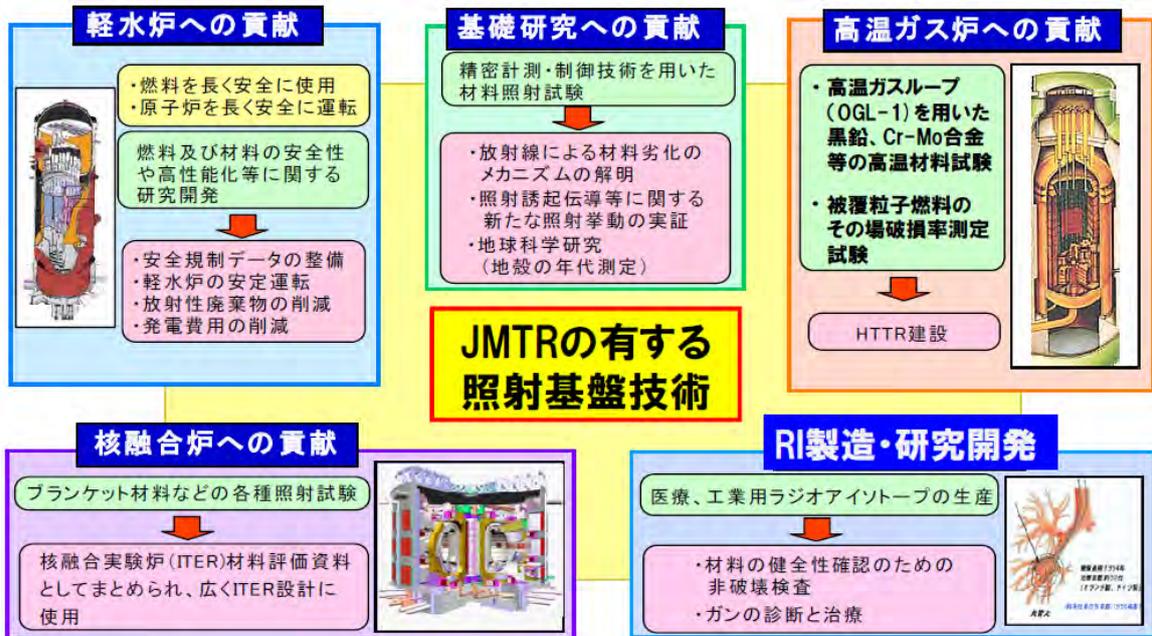


図 1-2 JMTR の主要な成果

## 2. 社会的要請・利用ニーズの再整理

### 2.1 概要

JMTR の廃止決定により、我が国は、第 5 次エネルギー基本計画に示されている軽水炉の安全性、信頼性・効率性向上のための技術開発や新型炉開発に必要な照射場を失い、国内において実用的なデータの取得ができなくなっており、運転技術や研究開発を行う原子力人材を育成することも困難となっている。工業用・医療用 RI 製造についても海外に依存するしかないが、生産国での利用が優先であり、国内への安定供給が困難な状況である。

海外の研究用原子炉（以下「海外炉」という。）においても、HBWR（Halden Boiling Water Reactor）の廃止を始め多くの高出力照射試験炉が高経年化により相次いで廃止されてきており、現在稼働している多くの照射試験炉も、今後 10 年後には廃止の可能性が高くなっている。このような中、海外では、フランスの JHR（Jules Horowitz Reactor）、アルゼンチンの RA-10 等の高出力照射試験炉の建設が進められている。

一方、国内では、平成 28 年（2016 年）末に決定された「もんじゅ」の廃止措置移行に伴い、「もんじゅ」サイトを活用し、新たな試験研究用原子炉（以下「試験研究炉」という。）を設置することで「もんじゅ」周辺地域や国内外の原子力関係機関・大学等の協力も得ながら、我が国の今後の原子力研究や人材育成を支える基盤となる中核的拠点となるよう位置付けることが決定された<sup>2-1)</sup>。この「もんじゅ」サイトに新たに設置する試験研究炉（以下「「もんじゅ」サイトの試験研究炉」という。）としては、中性子ビームを主目的とした中出力炉が最も適切であるとの方向性が示されている<sup>2-2)</sup>。これらを踏まえ、中性子の利用分野、各利用分野における中性子束及び原子炉出力の関係について整理した。その結果は図 2-1 に示すとおりであり、これまでの研究開発で培った技術を維持・高度化するための基礎基盤技術の確立も行いつつ、上述の社会的要請に添えていくためには、我が国においても「もんじゅ」サイトの試験研究炉に加えて、軽水炉等の燃料・材料の照射試験、RI 製造等にも対応できる高出力照射試験炉の検討も必要不可欠であると考えられる。

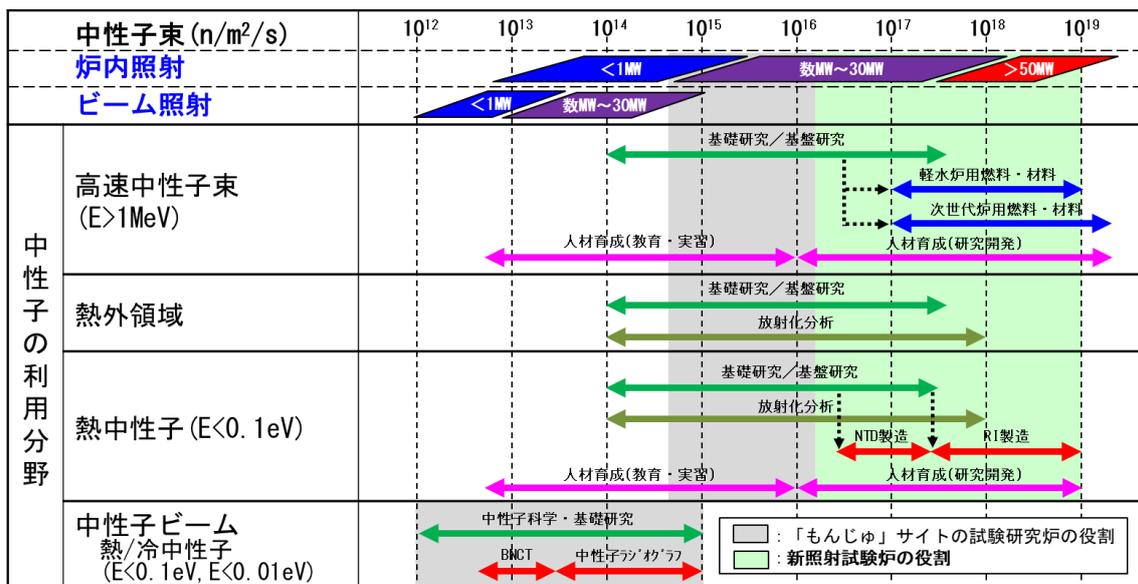


図 2-1 新照射試験炉の必要性

新照射試験炉の建設に向けた対応として、原子力機構では原子力研究開発基盤作業部会の中間まとめにおいて示された方針を受け、新照射試験炉の今後の在り方及び照射試験に係る利用ニーズを整理するために、資源エネルギー庁、日本学術会議、JMTR 運営・利用委員会等が提言している計画・課題、次世代炉の開発に関する取組等について調査を行った。次に JMTR 後継炉検討委員会委員を中心に利用ニーズに係るヒアリング、JMTR（ホットラボを含む）の利用実績、海外施設の利用実績及び新照射試験炉への照射利用に係る要望の調査を行った。さらに、令和 2 年（2020 年）12 月 22 日及び 23 日に社会的要請・利用ニーズを汲み上げるために「新たな照射試験炉の建設に向けたワークショップ」（以下「ワークショップ」という。）を開催した。

これらの調査結果を踏まえ、新照射試験炉が取り組むべき課題として、「軽水炉等の研究開発・安全性向上」、「科学技術・学術の向上」、「産業利用の拡大」及び「原子力人材の育成」の観点で整理するとともに、これらの課題に取り組むための新照射試験炉の建設に向け、新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項を整理した。

## 2.2 社会的要請・利用ニーズに係る文献調査・再整理

### 2.2.1 資源エネルギー庁、日本学術会議からの計画、提言等

これまで資源エネルギー庁及び日本学術会議から試験研究炉の必要性等に関する報告が行われている。これらの計画、提言等について調査を行い、照射試験炉に求められる役割について改めて整理した。関連する計画、提言等のうち該当箇所等を以下に示す。

#### (1) 第 5 次エネルギー基本計画

平成 30 年（2018 年）7 月 3 日に閣議決定された「第 5 次エネルギー基本計画」（第 4 次計画決定から約 4 年ぶりの改定）では<sup>23)</sup>、2030 年エネルギーミックス目標の変更はないが、「地球温暖化対策計画」（平成 28 年（2016 年）5 月）の 2050 年までの長期目標を見据え、原子力については、可能な限り低減させるものの、ベースロード電源として位置づけることになっている。これについては第 4 次計画から変更はないが、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーション促進、試験研究炉の整備等について記載されている（図 2-2）。

原子力に係る取り組むべき技術課題については、以下の提言が公表された。

#### 【取り組むべき技術課題（資源エネルギー庁「第 5 次エネルギー基本計画」より一部抜粋）】

準国産エネルギーに位置付けられる原子力については、軽水炉技術の向上を始めとして、国内外の原子力利用を取り巻く環境変化に対応し、その技術課題の解決のために積極的に取り組む必要がある。その際、安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である。まず、万が一の事故のリスクを下げていくため、過酷事故対策を含めた軽水炉の一層の安全性・信頼性・効率性向上に資する技術の開発を進める。また、水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する技術開発を、海外市場の動向を見据えつつ国際協力の下で推進する。さらに、原子力利用の安全性・信頼性・効率性を抜本的に高める新技術等の開発を進める。このような取組を支えるため、人材育成や研究開発等に必要試験研究炉の整備を含め、産学官の垣根

を越えた人材・技術・産業基盤の強化を進める。なお、こうした取組を進めるに当たっては、小型モジュール炉や熔融塩炉を含む革新的な原子炉開発を進める米国や欧州の取組も踏まえつつ、国は長期的な開発ビジョンを掲げ、民間は創意工夫や知恵を活かしながら、多様な技術間競争と国内外の市場による選択を行うなど、戦略的柔軟性を確保して進める。また、核融合エネルギーの実現に向け、国際協力で進められているトカマク方式のITER計画や幅広いアプローチ活動については、サイトでの建設や機器の製作が進展しており、引き続き、長期的視野に立って着実に推進するとともに、技術の多様性を確保する観点から、ヘリカル方式・レーザー方式や革新的概念の研究を並行して推進する。また、放射性廃棄物の減容化・有害度低減や、安定した放射性廃棄物の最終処分に必要となる技術開発等を進める。

### 第5次エネルギー基本計画

**長期的に安定した持続的・自立的なエネルギー供給により、我が国経済社会の更なる発展と国民生活の向上、世界の持続的な発展への貢献を目指す**  
 3E+Sの原則の下、安定的で負担が少なく、環境に適合したエネルギー需給構造を実現

<b>「3E+S」</b>	⇒	<b>「より高度な3E+S」</b>
○ 安全最優先 (Safety)	+	技術・ガバナンス改革による安全の革新
○ 資源自給率 (Energy security)	+	技術自給率向上/選択肢の多様化確保
○ 環境適合 (Environment)	+	脱炭素化への挑戦
○ 国民負担抑制 (Economic efficiency)	+	本国産競争力の強化

**情勢変化** ①脱炭素化に向けた技術間競争の始まり    ②技術の変化が増幅する地政学リスク    ③国家間・企業間の競争の本格化

<p style="text-align: center;"><b>2030年に向けた対応</b>              ~温室効果ガス26%削減に向けて~              ~エネルギーミックスの確実な実現~</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 現状は道半ば</li> <li>- 計画的な推進</li> <li>- 実現重視の取組</li> <li>- 施策の深掘り・強化</li> </ul> <p>&lt;主な施策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ <b>再生可能エネルギー</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・主力電源化への布石</li> <li>・低コスト化, 系統制約の克服, 火力調整力の確保</li> </ul> </li> <li>○ <b>原子力</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・依存度を可能な限り低減</li> <li>・不断の安全性向上と再稼働</li> </ul> </li> <li>○ <b>化石燃料</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・化石燃料等の自主開発の促進</li> <li>・高効率な火力発電の有効活用</li> <li>・災害リスク等への対応強化</li> </ul> </li> <li>○ <b>省エネ</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・徹底的な省エネの継続</li> <li>・省エネ法と支援策の一体実施</li> </ul> </li> <li>○ <b>水素/蓄電/分散型エネルギーの推進</b></li> </ul>	<p style="text-align: center;"><b>2050年に向けた対応</b>              ~温室効果ガス80%削減を目指して~              ~エネルギー転換・脱炭素化への挑戦~</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 可能性と不確実性</li> <li>- 野心的な複線シナリオ</li> <li>- あらゆる選択肢の追求</li> </ul> <p>&lt;主な方向&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ <b>再生可能エネルギー</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・経済的に自立し脱炭素化した主力電源化を目指す</li> <li>・水素/蓄電/デジタル技術開発に着手</li> </ul> </li> <li>○ <b>原子力</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・脱炭素化の選択肢</li> <li>・安全炉追求/バックエンド技術開発に着手</li> </ul> </li> <li>○ <b>化石燃料</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡期は主力、資源外交を強化</li> <li>・ガス利用へのシフト、非効率石炭フェードアウト</li> <li>・脱炭素化に向けて水素開発に着手</li> </ul> </li> <li>○ <b>熱・輸送、分散型エネルギー</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水素・蓄電等による脱炭素化への挑戦</li> <li>・分散型エネルギーシステムと地域開発 (次世代再エネ・蓄電、EV、マイクログリッド等の組合せ)</li> </ul> </li> </ul>
--	---

**基本計画の策定 ⇒ 総力戦 (プロジェクト・国際連携・金融対話・政策)**

図2-2 第5次エネルギー基本計画の概要<sup>2)3)</sup>

## (2) 日本学術会議の提言

平成30年（2018年）8月16日に、日本学術会議総合工学委員会原子力安全に関する分科会における研究用原子炉の在り方検討小委員会での審議結果を踏まえ、研究炉に対する近年の急速な状況の変化に対応するために、以下の提言<sup>2-4)</sup>が公表された（図2-3）。

- 【提言の内容】（日本学術会議「研究と産業に不可欠な中性子の供給と研究用原子炉の在り方」より一部抜粋）
- ① 我が国の科学技術を支える量子ビームである放射光及び中性子を提供する施設の充実が重要である。特に、JMTRの廃炉による我が国における照射炉の消滅およびJRR-3やKURなどのビーム炉の高経年化は大きな懸念材料であり、早急な改善が必要である。
  - ② 現状で最も重要なことは、照射炉の建設を早急に進めることである。出力はJMTRと同程度（40～50MWth）とし、照射した試料を扱う実験施設を備える必要がある。研究炉の建設には長期間かかることから、この間のユーザーへの支援を行う必要がある。
  - ③ 中性子ビームの利用を促進するために、JRR-3の早期の再稼働を進め、冷中性子源の増強と中性子導管のスーパーミラー化等の高度化を図ることが必要である。また、長期的な観点から時間を要するJRR-3の次期炉の検討を早急に進めるべきである。
  - ④ 研究炉の利用では産業利用および原子力発電所の安全性の研究開発の占める割合が大きくなると予想される。研究炉の建設や運営に対する費用について、関係省庁で適切な負担の在り方を検討する必要がある。また、将来の原子力発電所の廃炉や使用済燃料の処理処分等長期にわたる事業を支えるための人材育成が必要であり、研究炉は人材育成に大きく貢献できる。

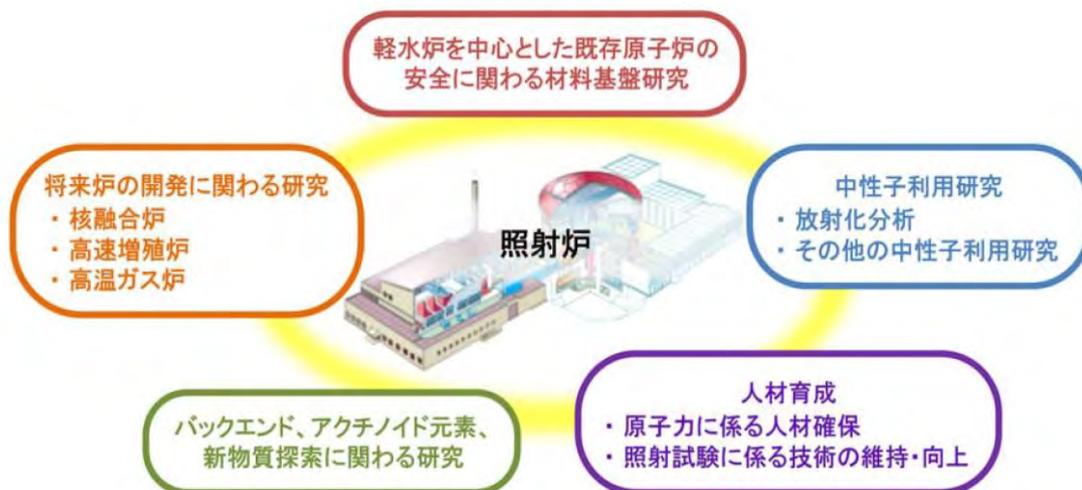


図 2-3 照射炉の必要性<sup>2-4)</sup>

## 2.2.2 原子力規制委員会における安全研究

令和2年（2020年）6月に原子力規制委員会は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（改正令和元年5月29日原子力規制委員会）に基づき、令和3年（2021年）度以降を対象とした安全研究の分野を「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」（以下「実施方針」という。）<sup>25)</sup>として定めた。今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針は、「原子力規制委員会第2期中期目標」（令和2年2月原子力規制委員会）<sup>26)</sup>において、安全研究に関しては、「規制上の課題を踏まえた安全研究を行い、最新の科学的・技術的知見を蓄積する」としていることや、1F事故から得られた教訓、国際原子力機関（IAEA）の総合規制評価サービス（IRRS）における指摘、審査、検査等の原子力規制活動の経験、海外規制機関の動向等を踏まえ、安全研究の実施方針を以下の5つのカテゴリーに分類している。

- ・横断的原子力安全
- ・原子炉施設
- ・核燃料サイクル・廃棄物
- ・原子力災害対策・放射線規制等
- ・技術基盤の構築・維持

この5つのカテゴリーの詳細は、「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針（令和3年度以降の安全研究に向けて）」<sup>25)</sup>に示されている。新照射試験炉の検討に係る社会的要請・利用ニーズの再整理の観点から「原子炉施設」カテゴリーにおける「G）核燃料」及び「H）材料・構造」について調査を実施した。

### G）核燃料

「原子炉施設」のうち「核燃料」については、「燃料の燃焼が進むことにより、従来知見とは異なる燃料破損挙動等が異常な過渡変化や設計基準事故を模擬した試験において観察されている。燃料の安全性をより確かなものとするために、高燃焼度化の影響に関して、試験データ等を取得する研究を行うとともに、従来、注目されていなかった状況下での燃料挙動等についても知見を取得し、最新知見に基づいて現行基準の妥当性を確認して、必要に応じて規制基準等の見直しを検討していくことが重要である。」とされている。これまでの研究の動向として、「高燃焼度対応改良ジルコニウム合金被覆管の照射成長試験を実施した。また、水素吸収した燃料被覆管の延性及び外面割れ破損については、炉外試験を実施し、試験結果の評価を行った。冷却材喪失事故（LOCA：Loss of Coolant Accident）時挙動については、照射済高燃焼度燃料被覆管のLOCA模擬試験を実施するとともに、国際協力プロジェクトへ参加し、燃料破損挙動変化に関する技術情報を入手・評価した。また、反応度投入事故（RIA：Reactivity-Initiated Accident）時挙動については、改良ジルコニウム合金被覆管を用いた高燃焼度対応改良燃料のRIA 模擬試験を実施し、従来より低い燃料発熱量での燃料破損を確認した。」とされている。

これらを踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定している。

【当該分野における研究課題（原子力規制委員会「『今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針』について(令和2年6月24日)」より一部抜粋）】

（短期的課題）

G-1 RIA 模擬試験において得られた試験データ（従来より低い燃料発熱量での改良型燃料の

破損)の一般性を確認する。

(中長期的課題)

G-2 現行基準等制定時には考慮されていない燃料破損挙動が炉心の冷却性等に及ぼす影響を評価するために必要な技術知見を取得する。

G-3 事故を経験した燃料の耐震性等、研究事例が少ない状況下での燃料特性・挙動について知見を取得する。

上記G-1～3の課題に対応するため、令和3年度以降の当該分野の研究の実施方針は以下のとおりとしている。

【令和3年度以降の実施方針（原子力規制委員会『今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針』について(令和2年6月24日)より一部抜粋)】

研究炉を用いたRIA模擬試験及び試験燃料棒の詳細観察・分析を実施し、従来より低い燃料発熱量での燃料破損について、その原因に関する知見を取得する(課題G-1)。事故模擬試験及び分離効果試験等を実施し、燃料棒外への燃料ペレット片放出等、現行基準制定時には考慮されていない燃料破損が発生する条件や破損メカニズム等について知見を取得する(課題G-2)。事故を経験して劣化した燃料の冷却可能形状維持の確認の観点から、事故後の燃料耐震性評価に必要な知見を取得する。さらに、設計基準事故を超える条件での燃料損傷挙動について知見を取得する(課題G-3)。また、事故耐性の向上を目指した新しい燃料の健全性評価手法の検討や、設計基準事故及びそれを超える事故時の燃料健全性に係るより科学的合理性の高い判断基準の検討に資する研究にも取り組む。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 核燃料分野における安全研究プロジェクト

事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究 (R1-R5)

(課題G-1、課題G-2、課題G-3対応)

## H) 材料・構造

「原子炉施設」のうち「材料・構造」については、「運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価の審査では、発電所の長期供用に伴い顕在化し、機器・構造物の機能低下を引き起こす可能性がある経年劣化事象に対して、最大60年にわたって規制基準等に適合することを確認している。これらを確認する上で必要となる経年劣化事象に対する最新知見を拡充するための研究が重要である。また、重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力の評価に係る技術的な知見の取得が重要である。」とされている。これまでの研究の動向として、「原子炉压力容器等の金属材料、ケーブルの劣化予測等に関する研究を実施してきた。原子炉压力容器の中性子照射脆化については、破壊じん性等の機械特性データを取得するとともに、監視試験データに対して統計的解析手法を用いて、鋼材の化学成分、中性子照射条件等が脆化に及ぼす影響について評価した。また、電気・計装設備の健全性評価手法の整備については、安全上重要なケーブル等について、加速劣化手法により模擬的に経年劣化を付与したケーブル等の重大事故模擬環境下における絶縁性能データ等を取得し、経年劣化及び重大事故環境を考慮した健全性評価手法を検討してきた。さらに、重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力の評価に係る知見を取得するための要素試験を実施してき

た。」とされている。

これらを踏まえ、今後の研究の課題を以下のとおり設定している。

【当該分野における研究課題（原子力規制委員会「『今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針』について(令和2年6月24日)」より一部抜粋）】

（短期的課題）

H-1 原子炉格納容器の終局的耐力の評価に資する知見を取得する。

（中長期的課題）

H-2 廃止措置中の実用炉等から取り出した実機材料を活用し、これまで整備してきた経年劣化事象に対する知見を検証する。

上記 H-1～2 の課題に対応するため、令和 3 年度以降の当該分野の研究の実施方針は以下のとおりとしている。

【令和3年度以降の実施方針（原子力規制委員会「『今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針』について(令和2年6月24日)」より一部抜粋）】

重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力の評価のために、格納容器鋼材の種々の延性破壊モードに係る知見を取得する（課題H-1）。

また、実機材料を活用した試験等を行い、中性子照射脆化、熱時効、電気・計装設備の絶縁低下等の経年劣化事象に係る健全性評価手法の妥当性を検証するとともに、機器の健全性に関する知見を蓄積する（課題H-2）。

さらに、原子炉圧力容器の加圧熱衝撃評価の科学的合理性を高める研究にも取り組んでいく。

上記を踏まえ以下のプロジェクトを実施する。

○ 材料・構造分野における安全研究プロジェクト

重大事故時等の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究（H29-R3）（課題H-1対応）

実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究（R2-R6）（課題 H-2 対応）

### 2.2.3 軽水炉安全技術・人材ロードマップの検討

平成27年（2015年）6月に、経済産業省総合資源エネルギー調査会原子力小委員会の自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループは、1F事故の経験で得られた教訓を踏まえ、軽水炉の安全技術・人材の維持・発展に重点を置き、国、事業者、メーカー、研究機関、学会等関係者間の役割を明確化した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」<sup>27)</sup>を日本原子力学会との議論を通じて取りまとめた。

当該ロードマップ策定については、広く国内外の専門家に提示し、様々な議論を経た上で継続的に見直していくこと（ローリング）が重要である。こうした認識の下、日本原子力学会において、自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループからの指摘も踏まえつつ、当該ロードマップについてローリングが実施された。それらの結果を反映し自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループは、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の見直しを図った（平成29年（2017年）3月）。

平成 29 年（2017 年）3 月時点での「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」を図 2-4 に示す。図 2-4 のうち、照射試験炉による照射試験が必要と考えられる事項を赤枠で示す。

# ① 既設の軽水炉等のリスク情報の利活用的高度化

		Stage1 (短期)		Stage2 (中期)		Stage3 (長期)	
		事業経緯 (経路経緯)	特性	変化	事業経緯 (経路経緯)	特性	変化
様々なリスクを把握する	1 F事故を踏まえ安全目標の自主的な再設定を行う 解析手法の高度化や最新技術の活用により、地震や津波についてのリスク情報の精緻化を図る 地震・津波以外の自然災害・事故についてのリスクの網羅的な把握と、対策の重要度の検討を行う リスク情報を把握するための手法やデータの整備を行う	S101M101L102_001	◎	→	S101M101L102_001	◎	→
		S106_004	○	↓	S103M102L101_001	○	→
		S106_005	◎	→	M104L103_006	○	↓
		S106_003	◎	→	S103M102L101_001	○	→
		S111_013	◎	↑			
		S111_022	○	初			
		S110_c10	○	→			
		S111M107L103_042	◎	→	S111M107L103_042	◎	→
		S101M101L102_001	◎	→	S101M101L102_001	◎	→
		S111M106L103_002	◎	初	S110M106L103_002	○	→
リスク情報を踏まえて対策をとる	大規模自然災害によるリスク情報を活用した機器を導入・構築する 1 F事故の知見を活用した機器の導入・開発を行う リスク低減を加速するための制度や知識基盤の整備を進める リスク情報をマネジメントや意思決定に活用する	S111_d29	◎	→	S111M107L103_042	◎	→
		S102M101_a01	○	→	S101M101L102_001	◎	→
		S102_a09	○	→	S110M106L103_002	○	→
		S102_a05	△	初	S103M102L101_001	○	→
		S102_a07	○	初	M103L101_a04	◎	↑
		S103M102L101_001	○	→	S102M101_a01	○	→
		S104_b04	○	→			
		S104M101L102_b02-1	○	→	S103M102L101_001	○	→
		S104M101L102_b02-2	○	→	S101M101L102_001	◎	→
		S104M101L102_b02-3	○	→	S110M106L103_002	○	→
社会と共有する	原子力施設のリスクについての社会との丁寧な対話を行う リスク情報の活用による地域防災や広域防災の能力を向上する 1 F事故の教訓を国際的に共有する	S103M102L101_001	○	→	S103M102L101_001	○	→
		S104_b04	○	→	S101M101L102_001	◎	→
		S104M101L102_b02-1	○	→	S104M101L102_b02-1	○	→
		S104M101L102_b02-2	○	→	S104M101L102_b02-2	○	→
		S104M101L102_b02-3	○	→	S104M101L102_b02-3	○	→
		S110M106L103_002	○	→	M103L101_a04	◎	↑
		S101M101L102_001	◎	→	M104L101_a02	○	→
		S101M101L102_001	◎	→	S101M101L102_001	◎	→
		S101M101L102_001	◎	→	S101M101L102_001	◎	→
		S101M101L102_001	◎	→	S101M101L102_001	◎	→
人材育成	安全対策上の技術・組織・社会課題の解決を通じて人材を育成、技術・組織・社会課題と人材課題は密接に連関。 自然災害の発生頻度を高め、リスクに関連する様々な分野を網羅できる人材を輩出する リスク情報の扱いに長けた人材を国内外から排出する	S103M102L101_001	○	→	S103M102L101_001	○	→
		S110M106L103_002	○	→	S110M106L103_002	○	→
		Stage2 (中期) に同じ		Stage2 (中期) に同じ		Stage2 (中期) に同じ	
		Stage2 (中期) に同じ		Stage2 (中期) に同じ		Stage2 (中期) に同じ	

図 2-4 軽水炉安全技術・人材ロードマップ (1/6) 2-7)

## ② 既設の軽水炉等の事故発生リスクの低減

Stage1 (短期)		Stage2 (中期)		Stage3 (長期)	
重要課題 (課題顕在化)	変化	重要課題 (課題顕在化)	変化	重要課題 (課題顕在化)	変化
新しい知見を安全対策に組み入れる	原子炉システム信頼性を向上する S111M107_L103_d42 ◎	原子炉システム信頼性を継続的に向上する S111M107_L103_d42 ◎	原子炉システム信頼性を向上する (炉心溶融しない燃料への対応をとる) S111M107_d18-1 ◎ S111M107_d18-2 ◎ M199L199_d20 ◎	原子炉システム信頼性を向上する (炉心溶融しない燃料への対応をとる) S111M107_d18-1 ◎ S111M107_d18-2 ◎ M199L199_d20 ◎	原子炉システム信頼性を飛躍的に向上する S111M107_L103_d42 ◎
運転トラブルを防止する	炉心と冷却水のふるまいをより明確にする S111M107_d17-1 ◎ 燃料の信頼性を向上する (炉心溶融しない燃料への対応をとる) S111M107_d18-1 ◎ S111M107_d18-2 ◎ 炉心の信頼性向上と高度化を図る S111M107_d24 △ S111M107_d17-1 ◎	炉心と冷却水のふるまいをより明確にする S111M107_d17-1 ◎ 燃料の信頼性を向上する (炉心溶融しない燃料への対応をとる) S111M107_d18-1 ◎ S111M107_d18-2 ◎ 炉心の信頼性向上と高度化を図る S111M107_d24 △ S111M107_d17-1 ◎	燃料の信頼性を向上する (炉心溶融しない燃料への対応をとる) S111M107_d18-1 ◎ S111M107_d18-2 ◎ M199L199_d20 ◎	燃料の信頼性を向上した燃料を効果的に運用する M199L199_d20 ◎ M199L199_d19 ◎	原子炉システム信頼性を飛躍的に向上する S111M107_L103_d42 ◎
経年劣化対策を行う	原子炉システム信頼性を向上する S111M107_d36 ◎ S111_d39 ◎ 材料劣化評価手法を高度化する S111_d37 ◎	原子炉システム信頼性を向上する S111M107_d36 ◎ S111_d39 ◎ 材料劣化評価手法を高度化する S111_d37 ◎	原子炉システム信頼性を向上する (炉心溶融しない燃料への対応をとる) S111M107_d18-1 ◎ S111M107_d18-2 ◎ M199L199_d20 ◎	超長寿命プラントによる安全な運転を実現する L104_d41 ◎	原子炉システム信頼性を飛躍的に向上する S111M107_L103_d42 ◎
作業環境を改善する	被ばく低減に向けた状態監視、モニタリング技術の開発と環境負荷低減を図る S111_d32 ◎ S111M107_L104_d33-1 ◎	被ばく低減に向けた状態監視、モニタリング技術の開発と環境負荷低減を図る S111_d32 ◎ S111M107_L104_d33-1 ◎	運転管理を最適化し保守・運転員の負荷を低減し、安全運転を確保する S111M107_d34 ◎ S111M107_L104_d33-1 ◎	技術革新により被ばくリスクと保守・運転時の負荷を軽減し、安全運転を確保する L104_d35-1 ◎ S111M107_L104_d33-1 ◎	原子炉システム信頼性を飛躍的に向上する S111M107_L103_d42 ◎
人材育成	安全対策上の技術・組織・社会課題の解決を通じて人材を育成。技術・組織・社会課題は密接に連関。安全な運転を実現する現場の人材を維持確保する	安全対策上の技術・組織・社会課題の解決を通じて人材を育成。技術・組織・社会課題は密接に連関。設計や建設から廃炉までの知見に基づくプラント管理ができる人材を維持する	設計や建設から廃炉までの知見に基づくプラント管理ができる人材を維持する	安定・安全なプラント運転に係る知識・技能を有する国際人材を育成する	原子炉システム信頼性を飛躍的に向上する S111M107_L103_d42 ◎

図 2-4 軽水炉安全技術・人材ロードマップ (2/6) 27

### ③ 事故発生時のサイト内の事故拡大防止方策 & ④ 事故発生時のサイト外の被害極小化方策

		Stage1 (短期)		Stage2 (中期)		Stage3 (長期)	
		事業計画 (目標達成)	進捗	事業計画 (目標達成)	進捗	事業計画 (目標達成)	進捗
事故発生時のサイト内の事故拡大防止方策 影響の把握から 外部への影響を 抑制する	自然災害の襲撃、予測技術と体制を整える 地震・津波以外の自然災害や航空機衝突等、プラント外部の災害の影響の把握とリスク評価を行う 断層帯近や斜面崩壊等を含めた地震影響評価技術を構築する、耐津波工学を体系化する シビアイベントを含む、事故時の挙動の把握を進め、解析コードや評価ツールを改良する。 事故リスクを体系的に低減した軽水炉の設計を進める 事故時のプラントの状況をより正確に把握できるようにするための計装や機器を開発する 事故に備えて設備や機器を開列し、多様化を進め、適切にメンテナンスする リーダーや要員への情報提供方法の改善を含めたメンテナンスの改善や、新しいメンテナンスの導入を含め、メンテナンスを最適化する 国際的な最新知見に基づきSA対策を検討する 訓練マニュアルや訓練方法の改善により、事故に備えた訓練を高度化する 組織のリスクマネジメントを強化するため組織構成や組織機能の最適化を行う プラントの内外の連携を強化する 広域災害時にも利用可能な放射線計測装置の導入と活用のための体制の整備により、事故時のプラント周辺の状況を正確に把握する 防災計画の改善により地域の原子力事故時の防災力を高める	S101_005	○	S103M101102_001	○	S111M101104_010	○
		S107_008	△	S104M101102_001	○	S111M101104_010	○
		S106_003	○	S104M101102_002	○	S111M101104_010	○
		S106_007	△	S104M101102_003	○	S111M101104_010	○
		S106_004	○	S104M101102_004	○	S111M101104_010	○
		S106_005	○	S104M101102_005	○	S111M101104_010	○
		S111M101102_006	○	S104M101102_006	○	S111M101104_010	○
		S111M101102_007	○	S104M101102_007	○	S111M101104_010	○
		S111M101102_008	○	S104M101102_008	○	S111M101104_010	○
		S111M101102_009	○	S104M101102_009	○	S111M101104_010	○
知識・技術 事故を拡大させない 発電所における事故対応能力の向上	最新の知見と技術に基づく制御体制の最適化を継続する 大規模地震や大津波を含め、極めて稀に発生する大規模な災害についての最新の知見を更新し、その影響把握とリスクを評価する手法を改良し、不確実性を低減する研究を継続する 大規模災害によるものを含め、各種挙動の把握や評価手法の改良を継続し、評価に伴う不確実性を低減する 事故リスクを体系的に低減した軽水炉の設計を継続的に進める 事故時メンテナンスを設計に反映し、革新的な技術開発につなげる 国際的にも発生し、極めて稀に発生する大規模な災害も考慮したシビアイベント・メンテナンスの改善により、リスクを体系的に低減する M104_007 シビアイベントの発生をより正確に把握できるようにするための計装や機器を開発する 事故に備えて設備や機器を開列し、多様化を進め、適切にメンテナンスする リーダーや要員への情報提供方法の改善を含めたメンテナンスの改善や、新しいメンテナンスの導入を含め、メンテナンスを最適化する 国際的な最新知見に基づきSA対策を検討する 訓練マニュアルや訓練方法の改善により、事故に備えた訓練を高度化する 組織のリスクマネジメントを強化するため組織構成や組織機能の最適化を行う プラントの内外の連携を強化する 広域災害時にも利用可能な放射線計測装置の導入と活用のための体制の整備により、事故時のプラント周辺の状況を正確に把握する 防災計画の改善により地域の原子力事故時の防災力を高める	M104L101_006	○	M104_007	○	M104L101_008	○
		M104L101_007	○	M104_008	○	M104L101_010	○
		M104L101_008	○	M104_009	○	M104L101_010	○
		M104L101_009	○	M104_010	○	M104L101_010	○
		M104L101_010	○	M104_011	○	M104L101_010	○
		M104L101_011	○	M104_012	○	M104L101_010	○
		M104L101_012	○	M104_013	○	M104L101_010	○
		M104L101_013	○	M104_014	○	M104L101_010	○
		M104L101_014	○	M104_015	○	M104L101_010	○
		M104L101_015	○	M104_016	○	M104L101_010	○
社会 機関の 防災 力を 向上	自然災害の襲撃、予測技術と体制の原則により、世界的な自然災害予測の向上に貢献する 極めて稀に発生する大規模な災害の影響やリスクの不確実性を体系的に低減する 大規模災害を含め、革新的な技術と最新知見を活用し、国際標準となる事故リスクを体系的に低減した軽水炉を開発し、国際的な原子力安全に貢献する M199L199_019 革新的な設備や外部緊急支援組織を活用し、大規模な災害時を含め、シビアイベントにおいて、緊急対応能力への影響を最小化してリスクを低減する マネジメントの国際標準化を通じて、世界の原子力安全の向上に貢献する M102L101_004 シビアイベントの発生をより正確に把握できるようにするための計装や機器を開発する 事故に備えて設備や機器を開列し、多様化を進め、適切にメンテナンスする リーダーや要員への情報提供方法の改善を含めたメンテナンスの改善や、新しいメンテナンスの導入を含め、メンテナンスを最適化する 国際的な最新知見に基づきSA対策を検討する 訓練マニュアルや訓練方法の改善により、事故に備えた訓練を高度化する 組織のリスクマネジメントを強化するため組織構成や組織機能の最適化を行う プラントの内外の連携を強化する 広域災害時にも利用可能な放射線計測装置の導入と活用のための体制の整備により、事故時のプラント周辺の状況を正確に把握する 防災計画の改善により地域の原子力事故時の防災力を高める	M104L101_006	○	M104_007	○	M104L101_008	○
		M104L101_007	○	M104_008	○	M104L101_010	○
		M104L101_008	○	M104_009	○	M104L101_010	○
		M104L101_009	○	M104_010	○	M104L101_010	○
		M104L101_010	○	M104_011	○	M104L101_010	○
		M104L101_011	○	M104_012	○	M104L101_010	○
		M104L101_012	○	M104_013	○	M104L101_010	○
		M104L101_013	○	M104_014	○	M104L101_010	○
		M104L101_014	○	M104_015	○	M104L101_010	○
		M104L101_015	○	M104_016	○	M104L101_010	○
事故対応に 関係する 人材育成	事故対応に備えたリーダーや要員の育成、輩出する 自然災害などの科学的知見を、原子力プラントの安全性向上に結び付けられる人材を育てる	S104M101102_002	○	S104M101102_002	○	S104M101102_002	○
		S104M101102_003	○	S104M101102_003	○	S104M101102_003	○

図 2-4 軽水炉安全技術・人材ロードマップ (3/6) 2-7)

## ⑤ 既設炉の廃炉の安全な実施

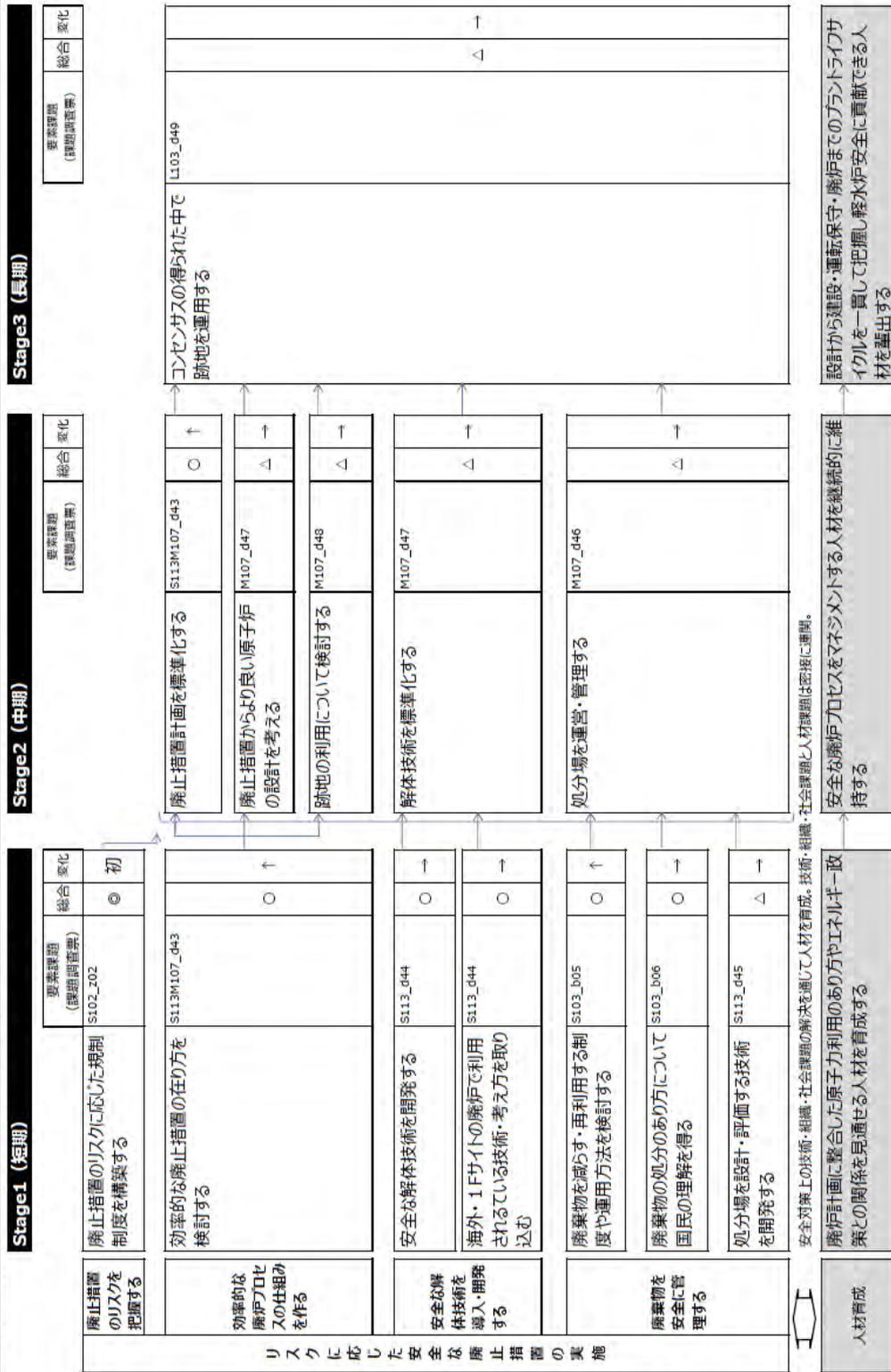


図 2-4 軽水炉安全技術・人材ロードマップ (4/6) 27

## ⑥ 核不拡散・核セキュリティ対策

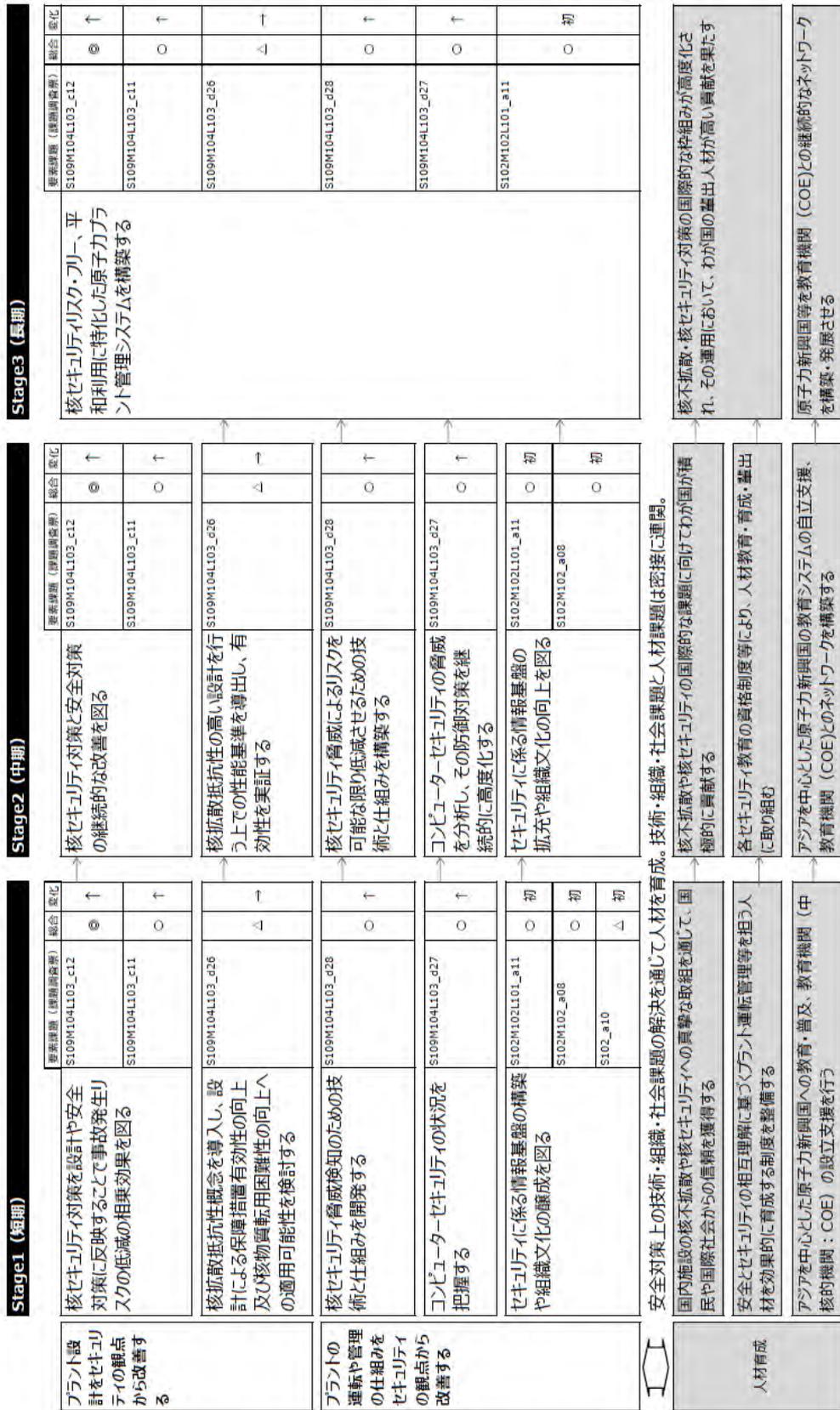


図 2-4 軽水炉安全技術・人材ロードマップ (5/6) 2-7

### ⑦ 従来の発想を超える、軽水炉に適用可能な革新的技術開発

Stage1 (短期)		Stage2 (中期)		Stage3 (長期)	
要素課題 (課題項目)	総合 変化	要素課題 (課題項目)	総合 変化	要素課題 (課題項目)	総合 変化
原子力プラントシステムの信頼性の向上を継続する中で革新技術をプラントに導入する	◎ →	Stage1 (短期) (同じ)	◎ →	Stage2 (中期) (同じ)	◎ →
事故時のマネジメントを設計に反映し、革新的な技術開発につなげる	◎ →	Stage1 (短期) (同じ)	△ →	大規模な災害時を含め、革新的な技術と最新知見を活用し、国際標準となる事故リスクを飛躍的に低減した軽水炉を設計し、国際的な原子力安全に貢献する	◎ →
燃料の信頼性を向上する(炉心溶融しない燃料への対応をとる)	○ ↓	Stage1 (短期) (同じ)	○ ↓	技術革新により被ばかりスクと保守・運転時の負荷を軽減し、安全運転を確かなものとする	◎ →
被ばかり低減に向けた状態監視、モニタリング技術を開発し、運転管理を最適化して保守・運転員の負荷を低減して、安全運転を確かなものとする	◎ →	Stage1 (短期) (同じ)	△ ↓	核セキュリティスク・フリー、平和利用に特化した原子力プラント管理システムを構築する	◎ →
安全運転を設計や技術の革新で実現・維持する	◎ →	Stage1 (短期) (同じ)	◎ ↑	Stage2 (中期) (同じ)	◎ ↑
安全対策上の技術・組織・社会課題の解決を通じて人材を育成。技術・組織・社会課題は密接に連関。	◎ ↑	Stage1 (短期) (同じ)	◎ ↑	Stage2 (中期) (同じ)	◎ ↑
中長期的な視点で若手人材を育成し、将来の原子力安全を担う人材を確保する	△ →	Stage1 (短期) (同じ)	△ →	Stage2 (中期) (同じ)	△ →

図 2-4 軽水炉安全技術・人材ロードマップ (6/6) 27

## 2.2.4 JMTR 運営・利用委員会による調査

原子力機構では、平成 28 年（2016 年）11 月、JMTR 運営・利用委員会の下に「照射炉利用ニーズ調査専門部会」を設置し、照射試験炉に係る利用ニーズの現状と展望を的確に把握するために、各分野の専門家の協力を得て調査・検討を行った<sup>2-8)</sup>。本調査は、軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会による検討で示した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」を踏まえ軽水炉の安全性向上に係る照射試験炉の利用ニーズ等について言及している。軽水炉の安全性向上に係る照射試験炉の利用ニーズについて以下に示す。

また、以下の各項目には、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の課題調査票の整理番号を【軽水炉安全技術・人材ロードマップ No.】にて付記する。

### (1) 燃料

- |                         |  |
|-------------------------|--|
| 1) 燃料の照射試験              | 【S111M107_d18-1】<br>【S111M107_d18-2】<br>【S111M107_d17-1】<br>【M199L199_d19】 |
| 2) 高度化混合酸化物（MOX）燃料の照射試験 | 【S111M107_d17-1】   |
| 3) 事故耐性燃料               | 【M199L199_d20】   |
| 4) 高耐食・低水素吸収被覆管材料等の照射試験 | 【S111M107_d18-1】<br>【S111M107_d18-2】<br>【S111M107_d17-1】                   |

### (2) 材料

- |                      |                                     |
|----------------------|-------------------------------------|
| 1) 照射脆化予測            | 【S111M107_d36】 【S111_d37】           |
| 2) 破壊靱性評価            | 【S111M107_d36】 【S111_d37】           |
| 3) 照射誘起応力腐食割れ(IASCC) | 【S111M107_d36】 【S111_d37】           |
| 4) 破壊靱性低下            | 【S111M107_d36】 【S111_d37】           |
| 5) 耐照射劣化対策材料・技術の開発   | 【S111_d37】 【M199L199_d20】           |
| 6) 水化学               | 【S111M107_d36】 【S111_d33-1】         |
| 7) 実機材               | 【S111M107_d36】 【S111_d37】           |
| 8) 計測機器              | 【S111_d30】 【S111_d32】 【S-111_d11-2】 |
| 9) コンクリート構造物         | 【S111M107_d36】 【S111_d37】           |

なお、同専門部会の「照射炉の照射利用ニーズに関する調査報告書」については参考資料 1 に示す。

## 2.3 社会的要請・利用ニーズに係るヒアリング、アンケート調査及びワークショップ

原子力機構では、利用者目線に立った利用ニーズについて整理するため、JMTR 後継炉検討委員会委員、新照射試験炉のステークホルダーとなり得る研究者、事業者等へ個別訪問によるヒアリング及びアンケート調査を実施するとともに、ワークショップを開催した。実施内容については以下に示す。

### 2.3.1 個別訪問によるヒアリング

実施方法	JMTR 後継炉検討委員会委員、大学、プラントメーカー等へ個別訪問し、利用ニーズに係るヒアリングを実施。
ヒアリング期間	令和元年（2019年）9月～令和2年（2020年）1月
訪問先	JMTR 後継炉検討委員会委員、京都大学、東北大学、北海道大学、プラントメーカー3社、JAEA 内研究部門、その他1団体

上記ヒアリングの結果を表 2-1 に示す。

表 2-1 個別訪問によるヒアリング（1/2） 照射利用について

軽水炉等の開発・高度化・安全性向上	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉内構造物、溶接材などの補修用材料、水化学用計装等の研究開発を行う為に中性子照射場は必要</li> <li>高経年化対策のためにイオン照射場を利用した材料劣化特性を調べているが、実環境の現象を模擬する上では中性子照射場は必要</li> <li>シビアアクシデント等を考慮し、様々な条件での照射試験が重要</li> <li>ATF(事故耐性燃料)の開発のため、燃料被覆管(SiC、SUS 材)、燃料ペレットの他、燃料集合体としての照射試験が必要</li> <li>発電用原子炉の安全性等の観点からの新材料の開発のための照射もニーズの一つ</li> <li>JMTR で実績のある BOCA のような出力急昇試験を BWR 環境のみでなく、PWR 環境においても必要</li> </ul>
材料照射損傷等に関する基礎研究	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電用原子炉を中心とした既存原子炉の安全性に関する材料基盤研究</li> <li>将来の事故耐性燃料・材料に関する研究</li> <li>核融合炉・高速炉・高温ガス炉などの将来炉に係る燃材料の研究</li> <li>中性子照射による核変換を利用した研究</li> </ul>
新型炉・次世代炉開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>小型炉であれば、高速炉タイプのを開発中</li> <li>核融合炉材料の照射試験</li> </ul>
産業利用	<ul style="list-style-type: none"> <li>○原子炉による照射利用が必要</li> <li>Mo-99 については、加速器より原子炉による製造の方が性能が良い</li> <li>短期的には、安定供給という観点から Mo の国産化が必要。海外に頼ると、輸送中のトラブル等による供給停止のリスク</li> <li>長期的には、α 核種のニーズが高まってくると想定</li> <li>α 核種については、アメリカ、カナダで製造しているが、世界的に Ac-225 の供給量が足りていないのが現状。今後この辺のニーズも重要</li> <li>○代替で対応</li> <li>BNCT については、加速器を使う流れ（手続等の複雑化、病院併設や医療倫理）</li> <li>α 核種については、QST において加速器で実施しているが、原子炉による製造と加速器による製造については、性能の問題、安定供給の問題、費用の問題等を加味し、棲み分けが必要</li> <li>シリコンドーピングについては、加速器による製造が現在主流。高速中性子が強いと損傷してしまうという問題がある。また、均一照射が課題</li> </ul>
人材育成	<ul style="list-style-type: none"> <li>BWR が稼働していない状況で、産業界でどのように人材育成していくかは大きな課題</li> <li>日本の照射研究はほぼ止まっている状態である状況下で本当に日本が解決していかなければならない課題は人材育成</li> <li>JHR が動き出した後、短期・中期的には海外炉を利用。海外炉を使用して技術継承していくことは重要</li> <li>燃料照射試験のデータをリアルタイムで利用者が見られるシステム（HBWR では実施している）は人材育成の観点からも良い運用</li> </ul>

表 2-1 個別訪問によるヒアリング (2/2) 施設利用、運営利用等について

照射技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>計装付きキャプセルを用いた試験、照射条件を高度に制御した試験が少なくなってきたこと、海外でこのような高度な試験を出来る場所は少ない。</li> <li>→新照射試験炉において国内で求められている高度な照射試験（炉内における計装として高精度、容易さの追求、充実化等）をカバーしていくことが必要</li> <li>・ホットラボ等の附帯設備の充実は非常に重要</li> <li>→照射材の取り出し、再組み込み等</li> <li>→α核種の適切な処理設備</li> </ul>
新規性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・照射試験炉の概略仕様を決めるに当たって、重要なことはどのような照射試験を行うかである。また、その照射試験に新規性があるとよい。</li> <li>・他の照射試験炉と差別化を図るなど、目玉となるものが必要</li> <li>・「何らかの性能・試験に特化した炉」であれば海外の研究者の利用が期待できると考える。</li> </ul>
運営	<ul style="list-style-type: none"> <li>・利用者の立場に立つと工作工場なども併設した複合施設</li> <li>・利用者からの要望に対応出来るコーディネータが不可欠</li> </ul>
建設に向けた取組	<ul style="list-style-type: none"> <li>・新照射試験炉の建設を実現する上で、メーカーなどを巻き込み、文科省以外に経産省・厚労省・規制庁などを巻き込んだ横断的な取組が必要</li> <li>・社会が新照射試験炉を使ってくれるようにどのように繋げていくかというルートが現在では極めて複雑であり、研究予算の取り方にしても一工夫必要</li> <li>・新照射試験炉が供用開始するまで研究者等がどのように研究開発を続けていくのかについて、海外炉の利用や OECD/NEA の取組について別途検討していくことが重要</li> </ul>
他の原子炉等との棲み分けについて	<ul style="list-style-type: none"> <li>・10年後を見据えたときに JHR 等の海外炉との差別化や相互補完していくことについても検討が必要</li> <li>・敦賀で「もんじゅ」サイトを利用した試験研究炉の検討が進められている。国として、2つの炉（「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉(低・中出力炉)及び新照射試験炉(大型照射試験炉)を検討</li> <li>・核融合材料の照射においては、「常陽」のスペクトル条件が一致しているため、「常陽」での照射が適している。</li> </ul>

### 2.3.2 アンケート調査

実施方法	JMTR 後継炉検討委員会委員を対象に JMTR (ホットラボを含む) の利用実績、海外施設の利用実績及び新照射試験炉への照射利用に係る要望についてメール配信によりアンケート調査を実施。
調査期間	令和元年 (2019年) 9月
調査対象	JMTR 後継炉検討委員会委員
回答数	1) JMTR (ホットラボを含む) の利用実績及び海外施設の利用実績 : 7件 2) 新照射試験炉への照射利用に係る要望 : 6件

アンケート調査においては、これまでの JMTR (ホットラボを含む) 及び海外施設 (HBWR、BR-2 (Belgian Reactor-2)、ATR (Advanced Test Reactor) 等) における利用実績の有無について調査した。利用実績のある利用者に対しては、利用目的、試験内容、利用した照射設備、利用した照射技術、利用した照射後試験 (PIE : Post Irradiation Examination)、利用時に生じた課題について調査するとともに JMTR の廃止決定後における対応状況、代替利用施設 (予定含む)、代替利用で生じた課題についても調査した。

さらに、安全性向上や材料照射研究を担う新照射試験炉 (ホットラボを含む) に対して、どのような利用 (照射試験の概要、照射試料、中性子束・中性子照射量、制御対象、照射温度、照射

雰囲気、利用期間（照射試験の実施期間棟等）照射後試験の概要等）、照射設備、照射技術、PIEを望むかについても調査した。

JMTR の利用実績及び JMTR 廃止決定後の対応状況並びに新照射試験炉への照射利用に係る要望に関する調査結果を表 2-2 及び表 2-3 に示す。

表 2-2 JMTR の利用実績及び JMTR 廃止決定後の対応状況

利用目的	利用した照射設備	JMTR 廃止決定後の対応状況
燃料の出力急昇性能の確認	BOCA/OSF-1 (出力急昇試験設備)	海外炉での照射を模索 (JHR 等)
軽水炉照射済燃料を用いた再計装・再照射試験	BOCA/OSF-1 (出力急昇試験設備)	世界各国の炉施設の代替可能性を調査
出力変動時の FP ガス放出挙動	OWL-2 (Oarai Water Loop-2)	世界各国の炉施設の代替可能性を調査
燃料材料の照射（燃料被覆管、グリッド材料の照射脆化に関する調査）	キャプセル (He 雰囲気)	材料照射は主に HBWR で実施
燃料棒定常照射試験（燃焼度蓄積）	キャプセル（基礎照射）	世界各国の炉施設の代替可能性を調査
原子炉圧力容器鋼の照射脆化研究	計装付照射温度制御キャプセル	海外炉での照射を模索（LVR-15）
超臨界圧水軽水炉（SCWR）の材料開発	計装付照射温度制御キャプセル	—
BWR 模擬水環境でのプレ照射試験及び照射下き裂発生・進展試験	BWR 模擬水ループ	海外炉での照射を模索（BR-2、LVR-15、ATR、HFIR、MITR 等）
BWR 模擬水環境での照射試験及びき裂進展試験	BWR 模擬水ループ	海外炉での照射を模索（BR-2、LVR-15、ATR、HFIR、MITR 等）
次世代 BWR 用燃料開発（被覆管候補材の照射試験）	東日本大震災により準備途中で凍結	—
低合金鋼の照射特性	水カラビット	—
RI の製造(医療用、工業用線源)	水カラビット	海外炉を代替利用（HFR、WWR-K 等）

表 2-3 新照射試験炉への照射利用に係る要望

<p>新照射試験炉に導入を要望する照射設備等</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽水炉条件において、燃料棒、燃料ペレット、被覆管、構造材の照射試験ができる設備（試験燃料棒の製作、計装設備を含む）</li> <li>・出力急昇試験設備</li> <li>・多段多分割引き上げ照射</li> <li>・発電用原子炉（BWR、PWR）模擬水ループ</li> <li>・発電用原子炉(PWR/BWR)に限らず、冷却水水化学条件をコントロールできる水ループ</li> <li>・ガスループ</li> <li>・温度制御照射（常温（ガンマヒート含）から 700℃まで）</li> <li>・試験中温度、放射線、圧力等計装設備</li> <li>・照射速度を加速するためのブースター</li> <li>・高フラックス材料照射設備</li> <li>・水質調整された腐食ループ（溶存酸素制御、元素添加可）</li> <li>・炉心付近試料の途中取り出し装置</li> <li>・これまで JRR-3 や JMTR で担ってきた国産による工業用 RI や医療用 RI の供給を可能としてほしい（できるだけ速やかに）。</li> <li>・現在及び将来に必要となる医療用 RI（Mo-99、Lu-177 など）の安定かつ途切れない製造と供給を可能とする設備を設置してほしい（できるだけ速やかに）。</li> <li>・今後開発が進むことが予想される α 核種（中性子照射をすることによって製造されるもの）の製造実験（例えば Th など核燃料物質や Ra-226 自体の照射実験）と精製を可能とする設備を設置してほしい（3 年以内程度）。</li> <li>・RI の再照射</li> <li>・ホットラボ併設</li> </ul>
<p>新照射試験炉に導入を要望する照射技術</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・精密温度制御技術</li> <li>・大型試料の照射</li> <li>・中性子束の位置勾配の平坦化</li> <li>・HBWR 並みの炉内計装技術</li> <li>・温度、水環境の計測・制御技術（腐食電位等のセンサー技術も含む）</li> <li>・再装荷技術及び照射下試験技術（荷重負荷、伸び計測等）</li> <li>・照射試験データ解析及び管理システム（試験中、オンライン及オフラインでの解析等を実施可能とするもの。また、過去のデータについても呼び出して解析可能としたもの）</li> </ul>
<p>新照射試験炉に導入を要望する PIE 技術</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・照射済燃料に係る一般的な照射後試験技術（燃料試験施設、NFD ホットラボ並みが望ましい）</li> <li>・機械強度試験技術（引張、き裂進展、破壊靱性等）</li> <li>・微細組織観察技術（最新の SEM、STEM、APT 等）</li> </ul>
<p>その他</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・照射試験を効率的に実施できる数及び寸法の照射孔を有する炉</li> <li>・高燃焼度燃料においても高出力が得られるような炉</li> <li>・年間稼働率 80%以上</li> <li>・高フラックス炉（<math>1 \times 10^{19}</math> (n/m<sup>2</sup>/s)）</li> </ul>

### 2.3.3 ワークショップ

新照射試験炉に対する利用ニーズの明確化を目的とし、ワークショップを令和2年(2020年)12月22日及び23日に開催し、軽水炉安全性向上、新型炉・次世代炉開発等の原子力研究開発、材料基礎研究等の科学技術・学術研究、RI製造等の産業利用等に関する産業界、学術界におけるステークホルダーによる講演及び新照射試験炉に求められる社会的要請・利用ニーズ、国内における今後の照射機能の在り方、施設運営・供用の在り方等に関するパネルディスカッションが行われた。ワークショップの詳細については添付資料3に示す。

## 2.4 新照射試験炉が取り組むべき課題

「2.2 社会的要請・利用ニーズに係る文献調査・再整理」及び「2.3 社会的要請・利用ニーズに係るヒアリング、アンケート調査及びワークショップ」等の調査結果から、新照射試験炉が取り組むべき試験研究課題としては、「軽水炉等の研究開発・安全性向上」、「科学技術・学術の向上」、「産業利用の拡大」及び「原子力人材の育成」の4分野が挙げられる。照射試験炉利用ニーズの現状及び今後の項目並びに新照射試験炉に要求される性能について整理した(表2-4)。ワークショップでは、これらの4分野のうち、「軽水炉等の研究開発・安全性向上」では原子力規制庁、「科学技術・学術の向上」では文部科学省、「産業利用の拡大」では経済産業省及び厚生労働省が所管する事業に関わることから、これらを進めていく上で必要となる「原子力人材の育成」を含め、新照射試験炉の設置は、3省1庁の共同事業として取り組んでいくべきとの意見があった。

また、令和2年(2020年)7月8日に原子力規制委員会において「継続的な安全性向上に関する検討チーム」が発足<sup>29)</sup>し、科学技術に関する規制の考え方、審査の基準と検査制度の役割に閉じることなく継続的な安全性向上を図るための規制制度や規制機関の在り方や、原子力分野における事業者のインセンティブ構造や文化に関わる全体論に加えて、リスク情報と内在する不確実性及びパフォーマンスベースの活用、多様なステークホルダーとの議論から技術が社会に役立つとの発想のみならず社会が技術をいかに使いこなすのかを踏まえ幅広く検討されている。このような継続的な安全性向上に関する検討を基盤として、1F事故を契機に各国や国際的な連携が進められている事故耐性燃料(ATF: Accident Tolerant Fuel)の開発やSMR(Small Modular Reactor)等革新炉の安全と安全規制のための新たな枠組みに係る社会的な要請に添えていく必要がある。

なお、後述する新照射試験炉が取り組むべき課題については、これまでJMTRが担っていたところも数多い。新照射試験炉においてはこれまでJMTRが培ってきた技術を利用するとともに最新の計測技術を採用することにより早期の運転開始、高度な照射試験の実現を目指すことが重要である。後述においてJMTRがこれまで実施してきた照射試験の概要についても併せて示す。

表 2-4 照射試験炉利用ニーズの現状及び今後の項目並びに新照射試験炉に要求される性能 (1/4)  
(軽水炉等の研究開発・安全性向上)

現状及び今後の項目	新照射試験炉に要求される性能
<p><b>【燃料】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料異常過渡試験</li> <li>・限界性能試験</li> <li>・事故模擬試験 (DBA, B-DBA)</li> <li>・MOX 燃料の照射試験</li>   <li>・事故耐性燃料被覆管の照射試験</li> <li>・事故耐性燃料の照射試験</li> <li>・高耐食・低水素吸収材燃料被覆管の照射試験</li> <li>・高耐食・低水素吸収材燃料の照射試験</li>   <p><b>【材料】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高経年化対策材料照射試験</li> <li>・照射誘起応力腐食割れ試験</li> <li>・耐照射劣化材の開発</li> <li>・高精度照射脆化予測技術開発</li> <li>・監視試験の高度化 (破壊靱性評価手法を含む。)</li> <li>・実機材を用いた試験</li> <li>・炉内構造部材の照射試験 (次世代炉)</li> <li>・水化学研究</li> <li>・制御棒材料 (Hf 等) の照射成長特性</li> <li>・廃炉材の照射試験 (照射量を追加)</li> <li>・事故耐性材料 (制御棒やチャンネルボックス) の照射試験</li> </ul> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料照射ループ 炉から独立して試験燃料の出力を制御できる機能、バンドル形状燃料棒を照射できるスペース、BWR 及び PWR の水環境を模擬・制御でき且つ冷却水の流量を制御できる機能。</li> <li>・燃料破損試験装置 高燃焼度燃料を破損させることのできる十分な出力、炉から独立して試験燃料の出力を制御できる機能、燃料破損後も迅速に次試験に移行できるキャプセル構造、冷却水の水化学条件の調整機能及び流量等の制御機能、炉を停止することなく試験燃料の交換が可能で 1 サイクル運転中に複数の燃料試料の試験を行える機構。</li> <li>・計装技術 照射中の燃料の伸び、外径、内圧、温度等をオンラインでモニタリングできる計装技術。</li> <li>・照射前・照射後試験技術 商用炉での照射経歴を有する燃料を試験燃料棒に加工する装置、及び試験燃料棒の計装、金相観察、分析ができるホットラボ施設。なお、試験燃料棒の計装、照射後試験等が迅速に行えるホットラボ施設は原子炉施設に隣接していることが必要。</li> <li>・照射場の安定性 照射パラメータ (照射温度、中性子束、中性子スペクトル、照射雰囲気等) の安定した制御。また、各種パラメータを計測するための計装。</li> <li>・中性子照射条件 高中性子照射量領域における原子炉圧力容器、炉内構造物等の材料劣化評価が行える照射性能。また、実機を模擬する照射温度、実機の近似条件から加速照射までカバー出来る幅広い中性子束条件。</li> <li>・大型試験片の照射及び温度制御 比較的大型で多様な形状の試験片、溶接継手などを照射できるスペース及び炉出力の変化の影響を受けても均一温度に制御し照射できる性能。</li> <li>・実機材等の再照射 実機照射だけでは到達できないような中性子照射量を得るための再照射。それを実現するための遠隔による照射材の加工技術及び照射キャプセルへの再装荷・組立技術。</li> <li>・実機模擬水質環境中での照射 BWR、PWR の水化学条件を模擬する高温高压水ループとともに、照射場近傍からのサンプリング機能、水化学及び試料温度に関するその場測定技術。</li> <li>・照射後試験技術 照射材の機械加工、各種機械的性質試験、実機模擬環境下での試験、化学分析、微細組織観察・分析ができること。大型の照射材が取り扱えるホットラボ施設が必要。</li> </ul>
<p><b>【計測機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計測機器の照射試験</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高機能性、高耐久性化。</li> </ul>
<p><b>【コンクリート構造物】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・コンクリートの照射試験</li> </ul>	

表 2-4 照射試験炉利用ニーズの現状及び今後の項目並びに新照射試験炉に要求される性能 (2/4)  
(科学技術・学術の向上)

現状及び今後の項目	新照射試験炉に要求される性能
<p>【軽水炉を中心とした既存原子炉の安全に関わる基盤研究】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・圧力容器などの炉内構造物の照射損傷機構</li> <li>・照射促進応力腐食割れ</li> <li>・事故耐性燃料被覆管材料開発</li> <li>・今後起こりうる未知の事象に対応する基礎基盤研究</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・JMTR 程度の中性子束 (<math>\Phi_f (&gt;1\text{MeV}) 2 \times 10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}</math>@ピーク) は必要。</li> <li>・RPV 鋼では 60 年の稼働を十分にカバーできる照射量 <math>5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2</math>、燃料や被覆管では <math>5 \times 10^{25} \text{ n/m}^2</math> 程度まで照射可能であること。</li> <li>・材料研究において照射温度は重要なパラメータであり、温度計測・温度制御照射が不可欠。JMTR でも実績のある <math>300 \pm 5^\circ\text{C}</math> 程度の温度制御照射が必要。</li> <li>・照射済み試験片の再照射が可能であること。</li> <li>・SCC や ATF 研究には BWR/PWR 環境の水ループが不可欠。</li> <li>・試料寸法は最大で <math>10 \times 10 \times 55 \text{ mm}</math> 程度を想定。</li> </ul>
<p>【将来炉の開発に関わる研究】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低放射化フェライト鋼、ODS 鋼、炭化ケイ素複合材料、バナジウム合金等の基礎研究</li> <li>・事故耐性燃料・材料開発</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高速中性子束は高いほど良い。最低でも JMTR 程度 (<math>\Phi_f (&gt;1\text{MeV}) 2 \times 10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}</math>@ピーク) は必要。</li> <li>・理想的には <math>1 \times 10^{26} \text{ n/m}^2</math> 程度まで照射できると良いが、「常陽」や海外の高 flux 炉との分担を考慮すれば、新照射試験炉には、<math>10^{25} \text{ n/m}^2</math> 台を期待。</li> <li>・高温照射 (<math>500 \pm 10 - 1200 \pm 50^\circ\text{C}</math>) が必要。</li> <li>・接合/複合材料のため、試料寸法は大きいほど良い。JMTR 程度の <math>\Phi 78\text{mm}</math> 孔は必要。また、中性子束の位置勾配をできる限り平坦化。最低でも JMTR 程度の炉中心部領域 (約 <math>200\text{mm}</math>) は必要。</li> <li>・水ループあるいはガスループも可能であること。</li> </ul>

表 2-4 照射試験炉利用ニーズの現状及び今後の項目並びに新照射試験に要求される性能 (3/4)  
(産業利用の拡大)

現状及び今後の項目	新照射試験炉に要求される性能
<p>【RI 製造】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<math>^{99}\text{Mo}</math>、<math>^{192}\text{Ir}</math>、<math>^{223}\text{Ra}</math>(2016 年認可) などの医療用 RI の国産化</li> <li>・<math>^{192}\text{Ir}</math>、<math>^{60}\text{Co}</math> などの工業用 RI の安定供給</li> <li>・先駆的な医療用 RI の開発</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<math>\Phi_{th} (&lt;0.683\text{eV}) &gt; 2 \times 10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}</math> (均一照射技術が必要(<math>^{192}\text{Ir}</math> など))</li> <li>・<math>\Phi_{th} (&lt;0.683\text{eV}) &gt; 2 \times 10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}</math> (均一照射技術が必要(<math>^{192}\text{Ir}</math> など))</li> <li>・<math>\Phi_{th} (&lt;0.683\text{eV}) &gt; 1 \times 10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}</math> (製造する核種による)</li> </ul>

表 2-4 照射試験炉利用ニーズの現状及び今後の項目並びに新照射試験炉に要求される性能 (4/4)  
(原子力人材の育成)

現状及び今後の項目	新照射試験炉に要求される性能
<p>【人材育成】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力に係る人材確保</li> <li>・照射試験に係る技術の維持・向上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外来研究員及び研修員受け入れによる人材育成</li> <li>・技術開発などによる産業育成</li> <li>・OJT による照射試験研究者の育成</li> <li>・施設見学による原子力の理解促進</li> </ul>

## 2.4.1 軽水炉等の研究開発・安全性向上

「2.2.3 軽水炉安全技術・人材ロードマップの検討」で示した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」(図2-4)<sup>27)</sup>は、軽水炉システムの安全性向上の観点で整理されており、その中には照射試験炉による照射試験が必要な燃料・材料の研究課題が挙げられている。当該ロードマップで定めた各マイルストーン(短期的(～2020年)、中期的(～2030年)及び長期的(～2050年))における課題に関し、今後の新照射試験炉のニーズとして考慮すべき事項については「2.2.4 JMTR運営・利用委員会による調査」で示している。さらに、当該ロードマップにおいて長期的な課題として挙げられている事項のうち今後の新照射試験炉のニーズとして考慮すべき事項は以下のとおりである。

○革新的技術開発(材料開発等)と燃料濃縮度の見直しによる燃料長寿命化の追究

【M199L199\_d19】

○事故時耐性燃料・制御棒の開発【M199L199\_d20】

また、「2.2.4 JMTR運営・利用委員会による調査」で示した「照射炉の照射利用ニーズに関する調査報告書」<sup>28)</sup>では、JMTRが廃止決定したことにより国内に代替機能を有する照射試験炉が無い状況であるという認識の下、軽水炉の安全性等に係る利用ニーズの調査が行われ、照射試験炉の必要性に係る検討がなされている。

一方、これら調査結果に基づく主要課題については、国内の長期的な原子炉停止により、革新的燃料材料ばかりでなく、さらなる安全性向上及び高度化のための燃料材料開発も停滞しており、技術が衰退する前に、早期着手し、技術確保を行う必要がある。

### 2.4.1.1 軽水炉の高度化、安全性向上

#### (1) 軽水炉材料の高経年化に関する研究

本研究の主要課題は、高照射量試験、IASCCに耐える材料開発と実証試験である<sup>2-10)</sup>。IASCCは、中性子照射によってオーステナイト系ステンレス鋼の高温水環境中での粒界割れが促進する事象であり、BWRとPWRのいずれにおいても、中性子照射に伴う材料劣化要因の上位に挙げられており、軽水炉の高経年化プロジェクトでは、炉内構造材のIASCCは重要な研究テーマの一つである。IASCC研究に当たっては、高い中性子照射量を必要とするため、中性子束が高い領域での照射が必要である。

JMTRではIASCC研究のため温度、放射線、水質等の環境を制御した条件下で材料の照射試験を実施するため、高度材料環境照射装置を設計開発した。本装置は炉内に装荷される飽和温度キャプセルと炉外からキャプセルに高温高圧水を供給する水環境制御装置で構成される。飽和温度キャプセルの概要を図2-5に示す。新照射試験炉においてもJMTRでの使用実績を活かしIASCC研究に係る照射試験を実施していくことが必要不可欠である。

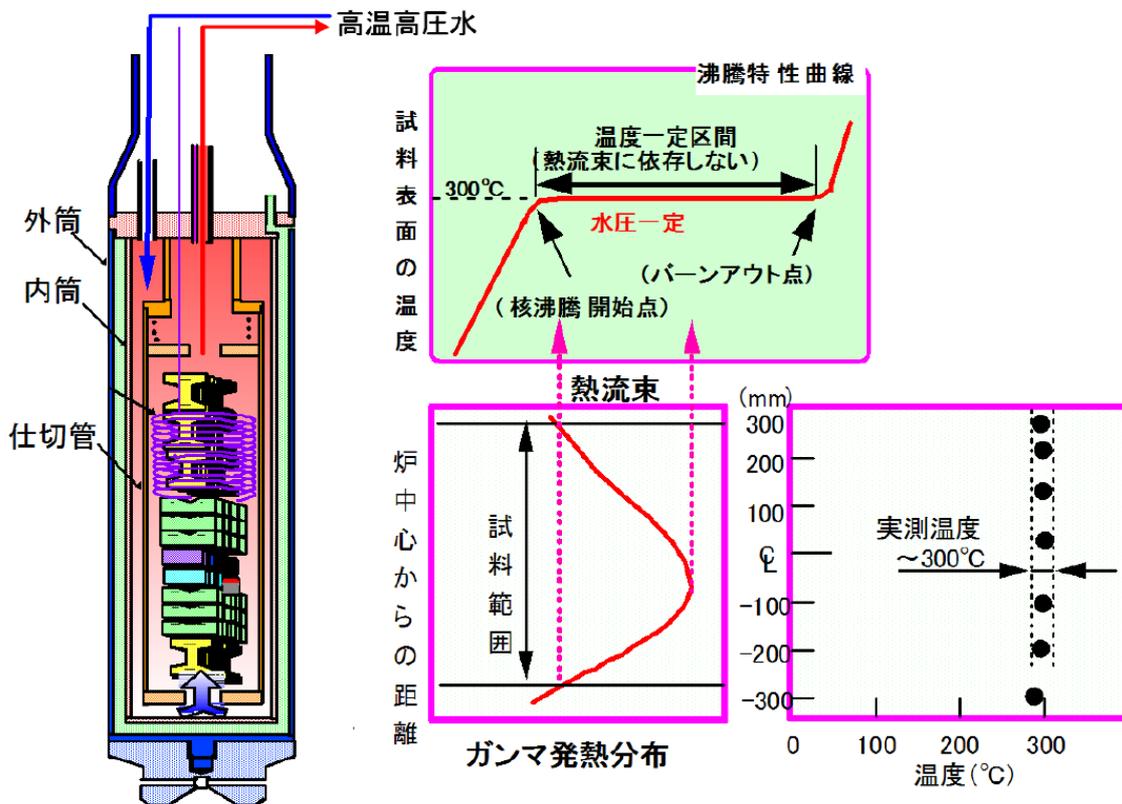


図 2-5 飽和温度キャプセルの概要<sup>2-10)</sup>

## (2) 軽水炉燃料の高燃焼度化に関する研究

本研究の主要課題は、安全性を向上させた燃料の開発及び実用化である。「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」において燃料に係る課題が挙げられており、その中では、性能を向上させつつ安全性を高めるための技術的要素として、燃料そのものの改良に加え、安全評価手法や基準類を含む技術情報基盤、制度的基盤、人材・施設基盤の維持・充実の重要性が示されている。1F 事故以降、こうした認識は強まってきていると考えられ、これらの課題を解決するためには、多様な出力や冷却条件で燃料を照射し、通常時だけでなく異常時の燃料挙動を調べるとともに限界性能を評価するための照射試験が必要である。

また、「2.2.4 JMTR 運営・利用委員会による調査」にも示されているとおり MOX (Mixed Oxide) 燃料に関しては、核燃料サイクルの議論が行われているが、資源の有効利用、廃棄物低減化等の観点で有効であることから、今後もその開発を継続する必要があると考えられる。高富化度や、FP (Fission Product) ガス放出低減等を目的とした高度化 MOX 燃料の開発においても照射試験は不可欠であり、MOX 燃料の照射試験が可能な照射試験炉が存在する意義は非常に大きい。

JMTR においては、高燃焼度燃料の開発と安全性実証試験を目的として出力急昇試験の実績がある。さらに、JMTR の出力急昇試験装置は発電炉で照射された高燃焼度燃料に計装を施し(再計装)、出力急昇試験装置に装荷(再装荷)することが可能である。JMTR の出力急昇試験装置を図 2-6 に示す。

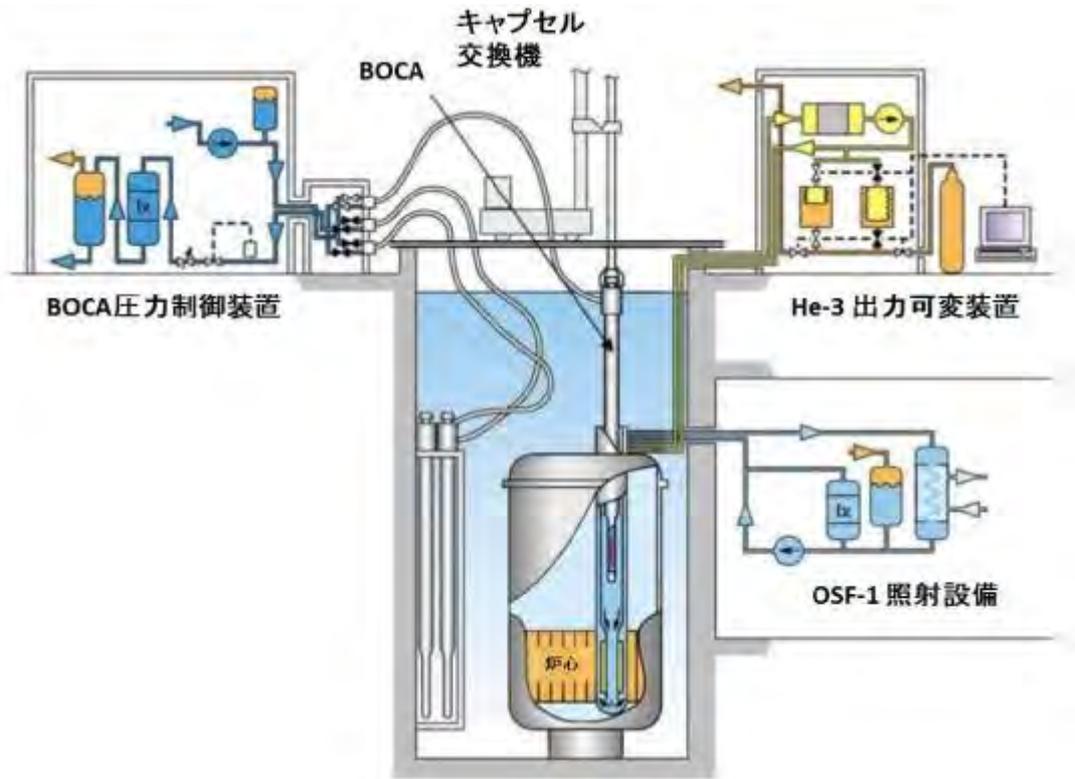


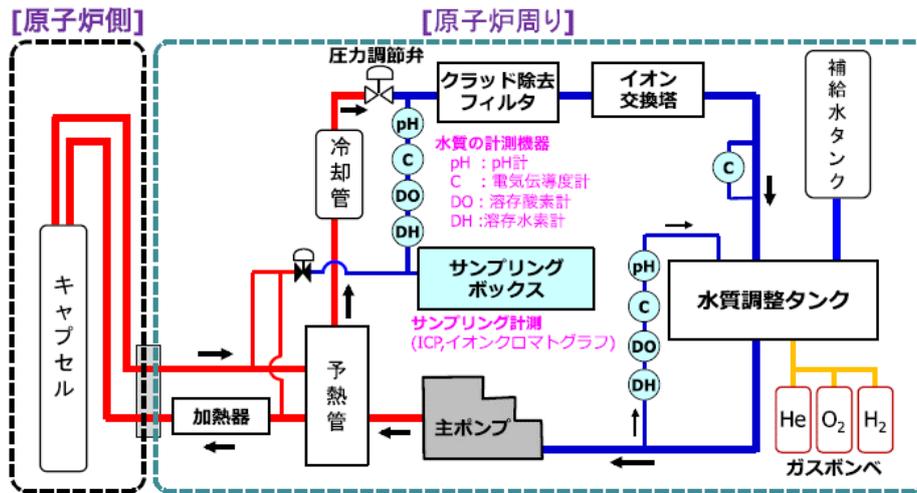
図 2-6 出力急昇試験装置<sup>2-10)</sup>

### (3) 軽水炉運転に係る高度化（軽水炉水化学）

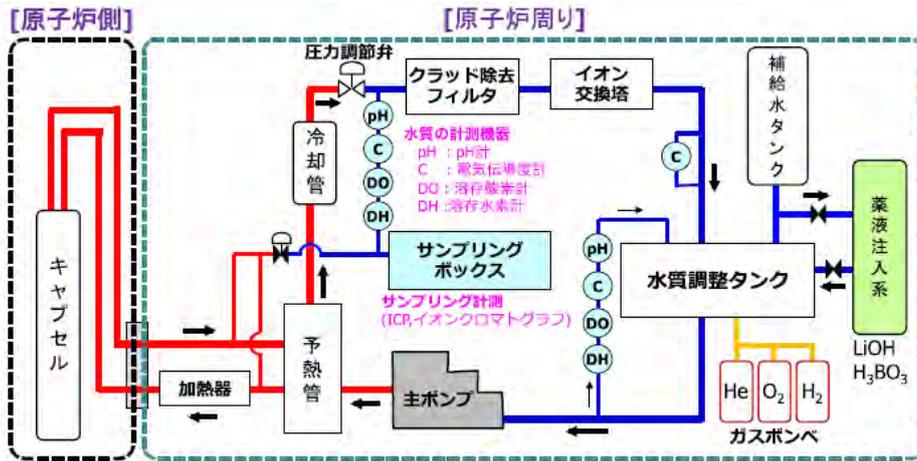
本研究の主要課題は、構造材料の腐食損傷抑制、燃料の腐食・水素化抑制、メンテナンス時の被ばく線量低減などを目的とした原子炉一次冷却材の水化学に関する実証試験である<sup>2-10)</sup>。

IASCCを含む応力腐食割れを防止・抑制するための対策として、BWRでは水素注入及びその応用としての貴金属注入が実用化されている。また、PWRではIASCC発生要因のひとつである水の放射線分解による酸化剤の過剰発生を抑制するために一次冷却材に水素を溶解させているが、近年、PWSCC（Primary Water Stress Corrosion Cracking）の抑制等、ニッケル基合金の健全性と燃料健全性及び被ばく線量低減の総合的改善の観点から一次冷却材中の溶存水素濃度の最適化を図る検討が行われている。水の放射線分解によって一次冷却材の腐食環境がどのように変化し、対策箇所環境緩和に有効かどうかの確認は、照射試験炉での照射下試験でのみ可能であり、照射試験炉の高温水ループを用いた照射試験が必要である。

JMTRで設計開発した軽水炉水化学その場試験のための装置を図2-7に示す。



BWR 専用水質制御システムの系統図 2-10)



PWR 専用水質制御システムの系統図 2-10)

構造材料の腐食損傷抑制、燃料の腐食・水素化抑制、メンテナンス時の被ばく線量低減などを目的とした原子炉一次冷却材の水化学に関する実証試験

### 図 2-7 軽水炉水化学その場試験

#### (4) 燃料のシビアアクシデント (SA : Severe Accident) に関する研究

本研究の主要課題は、LOCA 模擬試験である。「2.2.2 原子力規制委員会における安全研究」で示したとおり、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」に基づく実施方針において、これまでの研究の動向として、「LOCA 時挙動については、照射済高燃焼度燃料被覆管の LOCA 模擬試験を実施するとともに、国際協力プロジェクトへ参加し、燃料破損挙動変化に関する技術情報を入手・評価した。」とされ、必要性が示されている。また、OECD/NEA による燃料・材料照射試験の多国間フレームワーク (FIDES) においてロシアの MIR (Multi-Loop Reactor) を用いた LOCA 模擬試験が提案されており 2-10)、世界的にもニーズのある照射試験である。したが

って、LOCA 時の高温被覆管特性、燃料挙動のメカニズムの究明とその実証・検証を目的とした照射試験・照射後試験は、今後の重要課題と考えられる。

なお、本試験は JMTR での実施の経験はないが、HBWR で経験済みであり、JHR でも実施が計画されている。

#### (5) SA 対応緩和に関する研究開発

本研究の主要課題は、Zr 代替燃料部材 (SiC 等)、ATF の開発である。本開発に当たっては、ロシアの MIR において、既に照射試験が開始されている<sup>2-12)</sup>。同炉における照射試験では、被覆管として Zr 合金にクロムをコーティングしたもの及びクロムとニッケルによる合金製のものを使用し、燃料ペレットについては、従来型の二酸化ウラン製のものに加え、高い密度と熱伝導率を持つウランとモリブデンの合金を使用している。アメリカでは「ATF 開発プログラム」の下で 3 グループが産業界から協力し照射試験を行っている<sup>2-13)</sup>。仏フラマトム社が ATR を用いて試験中の ATF は、クロムをコーティングした被覆管の概念とクロム合金の酸化皮膜を使った燃料ペレット概念に基づいている。グローバル・ニュークリア・フュエル (GNF) 社は、「IronClad」の名で知られるクロム・アルミ鉄合金の燃料被覆材及び「ARMOR コーティング」を施した 2 種類の試験集合体を発電炉に装荷している。ウェスティングハウス (WH : Westinghouse Electric Corporation) 社では炭化ケイ素材料 (SiC) 製の被覆管、シリサイド ( $U_3Si_2$ ) 燃料ペレットの概念に基づく ATF を開発中である。

#### 2.4.1.2 新型炉・次世代炉開発

近年、米国やカナダ、英国などにおいて SMR の開発、導入などの原子力イノベーション創出に向けた動きが活発化している。米国においては平成 27 年 (2015 年) 11 月、革新的な原子力技術の市場投入を加速する「原子力技術革新加速ゲートウェイ (GAIN)」を立上げ、財政的、技術的、規制上の支援を開始し、カナダにおいては平成 29 年 (2017 年) 4 月、SMR を令和 8 年 (2026 年) までに実証する「10 年プラン」を発表した。さらに、英国においても平成 30 年 (2018 年) 6 月、原子力産業戦略の方向性を示す「セクターディール」を公表し、コスト削減に資する軽水炉 SMR の市場投入を支援している。

SMR は、一般に、出力規模が小さいことによる固有の安全性と、それを前提とした事故時に原子炉を冷却するための安全システムの簡素化や、モジュール設計の採用により工場での製作を可能とし、それに伴う現地建設工事の短縮などが特長とされる。SMR は、おおむね 300 MWe 以下の小出力規模であるため、従来主流である中大型の原子力発電プラントとは異なり、主に新興国や非送電網地域など小規模グリッドにおけるカーボンフリーのベースロード電源としての実用化が期待されている。さらには、離島・島しょ地域や被災地向けの長期間安定なモバイル電源としてのニーズが期待できる<sup>2-14)</sup>。

日本国内においても、第 5 次エネルギー基本計画において、原子力は将来に亘るベースロード電源として位置づけられ、実用段階にある脱炭素化の選択肢として期待や「多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションの促進」という方針が示されている。また、これを受けて平成 31 年 (2019 年) 度から、経済産業省では原子力イノベーション促進 (NEXIP:

Nuclear Energy × Innovation Promotion) のための技術開発を支援する補助事業が開始された<sup>2-14), 2-15)</sup>。このような国の補助事業の枠組みの下で、将来の多様な社会ニーズに応える多目的軽水小型炉の開発を推進するため、新照射試験炉においても軽水環境中での照射試験、Na 冷却材を使用しない高速炉の基礎研究等について将来のニーズとして考慮しておく必要がある。

### (1) 軽水冷却高速炉開発

本研究における主要課題は、軽水冷却高速炉 (RBWR : Resource-renewable BWR) 材料・燃料開発である。RBWR は、沸騰水型原子炉の特徴 (減速材密度の制御) を活かし、高速中性子を利用し、Pu を含む超ウラン元素 (TRU) の燃焼を促進させる原子炉であり、プラント設備は ABWR 実績をそのまま流用することが可能である<sup>2-16)</sup>。

RBWR の概要及び開発ステップを図 2-8 に示す。

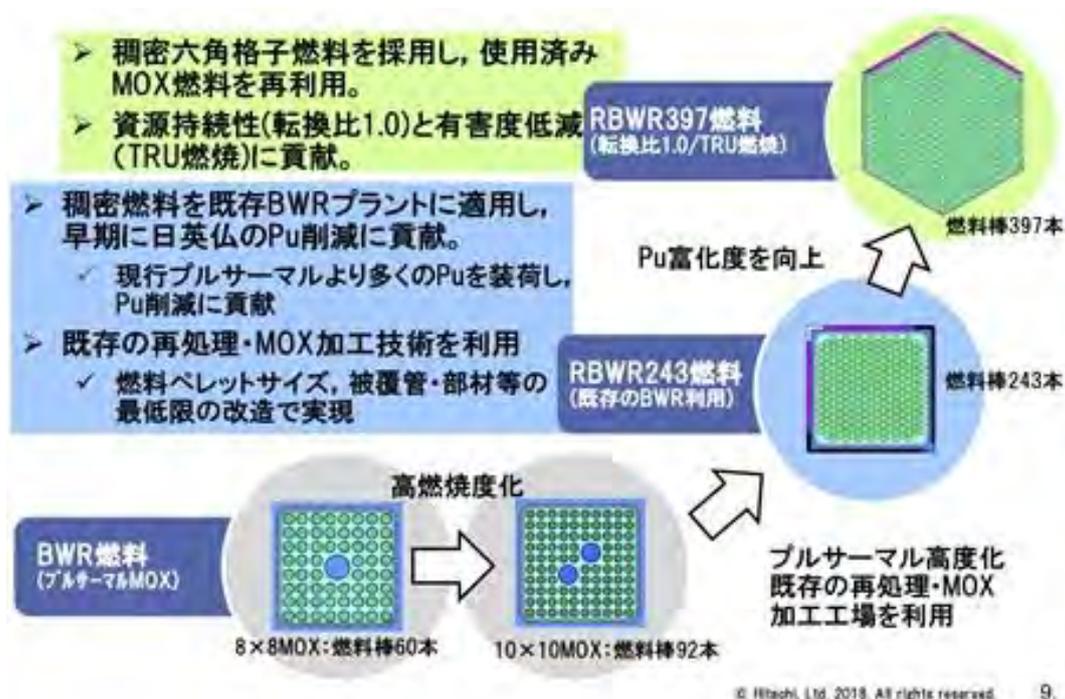


図 2-8 RBWR の概要及び開発ステップ 2-16)

### (2) 第 4 世代炉開発

今後の次世代原子炉として、第 3+ 世代炉及び第 4 世代炉がある。第 3+ 世代炉には ESBWR、SMR 等がある。第 4 世代炉には超高温ガス炉、ナトリウム冷却高速炉、超臨界圧水冷却炉、ガス冷却高速炉、鉛冷却高速炉、熔融塩炉があり、第 4 世代原子力システムに関する国際フォーラム (GIF : Generation IV International Forum) の場等で開発が進められている。発電用原子炉の「世代 (Generation) 」を図 2-9 に示し、第 4 世代炉の概念を表 2-5 に示す<sup>2-17)</sup>。これらの開発についての協議や検討については、関連する国内の試験研究炉のうち、表 2-6 に示す「常陽」、HTTR (High Temperature engineering Test Reactor) 及び STACY (Static Experiment Critical Facility) とのニーズに対する相互補完についても考慮する必要がある。

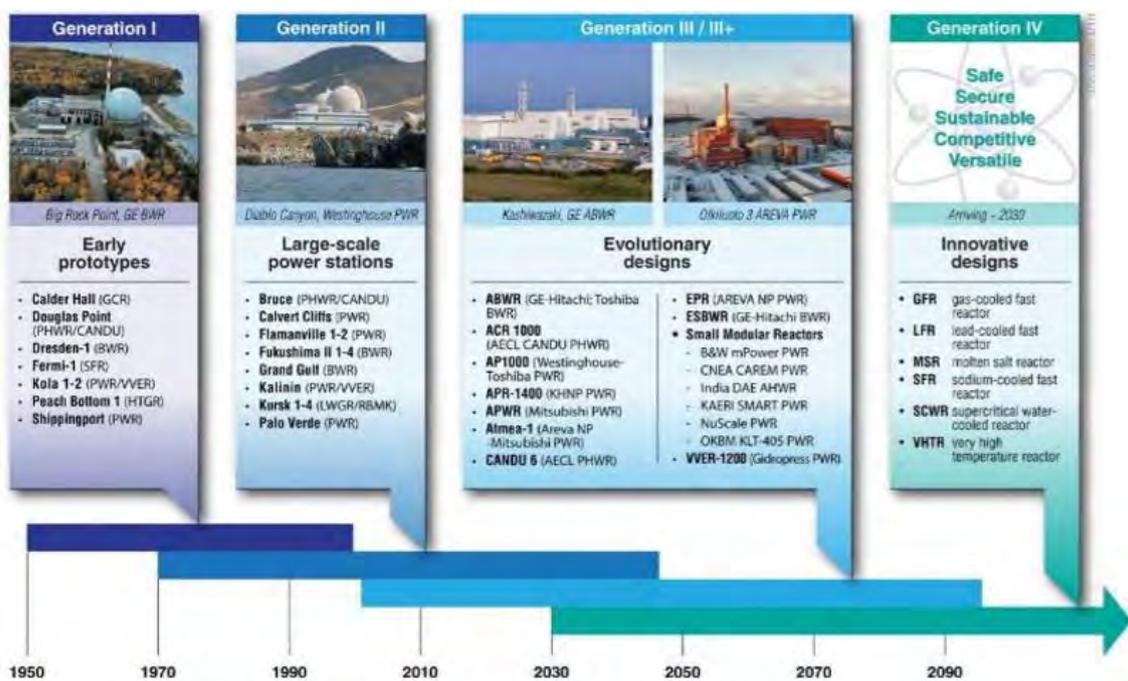


図 2-9 発電用原子炉の「世代 (Generation)」<sup>2-17)</sup>

表 2-5 第 4 世代炉の概念<sup>2-17)</sup>

システム	中性子スペクトル	冷却材	出口温度 (°C)	燃料サイクル	出力 (万kWe)
ナトリウム冷却高速炉 (SFR)	高速中性子	ナトリウム	500-550	クローズド	5-150
超高温ガス炉 (VHTR)	熱中性子	ヘリウム	900-1000	オープン	25-30
ガス冷却高速炉 (GFR)	高速中性子	ヘリウム	850	クローズド	120
超臨界水冷却炉 (SCWR)	熱中性子/ 高速中性子	水	510-625	オープン/ クローズド	30-150
鉛冷却高速炉 (LFR)	高速中性子	鉛	480-570	クローズド	2-120
熔融塩炉 (MSR)	熱中性子/ 高速中性子	フッ化物塩	700-800	クローズド	100

表 2-6 第 4 世代炉の研究開発に係る国内研究炉の相互補完

第4世代炉	中性子スペクトル、冷却材、炉の機能の観点から開発に有効な国内の研究炉	
	有効	限定的な利用として有効
ナトリウム冷却高速炉(SFR)	「常陽」	新照射試験炉（基礎研究）
超高温ガス炉(VHTR)	新照射試験炉	HTTR
ガス冷却高速炉(GFR)	「常陽」	新照射試験炉（基礎研究）
超臨界水冷却炉(SCWR)	新照射試験炉	—
鉛冷却高速炉(LFR)	「常陽」	新照射試験炉（基礎研究）
熔融塩炉(MSR)	STACY	新照射試験炉（基礎研究）

(3) SMR 開発

SMR は、建設コスト低減、送電網からの遠隔地での電力源として期待され、米国やカナダ、英国などにおいて多くの種類の小型炉が提案されているが、我が国でも図 2-10 から図 2-13 に示す三菱重工業社の軽水小型 PWR<sup>2-14</sup>、東芝社の 4S (Super-Safe, Small and Simple ; 10~50MW, Na 冷却高速炉)<sup>2-18, 2-19</sup>及び MovelluX<sup>TM2-19</sup>、GE 日立・ニュークリア・エナジー (GEH) 社の BWRX-300 (300MW, BWR)<sup>2-20</sup>が発案されている。SMR 開発に係る燃材料等の開発については今後の我が国への SMR 導入を見据え、新照射試験炉において軽水環境中での照射試験、Na 冷却材を使用しない基礎基盤研究等を将来のニーズとして考慮しておく必要がある。近い将来展開が見込まれる海外の主な SMR を図 2-14 に示す<sup>2-21</sup>。

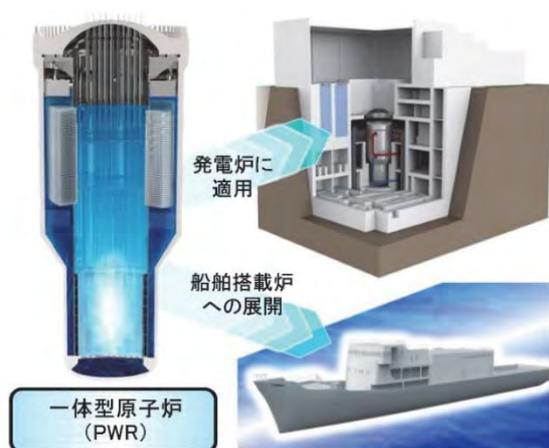


図 2-10 軽水小型 PWR<sup>2-14</sup>



図 2-11 4S<sup>2-19</sup>



図 2-12 MovelluX™ 2-19)



図 2-13 BWRX-300 2-20)

名前	電気出力 (MWe)	炉型	開発者
VBER-300	300	PWR	OKBM社
NuScale	60	一体型PWR	NuScale Power社+ Fluor社
SMR-160	160	PWR	Holtec社および SNC-Lavalin社
ACP100/Linglong One	125	一体型PWR	中国核動力研究設計院(NPIC)/中国核電工程(CNPE)/中国核工業集団(CNNC)
SMART	100	一体型PWR	韓国原子力研究所(KAERI)
BWRX-300	300	BWR	GE Hitachi社
PRISM	311	ナトリウム冷却高速炉	GE Hitachi社
ARC-100	100	ナトリウム冷却高速炉	ARCニュークリア社およびGE Hitachi社
Integral MSR	192	熔融塩炉	Terrestrial Energy社
BREST	300	鉛冷却高速炉	エネルギー技術研究所(RDIPE)
RITM-200M	50	一体型PWR	OKBM社
NUWARD	340	PWR	CEA, EDF, Naval Group社, TechnicAtome社



NuScaleの発電所イメージ ©NuScale Power社



©GE Hitachi社 先進型原子炉 165 to 311 MW

図 2-14 近い将来展開が見込まれる海外の主な SMR 2-21)

(4) 高温ガス炉開発

優れた安全性と多目的利用に応える次世代炉として高温ガス炉がある。高温ガス炉は 750℃以上の熱供給が可能であり、発電だけでなく水素製造や製鉄等の産業プラント熱供給等に適用可能である。

実用炉では燃料の高燃焼度化 (100~160GWd/t) 及びスリーブレス燃料による高性能化を目指しており、燃料の健全性確認及び照射特性の把握には照射試験と照射後試験による各種物性の把握 (熱伝導度、照射寸法変化、FP 拡散係数) 等の取得が必要である。また、黒鉛構造物の供用期間中の健全性確認として、実用炉高温ガス炉条件 (1000℃、~3×10<sup>26</sup>n/m<sup>2</sup>) での黒鉛特性のデータの取得及び高燃焼度試験においては燃焼温度 1500℃の条件下で~160GWd/t レベルの健全性の検証が必要とされている。

## 2.4.2 科学技術・学術の向上

科学技術の向上に係る利用に関しては、大学及び研究機関における原子力工学の基礎基盤研究等を中心に現在の状況及び利用ニーズについて調査を行った。国内で唯一の材料試験炉であるJMTRの廃止が平成29年（2017年）4月に決定し、科学技術向上に関する原子力工学の基礎基盤研究を国内で円滑に遂行することが困難な状況が続いており、これらの研究への影響及び研究に携わる人材の育成への影響が懸念される状況が続いている。一方でJMTRの稼働と同時に共同利用研究の拠点として設置された東北大学金属材料研究所は、JMTR及び「常陽」が停止状態に移行して以降、海外炉（BR-2（ベルギー）、HFIR（米国））と学術協定を結び、代替照射を実施しているが、照射キャプセルはオーダーメイドであり海外炉では対応できず先端研究開発ができないこと、海外炉も老朽化が進み照射スペースの取り合いになりコストが増大していること等により、代替照射ではニーズの極一部にしか対応できず、次世代原子力システムや核融合炉に求められる耐照射材料の研究開発において既に困難な状況が続いている。世界的には新興国を中心に原子炉プラントの新設を進める傾向もあり、軽水炉材料の安全性に関するニーズも多い。国内においても「2.2.4 JMTR運営・利用委員会による調査」、参考資料1及び後述で示しているとおり科学技術・学術の向上に係る利用分野では、軽水炉を中心とした既存原子炉の安全に関わる材料基盤研究、将来の事故耐性燃料・材料に関する研究、バックエンドやアクチノイド元素及び新物質探索に係る研究、ADS等の新規技術開発を始め核融合炉、高速炉、高温ガス炉等の将来炉に係る関連材料や燃料等の研究、放射化分析等の中性子を利用した研究に係る照射試験等の利用ニーズがある<sup>2-8)</sup>。これらの利用ニーズに対応し、研究アクティビティを維持・発展させるためには海外炉による代替では困難であり、早期に我が国に照射試験炉及びPIE等が行えるホットラボを持つことが必要である。

### 2.4.2.1 材料照射損傷に関する研究

本研究の主要課題は、軽水炉、高速炉、核融合炉材料等を対象とした中性子照射損傷機構の解明等である。

#### (1) 軽水炉を中心とした既存原子炉の安全に関わる基盤研究

社会的要請・利用ニーズに係る調査の結果から、圧力容器鋼に用いられている低合金鋼、シュラウドやその他炉内構造物の多くに用いられている各種ステンレス鋼、オーバーレイクラッドや一次系配管に用いられる二相ステンレス鋼、ニッケル合金などの脆化や応力腐食割れに関わる材料の照射損傷機構の研究の必要性が示されている。また、1F事故を契機に冷却材喪失等の過酷条件においても損傷しにくく、高い信頼性を有する事故耐性燃料（ATF）被覆管候補材料に関する基礎基盤研究のニーズがある。

#### (2) 将来炉（核融合炉）の開発に関する研究

我が国の核融合炉開発は現在ITER計画を主軸とする第3段階にあるが、その後を見据えたロードマップについて、平成29年（2017年）12月に文部科学省科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 核融合科学技術委員会において策定されたアクションプラン<sup>2-22)</sup>に基づき「原型炉研究開発ロードマップについて（一次まとめ）」として、平成30年（2018年）7月24日に同委員会にてまとめられた。アクションプランは、核融合炉実現に向けて必要な核融合原型炉設計活動の中

心として多岐にわたる要素技術開発項目から、社会受容性向上のための方策まで広く必要事項を網羅している。この中の項目として、「核融合炉材料と規格・基準」が挙げられており、原子炉照射の必要性が示されている。

ブランケット構造材料として開発が進められている低放射化フェライト鋼の照射データベースは、初期の低損傷領域についてはJMTRを用いて進められたが、重照射領域については米国のFFTFやHFIRが中心的に用いられてきた。一方で、アクションプランにも示されているように、溶接部や被覆部のデータベースは殆どなく、新たな照射ニーズが存在している。また、原型炉計画後半に想定されている先進ブランケットに用いられることが期待される先進材料（酸化物分散強化鋼、バナジウム合金、セラミックス材料等）についても照射データの拡充が必要である。さらに、ダイバータと呼ばれる高熱流束機器に用いられるタングステン合金や銅合金の照射データも必要となっている。構造材料だけではなく、ブランケットにおける燃料増殖材となるリチウム材料や中性子増倍材であるベリリウム合金のような核的材料、プラズマ計測制御に必要となる機能材料の照射データも必要となる。

上述の中性子照射損傷基礎過程における機械的特性及び物理的特性変化は、中性子照射量、中性子エネルギー、照射速度、照射温度等に大きく依存することから、これらの影響を考慮した照射技術が必要不可欠である。

JMTRにおいてはこれまでに一定温度制御（低温条件下の照射損傷履歴を排除する照射）、中性子束、中性子スペクトルの違いによる影響を排除し、照射量のみをパラメータにする試験、核融合炉の運転モードを想定したパルス照射、中性子スペクトルや粒子の異なる照射場（軽水炉、高速炉、加速器等）を組み合わせる複合照射（カップリング照射）等の照射技術を開発し、これらの影響を排除することで照射損傷機構研究に関する照射試験を可能としてきた。JMTRで培ってきたこれらの照射技術については、新照射試験炉における照射試験においても有効と考えられる。

#### 2.4.2.2 放射線利用

本研究の主要課題は、高い中性子束を利用した中性子放射化分析である。国内における中性子放射化分析で使用できる研究炉は、現在、JRR-3と京大炉（KUR）のみに限られており、JMTRが廃止決定されてから高い中性子束を利用した中性子放射化分析ができる研究炉が存在しない。今後の学術的利用、産業利用の両面においてJMTR程度の高い中性子束を有する照射試験炉を用いた高精度・高感度の分析に係るニーズが存在することから、新照射試験炉においても本研究を考慮する必要がある。

#### 2.4.3 産業利用の拡大

##### (1) RI 製造

RI は研究、工業、医療などで広く利用され、このうち、核医学に利用される放射性医薬品は体内（in vivo）診断用、体外（in vitro）診断用及びRI治療用の3種類に分類される。体内診断はRIで標識した医薬品を注射、吸入、内用し、各種臓器の機能や動態の計測を行うものであり、体外診断は体外診断薬を使用し、血液や尿などからホルモンなどの微量物質を測定する。また、RI

治療は治療用放射性医薬品を使用し、悪性リンパ腫、前立腺癌、甲状腺ガンなどのがん治療に用いられる。RI 治療用放射性医薬品について日本では主に I-131 甲状腺疾患治療薬（ヨウ化ナトリウム）、Y-90 放射標識抗体療法薬（ゼヴァリン）及び Ra-223 骨転移のある去勢抵抗性前立腺癌治療薬（ゾーフイゴ）が承認され使用されているが、我が国では、RI の多くを海外から輸入しており、Mo-99 については 100%輸入に頼っている。将来的に利用が見込める医療分野での RI の研究開発において、開発に供する RI 原料の最低限の国産化は必要不可欠である。資源エネルギー庁、日本学術会議、原子力委員会などが公表しているがん対策推進基本計画（第 3 期）<sup>2-23</sup>、「我が国における放射性同位元素の安定供給体制について」<sup>2-24</sup>及び内閣府、厚生労働省、文部科学省、研究機関、医学関係学会、事業者等の関係者による「モリブデン-99/テクネチウム-99m の安定供給のための官民検討会」で検討された「我が国のテクネチウム製剤の安定供給」に向けてのアクションプラン」<sup>2-25</sup>においても、国産化を始めとした RI の安定供給を目指す提言がなされ、その中においても原子炉における中性子照射によって Mo-99 を製造することも述べられている。

日本における核医学検査の大半は Tc-99m 製剤が用いられており、Tc-99m の原料である Mo-99 は 100%海外から輸入に頼っているが、日本で流通している放射性医薬品の 76%が、Tc-99m 製剤と Mo-99/Tc-99m ジェネレータで占められている<sup>2-26</sup>。Mo-99/Tc-99m の供給に関しては、海外施設を利用したサプライチェーンが構築されているが、以下の問題点がある。

- 1) 多くの原子炉は稼働から 50 年以上経過しており、定期のメンテナンスによる停止の他、トラブルによる緊急停止の増加による供給不足が発生している。また、原子炉の老朽化、停止計画等により海外からの供給量は令和 6 年（2024 年）頃から減少し始めることが危惧されている（図 2-15）<sup>2-27</sup>。
- 2) Mo-99 製造後、精製過程が必要である。
- 3) 原子炉を使用した Mo-99 の生産及び精製は欧州、オーストラリア、南アフリカで行われており、日本はこれらの Mo-99 生産炉及び精製施設から距離があるため、輸送リスクがある（NRU 炉（カナダ）は平成 28 年（2016 年）10 月末で Mo-99 の生産を停止）。

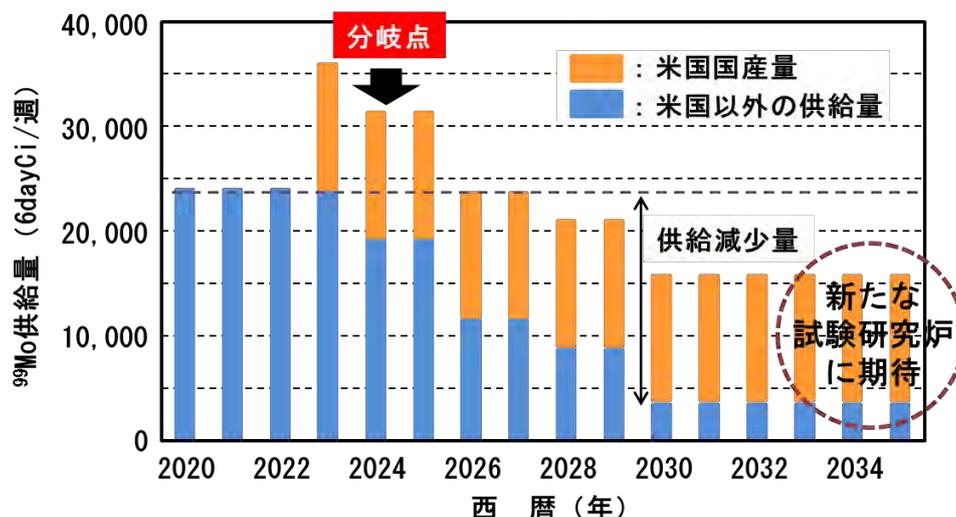


図2-15 Mo-99の海外からの供給予想 <sup>2-27</sup>

このような国内外の動向及び国内における提言を鑑み、RI（特にMo-99）製造は、新照射試験炉の利用ニーズとして期待できるものと考えられる。照射試験炉を用いたMo-99の製造装置の概念図を図2-16に示す。

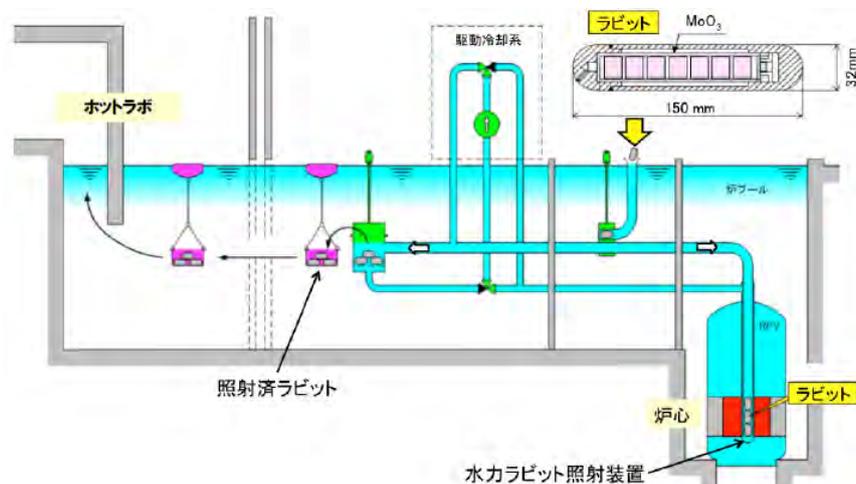


図2-16 照射試験炉を用いたMo-99の製造装置の概念図 2-8)

さらに、今後開発が進むことが予想される $\alpha$ 核種（中性子照射することによって製造されるもの）については、平成28年（2016年）から $\alpha$ 核種（Ra-223）を用いた治療が国内でも開始され、 $\alpha$ 核種のニーズがうなぎのぼりの増大傾向にある<sup>2-28)</sup>。照射試験炉を使用した製造のニーズが期待される $\alpha$ 核種として、Ra-223、At-211、Bi-212、Ac-225、Bi-213、Tb-149等がある。このうち、がん治療用として効果が期待されているAc-225については、現在EU、米国及びロシアの3か所のみで製造されており、我が国には少量が輸入されている。

国内において一定量の医療用RI（主としてがん治療用の $\alpha$ 核種や診断用のMo-99）や工業用RI（主として非破壊検査用のIr-192）の製造ができないまま海外依存することは、生産国でのRIの利用が優先されることを踏まえると問題の解決にならない。国内安定供給のためには、国内に早急に照射試験炉を建設し、一定量の医療用RI及び工業用RIの製造を行えるようにする他、安定供給が困難な状況になった場合に備え、前述の官民検討会のような関係する省庁や研究機関等が横断的に対応を検討できる体制を整備しておくことも重要である。

また、RIの製造に関しては、原子炉の核的機能だけでなく、製造実験（例えばThなど核燃料物質やRa-226自体の照射実験）と精製を可能とする設備（照射設備やホットラボ）の設置、24時間体制の支援も必要であり、ホットラボについては $\alpha$ 核種を取り扱える機能を有する必要がある。さらに、RIの安定供給の観点では、後述するように海外炉等との相互補完利用体制を構築することも重要である。

なお、RI製造に係る文献調査において、JMTR運営・利用委員会がまとめた「照射炉の照射利用ニーズに関する調査報告書」<sup>2-8)</sup>では、医療用に限らず全てのRIのうち、中性子との核反応を利用して製造するRIについて、「国内で開発したRI」、「利用度の高いRI」、「研究のために国産化が必要なRI」及び「国内安定供給のために国産化が急務とされているRI」の観点から、調査を行っている。これらの具体例を表2-7から表2-10に示す。さらに今後のニーズとして期待される

α核種について表2-11に示す。

表 2-7 国内で開発した RI

核種	半減期	用途・特記事項
Ir-192	73.83d	工業用（非破壊検査）、φ2.0×2.0mm Ir ペレット、370GBq (10Ci) /個（使用時）
Co-60	5.269y	工業用（計測機器）、φ0.46×10mm 及びφ0.91×15mm Co ニードル、37MBq (1mCi)、185MBq(5mCi)、370MBq (10mCi)、740MBq (20mCi)
Yb-169	32.0d	工業用（非破壊検査）、φ1.0×2.0mmY <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ペレット、370GBq (10Ci) /個（使用時）
Au-198	2.6937d	医療用（舌癌治療）、φ0.8×2.5mm Au グレイン、185MBq(5mCi)/個

表 2-8 利用度の高い RI

核種	半減期	用途・特記事項
Co-60	5.269y	工業用（滅菌用線源）、スラグφ6×25mm 又はディスク φ7×1.1mm（密封カプセル寸法：φ11.1×451.5mm）、296～480TBq(8,000～13,000Ci)/本
Ir-192	73.83d	工業用（非破壊検査）、φ1×0.5mm ウエハー×2 枚、370～1,110Gq(10～30Ci)/個 医療用（小線源治療）370GBq (10Ci) /1 個
I-125	59.4d	医療用（前立腺がん治療）、Xe-124 ガスループ又は密封照射、15MBq/個
Sr-89	50.53d	医療用（疼痛緩和薬）、酸化ストロンチウム (SrO) を照射、強β：1.495MeV(100%)

表 2-9 研究のために国産化が必要な RI

核種	半減期	用途・特記事項
W-188/Re-188	69.4d/17h	医療用（核医学診断・がん治療薬）、Re-188 ジェネレータ、MAB 標識がん治療薬、強β：0.965MeV(25.6%),2.12MeV(71.0%)、WO <sub>3</sub> 粉末を照射
Re-186	3.72d	医療用（核医学診断・がん治療薬）、MAB 標識がん治療薬、強β：0.939MeV(92.2%)、Re 金属粉末を照射
Lu-177	6.73d	医療用（がん治療薬）、MAB 標識がん治療薬、強β：0.497MeV(78.6%)、Yb <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 粉末を照射

表 2-10 国内安定供給のために国産化が急務とされている RI

核種	半減期	用途・特記事項
Mo-99/Tc-99m	66h/6h	医療用（核医学診断薬）、Tc-99mジェネレータ原料、MoO <sub>3</sub> ペレットを照射、Mo-99：37TBq(1000Ci)/週、Tc-99m：～11TBq(300Ci)/日

表 2-11 今後開発が期待される α 核種

核種	半減期	製造方法
Ra-223	11.4d	原子炉
At-211	7.21h	原子炉 サイクロトロン
Bi-212	60.6d	原子炉
Ac-225	10.0d	原子炉
Bi-213	45.6m	原子炉
Tb-149	4.15h	原子炉 シンクロトロン

(2) NTD シリコン半導体製造

中性子ドーピング法 (NTD 法) では、他の半導体製造方法と比べて均一性の高い高抵抗のパワー半導体用シリコン単結晶が製造できる<sup>2-28)</sup>。他の製造方法では、厳しい抵抗仕様 (品質管理) を満足させることは困難である。近年、パワー半導体の需要は伸びてきており、平成 23 年 (2011 年) の IAEA 報告書によると、概算ではあるが、令和 12 年 (2030 年) 時点では IGBT (insulated gate bipolar transistor) 半導体向け NTD シリコンウエハーの需要が約 2000t と予想している試算もある。

NTD 法による Si 半導体の製造は、現在、海外 (韓国、中国、豪州、ベルギー、チェコ等) で行われており、これらの中では高速中性子による損傷が少ない重水減速炉で照射しているものもある。これらの照射は、条件を整えば国内での生産は十分可能と考えられるが、新規照射装置を導入する際の費用対効果が大きな課題となっている。

Si 半導体製造量 (事業規模約 2 兆円) に対して、Si 単結晶を中性子照射することによって製造される Si 半導体 (以下「NTD-Si」という。) の割合は現在約 10% である<sup>2-28)</sup>。Si 半導体の製造の現状を図 2-17 に示す。



図 2-17 Si 半導体の製造の現状<sup>2-28)</sup>

一方で近年、パワーデバイスとしてシリコンカーバイド (SiC) 等が注目されている。特に鉄道車両については、令和 2 年 (2020 年) 7 月 1 日 JR 東海の東海道新幹線 N700S に新たに搭載され、国内鉄道車両分野のパワー半導体は IGBT から SiC へと移行する傾向が見られる<sup>2-29)</sup>。自動車分野のパワー半導体については現在のところ SiC 搭載車は実用化段階に至っていないが、令和 2 年 (2020 年) 4 月にデンソーとトヨタ自動車は次世代の車載半導体の研究及び先行開発を行う合弁会社「MIRISE Technologies」を設立し、次世代及び次々世代の SiC、Ga 系のパワー半導体の開発を進めており、今後、IGBT から SiC 等へと移行することが考えられる<sup>2-30)</sup>。

このように現在海外施設利用によるサプライチェーンが構築されていること、近年において化学的な手法でも高品質なシリコンを製造できるようになりつつあること、NTD-Si ウエハの需要の多くが 300mm (JMTR 換算で 36 孔分の垂直照射孔が必要) であることを踏まえると、NTD-Si 製造は新照射試験炉のニーズの一つになり得るものの、その導入に当たっては、今後の動向について注視して決定していく必要があると考えられる。したがって、将来のニーズの変遷に柔軟に対応できるように、NTD-Si 製造に係る照射技術についても検討していく必要がある。

#### 2.4.4 原子力人材の育成

原子力研究開発基盤作業部会の「中間まとめ」において、「1F 事故への対応や、原子力先進国が共通で抱える既存の原子力発電所の技術・安全水準の維持・向上、廃止措置や廃棄物処理・処分への対応に関して、高いレベルの技術・人材を維持することが非常に重要」<sup>1-5)</sup>とされている。

これまで試験研究炉や照射試験炉は、学生や研究者等を受け入れ、原子力の研究開発を担う多くの人材を育成するとともに、研究開発のための設備整備、原子炉の保守管理などの基盤技術を支える人材育成にも貢献してきた。しかしながら、国内の試験研究炉や照射試験炉は 1F 事故後、長期間運転停止を余儀なくされたことで、原子力専攻の学生から原子炉の運転や利用研究を経験する機会が失われている。また、海外炉等の代替施設の利用においても、第 3 章で記載のとおり、派遣できる人材や自由度の制限により、これら研究開発や基盤技術の習得機会が極端に減少している。

照射試験炉で培われてきた照射技術・照射後試験及び原子炉運転管理に係る基盤技術は、長年の技術開発の成果であり、現場の技術力の向上のための人材育成にも貢献してきた。このため、新照射試験炉の建設に向け、再稼働した JRR-3 のみならず、海外炉の代替機能を確保し、国内設計基準で製作した照射キャプセルの製作及び照射試験を実施し、利用価値の高い照射データを提供するための計装・計測技術開発等を進めるとともに、運転管理に係る最新技術 (原子炉制御棒駆動方式等) の習得に努める。また、試験研究炉や照射試験炉に従事する研究者・技術者が参加する国際会議や技術分野に応じた国内外の研究者・技術者ワークショップを開催し、人的交流を強化し、前述の技術の習得の他、世界の試験研究炉及び照射試験炉で抱える共通の課題の解決 (使用済ベリリウム製中性子反射体のリサイクル等) に向けた継続的な議論を行う。これらの活動を通じて、国内外のネットワークを構築し、大学、企業等における原子力人材育成も促進し、新照射試験炉の建設後も継続した人材育成、現場の技術力の向上に繋げてゆくことが重要である。

## 2.5 新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項

これまで述べてきた社会的要請・利用ニーズの再整理に関する調査及び検討結果を踏まえ、短期的（～3年）、中期的（3～5年）、長期的（5～20年）、超長期的（20年～）に期待される照射試験について整理した（図 2-18）。今後 5 年以内に新照射試験炉の設置を完了させることは現実的でないことから、ここでは整理したニーズ調査結果のうち、長期的及び超長期的に期待される照射試験に対応できる新照射試験炉を建設することを目標に、「新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項」について検討した。検討結果について、「ニーズを満足させるための照射性能」、「照射利用の早期開始」、「照射利用環境の整備」及び「将来の新たなニーズへの対応」の 4 つの観点で整理し、以下に示す。

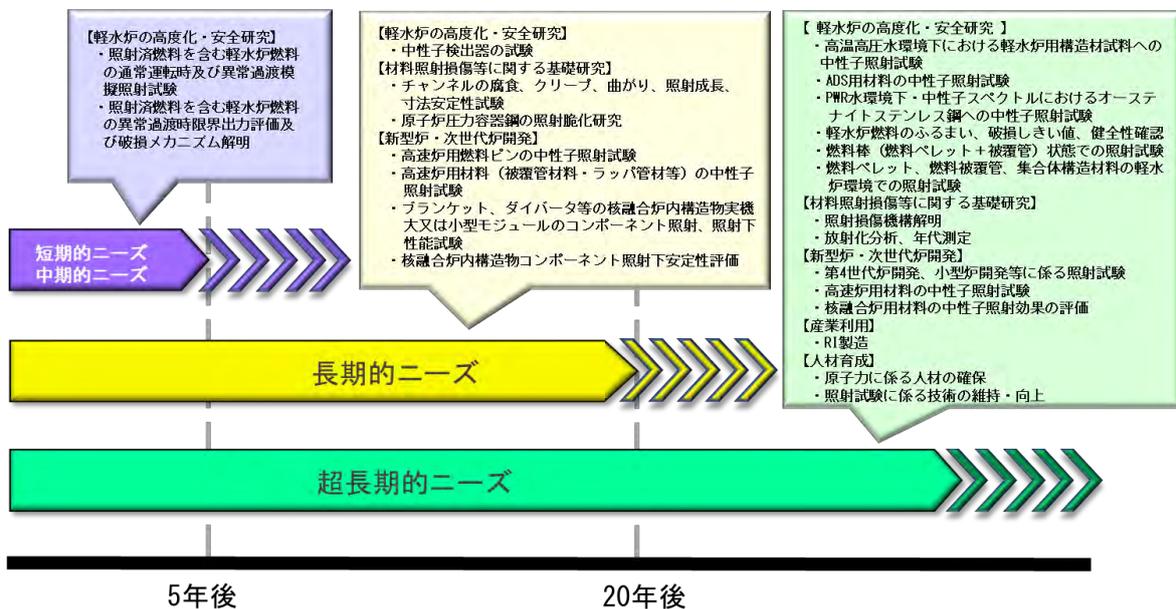


図 2-18 ニーズ調査結果

### 2.5.1 ニーズを満足させるための照射性能

#### 2.5.1.1 炉心を検討するうえで考慮すべき事項

##### (1) 中性子束

JMTRは、最大  $4 \times 10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}$  の高速中性子束を有しており材料の加速照射試験が可能である。また、最大  $4 \times 10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}$  の熱中性子束を有しており、RI 製造等に利用されてきた。一方、燃料の場合、燃料試料は主に燃料の信頼性向上を目的とする中性子照射に供されることが多く、熱中性子束が  $10^{17} \text{ n/m}^2/\text{s}$  オーダーの領域で照射試験が行われてきた。

材料の加速照射試験には更なる高フラックス炉が有効であるが、中性子束をより高くすることに伴いガンマ線束も大きくなるため、このガンマ線による材料の発熱密度が上昇し  $300^\circ\text{C}$  以下の照射温度制御が困難になることが予想される。「2.4 新照射試験炉が取り組むべき課題」からも分かるように、将来新照射試験炉で期待される原子炉圧力容器、炉内構造物等の材料照射試験、燃料照射試験、RI 製造等を多く行うには、JMTR 程度の高中性子束を確保する必要がある

(表 2-4)。社会的要請・利用ニーズに係る調査の結果から新照射試験炉の中性子束の要求レベルは、軽水炉の高度化・安全性向上で  $\Phi_f: \sim 4 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$ 、材料照射損傷等に関する基礎研究で  $\Phi_f: \sim 2 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$ 、新型炉・次世代炉開発で  $\Phi_f: \sim 1 \times 10^{19} \text{n/m}^2/\text{s}$ 、産業利用で  $\Phi_{th}: \sim 2 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  であった。新照射試験炉が担うべき社会的要請・利用ニーズは、長期的ニーズ及び超長期的ニーズを対象とした。本ニーズには新型炉・次世代炉開発として高速炉用燃材料の照射試験及び核融合炉材料の照射試験が含まれている。

高速炉用燃材料の照射試験については、高中性子束 ( $\Phi_f: \sim 1 \times 10^{19} \text{n/m}^2/\text{s}$ ) 及び Na 雰囲気での試験であることから「常陽」等での照射が適している。一方、核融合炉においては、中性子のスペクトルやフラックスに関する分布や傾斜が極めて大きいため、対象とする機器によって適切な照射設備が異なり、例えば、第一壁やダイバータなどの材料照射においては核融合中性子源が、ブランケット構造材料等に関しては、高速炉である「常陽」などによる照射が適しているが、増殖材料などの研究開発においては熱中性子による照射が必要である。一般的に言って、開発に長期間を要する核融合炉材料研究のためには、第一壁材料などの場合においても予備的な照射によるスクリーニングや照射効果についての基礎研究が重要であり、また、材料のみならず機器要素の照射挙動に関する研究も必須であり、そのためには大きな体積を持つ照射場が必要である。この意味で、新照射試験炉での照射も極めて重要であると考えられる。このことは、高速炉開発や新型炉開発においても当てはまる。

以上から、社会的要請・利用ニーズの再整理に関する調査結果を踏まえ、これらに対応するための主要な高速中性子束及び熱中性子束の要求範囲は  $1 \sim 2 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  であったことを踏まえ、新照射試験炉が担うべき照射性能（中性子束）として、高速中性子束は（最大） $2 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  ( $>1\text{Mev}$ )、熱中性子束は（最大） $2 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  ( $<0.683\text{eV}$ ) と設定した。

なお、軽水炉に係る一部の照射試験において最大で  $\Phi_f: 4 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  の要求があったこと及び将来のニーズの変遷を考慮し、照射性能の向上の観点から、 $\Phi_f: 4 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  の実現性についても確認する。

## (2) 垂直照射孔の保有数

新照射試験炉の炉心を検討する上で種々の照射試験装置を設置し、効率的に照射試験を実施するため、照射場として照射孔数を検討することが重要である。HBWR は、炉心領域に 40 個の垂直照射孔を、反射体領域に 5 個の垂直照射孔を有し<sup>2-31)</sup>、30 箇所での同時照射が可能である。現在建設中の JHR は炉心領域に小型孔 7 個、大型孔 3 個を反射体領域に固定 20 個、可動 6 個を有し、最大 20 箇所での同時照射が可能である<sup>2-32)</sup>。一方 JMTR は、燃料領域に 6 個の垂直照射孔を、反射体領域に約 200 個の垂直照射孔を有し、約 60 箇所での同時照射が可能である。

社会的要請・利用ニーズに係るヒアリング及びアンケート調査の結果等から、軽水炉の高度化・安全性向上及び新型炉・次世代炉開発に係る燃料及び材料の照射試験で～31 孔、材料照射損傷等に関する基礎研究で～4 孔（水カラビット照射装置含む）及び産業利用に係る医療用 RI 及び工業用 RI 製造～5 孔（水カラビット照射装置含む）の計 40 孔程度（水カラビット照射装置含む）の同時照射が可能であることが望ましいと考えられる。垂直照射孔の保有数について整理した結果を表 2-12 に示す。垂直照射孔の必要個数には、ループ照射装置 12 基を設置するための垂直照射孔数（18 孔）を含めている。

表 2-12 新照射試験炉の垂直照射孔の保有数の検討

分野	試験項目	照射孔数
軽水炉の高度化・安全研究 新型炉・次世代炉開発	燃料の照射試験	2孔
	材料の照射脆化	11孔
	出力急昇試験 (PWR,BWR) (ループ)	1孔
	IASCC照射試験 (PWR,BWR) (ループ)	5孔
	水化学試験装置 (PWR,BWR) (ループ×2)	2孔
	燃料棒照射試験 (PWR,BWR) (ループ×2)	8孔
	LOCA模擬試験 (PWR,BWR) (ループ)	1孔
	小型炉燃料照射試験 (ループ)	1孔
		31孔
材料照射損傷等に関する基礎研究	計測付きキャプセル、無計測キャプセル	3孔
	水力ピット照射装置相当設備	1孔
		4孔
産業利用	医療用RI、工業用RI	3孔
	医療用RI (Mo-99等) (水力ピット照射装置相当設備)	2孔
		5孔
	計	40孔

### 2.5.1.2 照射試験装置を検討するうえで考慮すべき事項

#### (1) ループ照射装置 (高度な試験)

軽水炉環境下での燃材料のふるまいは、中性子照射、冷却材の化学的環境 (種類、圧力、放射線分解ガスの発生等)、燃料棒内の FP (ヨウ素)、応力等からなる複合環境に依存する。中性子照射下での軽水炉燃材料の挙動を明らかにするためには、この複合環境を精度良く模擬できるループ照射装置が不可欠である。そのため、HBWR では 10 のループ照射装置、JMTR では 4 種類のループ照射装置 (軽水炉燃料出力急昇試験装置、IASCC 試験装置、水化学試験装置 (PWR 環境と BWR 環境)) を有していた。「2.4 新照射試験炉が取り組むべき課題」からも分かるように軽水炉の高度化・安全性向上、新型炉・次世代炉開発にはループ照射装置は不可欠であり、新照射試験炉においても、表 2-13 に示すように、今後の照射試験炉利用ニーズから、燃料の出力過渡変化を模擬するもの、軽水炉の水化学条件を模擬するもの、発電炉環境下でバンドル状の複数燃料ピンを照射できるもの、SMR 開発に必要な照射場を提供できるもの等、様々な異なる機能のループ照射装置の設置が求められることが予想され、少なくとも 8 種類のループ照射装置の設置が必要不可欠である。

#### (2) 照射場の安定性

「2.2.4 JMTR 運営・利用委員会による調査」及び「2.3 社会的要請・利用ニーズに係るヒアリング、アンケート調査及びワークショップ」にも示しているように、照射試験の基本として、照射条件 (照射温度、中性子束、中性子スペクトル、照射雰囲気等) の維持・制御が極めて重要である。新照射試験炉への照射技術の導入については、表 2-3 及び表 2-4 に示すとおり、軽水炉条件において燃料棒、燃料ペレット、被覆管、構造材の照射試験ができる設備 (試験燃料棒の製作、計装設備を含む。)、出力急昇試験設備、発電用原子炉 (PWR/BWR) に限らず冷却水水化学条件をコントロールできる水ループ照射装置等の高度な試験要求がある。これらの照射温度、照射雰囲気等の照射条件を軽水炉実機の照射条件範囲に設定し制御できることが重要であり、相互の照射試験において影響を受けずに同時照射を可能とする炉心配置の検討が求められる。

### (3) 運転中計測

燃料分野については、照射中の燃料の伸び、外径、内圧、温度等をオンラインでモニタリングできる計装技術についても JMTR での実績を踏まえ検討する必要がある。また、材料分野については、照射温度の制御が重要なパラメータであることから高精度な温度計測・温度制御照射が不可欠である。JMTR でも実績のある  $300\pm 5^{\circ}\text{C}$  程度の照射温度制御が必要である。

#### 2.5.1.3 ニーズを満足させるための照射性能

以上から、炉心を検討するうえで考慮すべき事項として中性子束、垂直照射孔の保有数について、照射試験装置を検討するうえで考慮すべき事項としてループ照射装置（高度な試験）、照射場の安定性、運転中計測について検討した結果を「ニーズを満足させるための照射性能」として整理した（表 2-13 及び表 2-14）。

表 2-13 ニーズを満足させるための照射性能（ループ照射装置）

No.	分野	ループ装置	対象試験体	冷却材環境	中性子束 ( $n/m^2/s$ ) (照射量 ( $n/m^2$ ))	照射孔数
1	軽水炉の高度化・安全研究	燃料棒出力急昇試験装置	軽水炉燃料（既存の $\text{UO}_2$ -Zr基被覆管の他、事故耐性燃料含む）	BWR、PWR	$\Phi_{th} : \sim 2 \times 10^{18}$ (到達可能最高線出力： 600W/cm以上)	1
2	軽水炉の高度化・安全研究	IASCC試験装置	SUS、炭素鋼、Ni基合金（X750等）	BWR、PWR	$\Phi_f : \sim 2 \times 10^{18}$ (照射量： $\sim 5 \times 10^{26}n/m^2$ )	5
3	軽水炉の高度化・安全研究	軽水炉水化学試験装置	炉心構造材（SUS等）	BWR、PWR	$\Phi_f : \sim 1 \times 10^{18}$ (照射量： $\sim 1 \times 10^{26}n/m^2$ )	1
4			燃料被覆管（Zry、SiC）	BWR、PWR	$\Phi_f : \sim 1 \times 10^{18}$ (照射量： $\sim 1 \times 10^{26}n/m^2$ )	1
5	軽水炉の高度化・安全研究	燃料棒照射試験装置	軽水炉燃料（バンドル形状） ( $\text{UO}_2$ 、U化合物)	BWR、PWR	$\Phi_{th} : \sim 2 \times 10^{17}$	4
6			軽水炉燃料（バンドル形状） (MOX)	HP-ABWR、 HP-APWR、 RBWR	$\Phi_{th} : \sim 2 \times 10^{17}$	4
7	軽水炉の高度化・安全研究	LOCA模擬試験装置	軽水炉燃料（既存の $\text{UO}_2$ -Zr基被覆管の他、事故耐性燃料含む）	BWR、PWR	$\Phi_{th} : \sim 2 \times 10^{18}$	1
8	新型炉・次世代炉開発	小型炉燃料／材料照射試験装置	燃料棒 燃料被覆管 構造材	-	$\Phi_f : \sim 2 \times 10^{18}$ (照射量： $\sim 1 \times 10^{26}n/m^2$ )	1
計						18

BWR (HP-ABWR) 環境 (軽水) : 約290℃、約7MPa  
PWR (HP-APWR) 環境 (軽水) : 約320℃、約15MPa

表 2-14 ニーズを満足させるための照射性能（キャプセル）

No.	分野	キャプセル	対象試験体	冷却材環境	中性子束 (n/m <sup>2</sup> /s) (照射量 (n/m <sup>2</sup> ))	照射孔数
1	軽水炉の高度化・安全研究	高温高圧水環境下における軽水炉用構造材の中性子照射試験	SUS316L SUS304, SUS316	不活性ガス雰囲気 290℃~320℃	$\Phi_f$ : $\sim 2 \times 10^{18}$ (照射量: $\sim 3 \times 10^{25}n/m^2$ )	5
2	軽水炉の高度化・安全研究	原子炉圧力容器鋼の照射脆化研究	低合金鋼	不活性ガス雰囲気 290℃(均一照射)	$\Phi_f$ : $\sim 1 \times 10^{17}$ (照射量: $\sim 1 \times 10^{24}n/m^2$ )	4
3	軽水炉の高度化・安全研究	軽水炉用燃料の照射試験	軽水炉燃料 (既存のUO <sub>2</sub> -Zr基被覆管、MOXの他、事故耐性燃料含む)	不活性ガス雰囲気 290℃~320℃	$\Phi_{th}$ : $\sim 2 \times 10^{17}$	2
4	軽水炉の高度化・安全研究	中性子検出器の試験	-	-	$\Phi_f$ : $10^{13} \sim 10^{16}$	1
5	材料照射損傷等に関する基礎研究	ADS用材料の中性子照射研究	フェライト鋼	Pb-Bi雰囲気 RT~600℃	$\Phi_f$ : $\sim 2 \times 10^{18}$ (照射量: $\sim 1 \times 10^{27}n/m^2$ )	1
6	材料照射損傷等に関する基礎研究	照射損傷機構解明	炭素鋼、SUS、ジルカロイ等	不活性ガス雰囲気、真空雰囲気、水雰囲気 300℃で精密温度制御	$\Phi_f$ : $\sim 1 \times 10^{18}$ (照射量: $\sim 5 \times 10^{24}n/m^2$ )	2
7	新型炉・次世代炉開発	核融合炉内構造物の材料照射	高Crフェライト・マルテンサイト鋼 (F82H)	不活性ガス雰囲気、真空雰囲気、250~550℃	$\Phi_f$ : $\sim 1 \times 10^{18}$ (照射量: $\sim 1 \times 10^{26}n/m^2$ )	1
8	産業利用	RI製造	医療用: Ir-192, Au-198, Ra-223等 工業用: Ir-192, Co-60等	-	$\Phi_{th}$ : $\sim 2 \times 10^{18}$	3
9*	材料照射損傷等に関する基礎研究	放射化分析、年代測定	岩石、純金属等	不活性ガス雰囲気、真空雰囲気、100~300℃で精密温度制御	$\Phi_f$ : $\sim 1 \times 10^{18}$ (照射量: $\sim 1 \times 10^{24}n/m^2$ )	1
10*	産業利用	RI製造	Mo-99等	-	$\Phi_{th}$ : $\sim 2 \times 10^{18}$	2
計						22

\* : 水カブリ照射装置

## 2.5.2 照射利用の早期開始

我が国の原子力の安全性向上に向けた研究、原子力の基礎基盤研究等の役割を担ってきたJMTRが廃止決定し、我が国における原子力研究開発に係る継続的な安全性向上、科学技術・学術の向上、産業利用等に係る照射データ等の取得及びRI製造が国内で円滑に遂行し難い状況が続いており、これらの研究への影響及び研究に携わる人材の育成への影響が懸念される状況が続いている。一部の照射については、JMTRの運転停止後、海外炉を代替利用しているが、海外炉も老朽化が進み、その数が減少していることから、わずかな照射スペースの取り合いになっている。そのため、照射場の確保が困難になっている、コストが増大している等により、代替照射ではニーズの極一部しか対応できていない状況である。

また、我が国では、RIの多くを海外から輸入しており、Mo-99については100%輸入に頼っている。Mo-99については、令和6年(2024年)頃から海外からの供給量が減少し始めることが危惧されており、国内において一定量の医療用RIの製造ができないまま海外依存することは問題の解決にならない。そのため、国内において一定量の医療用RI及び工業用RIの製造ができる照射試験炉の早期利用開始が必要である。

さらに、新型炉・次世代炉開発においては、米国やカナダ、英国などにおいてSMRの開発、導入などの原子力イノベーション創出に向けた動きが活発化している中で、国内においても経済産業省により原子力イノベーション促進のための技術開発を支援する補助事業が開始されている。このような国の補助事業の枠組みの下で、将来の多様な社会ニーズに応える多目的軽水小型炉の開発及び軽水炉に係る安全性の継続的な向上を推進するため、国内において照射データを取得で

きる照射場が早期に必要である。

このような状況下を考慮し、我が国において出来るだけ早期に新照射試験炉を建設し、社会的要請・利用ニーズに係る照射試験データを取得できる照射場を持つことが急務である。

### 2.5.3 照射利用環境の整備

社会的要請・利用ニーズに係る調査により整理された照射試験、試験技術等への要求事項を望ましい照射試験炉へと具現化するために新照射試験炉の利用性について検討を行う必要がある。具体的には、新照射試験炉とホットラボの一体的運用、工作工場の併設及び利用料金の最適化がある。新照射試験炉とホットラボの一体的運用については、新照射試験炉で照射された試料について速やかに照射後試験が行えるようにするとともに、JMTR のホットラボにおいても実績のある照射材の加工技術及びカップリング照射等による照射キャプセルへの再装荷・組立技術を始め、大型照射材の取り扱いが可能であること、各種機械的性質試験が可能であること及び微細組織観察・分析等が可能であることが要求される。また、JMTR では実績がないが、 $\alpha$  核種の医療用 RI の製造のため、適切な処理設備の設置について検討する必要がある。

工作工場の併設においては、今後多様な試験片を用いた照射試験が見込まれることから、当該照射試験に緻密かつ迅速に対応するために照射設備の製作・修理等を行う専用の工作工場の併設について検討することが必要である。さらに、利用料金の最適化については、利用性向上の観点から確立された技術の採用、グレーデッドアプローチの適用、建設・運転・保守コストの低減等により適切な利用料金を設定できるよう最適化を図る必要がある。

なお、こうした議論は、今後国内に留まらず国際的な場においても実施していくべきである。

### 2.5.4 将来の新たなニーズへの対応

新照射試験炉の建設に向けた社会的要請・利用ニーズに係る調査を実施し、図 2-18 に示すように、今後、短期的（～3 年）、中期的（3～5 年）、長期的（5～20 年）、超長期的（20 年～）に期待される照射試験として整理した。

一方で、新照射試験炉を設置後、数十年にわたり供用していくことを考えると、数十年先の将来の照射試験ニーズの変遷については、技術革新等の可能性と不確実性、情勢変化の不透明性等が伴うため想定することは困難である。

このことから、新照射試験炉においては照射試験ニーズの変遷に伴う将来の新たなニーズに柔軟に対応できるよう、炉心構成の変更が容易な汎用性の高い炉心構造とすることが極めて重要である。また、軽水炉環境の水化学を模擬したその場試験、燃料の出力急昇試験、燃料の過酷事故模擬試験（LOCA 模擬試験等）、照射試験中に FP や高放射能腐食生成物を炉外に取り出しながら行うその場試験等が引き続き重要課題となる。このため、原子炉建家内には、十分な放射線遮蔽能力を有するキュービクル及び炉外装置を設置するためのスペースの確保を可能とする十分な容積が必要である。

### 3. 海外施設利用に関する調査

#### 3.1 概要

新照射試験炉の概略仕様の検討を行うに当たり、国内ユーザーによる海外施設の利用に係る課題を抽出するとともに、海外炉の技術仕様等を調査した。これらの結果を踏まえて、「2. 社会的要請・利用ニーズの再整理」で整理した「新照射試験炉が取り組むべき課題」に対応できる新照射試験炉を建設するために「新照射試験炉の概略仕様に反映すべき項目」について検討した。

#### 3.2 海外炉利用時における課題

「2. 社会的要請・利用ニーズの再整理」にて述べたヒアリング調査及びアンケート調査の際、新照射試験炉の概略仕様の検討のため、海外炉の利用実績及び利用時に生じた課題についても調査を行った（アンケート調査等の概要については「2. 社会的要請・利用ニーズの再整理」参照）。さらに、ワークショップにおいても海外炉利用に関する意見が得られた。これらを整理した結果、国内ユーザーが海外炉を利用した際の課題は、以下の4つに大別されることがわかった。

##### ① 利用料金に係る課題

- ・ 試験片等の輸送コスト並びに研究者及び技術者の移動コストが高くなる。
- ・ 照射費用が高額であった。

##### ② 試料（RI含む）の輸出入に係る課題

- ・ 海外炉利用に係る手続は、国内の試験研究炉利用に比べて煩雑になる。  
（例：照射試料等を送る際の輸出手続）
- ・ 短半減期 RI 製造において、輸送時間が長くなるため減衰による損失が多くなる。
- ・ 火山噴火、国際情勢等により航空輸送が停止した場合、代替輸送手段がない。  
なお、RI 輸送を船舶輸送、陸送で代替することは現実的でないと考えられる。
- ・ RI 製造のライセンス制度が煩雑であった。

##### ③ 照射試験及び照射設備に係る課題

- ・ 照射温度の制御不良、温度モニタの不調、照射中の計装の故障が発生した。
- ・ 同一の試験研究炉で複数の照射試験を実施することで、炉出力変動等の影響を受けた。
- ・ 試験研究炉と発電炉の中性子スペクトルの違いを考慮する必要があった。
- ・ 海外炉では照射、冷却に長期間を要するものは難しい。
- ・ 国内の照射技術が衰退する。

##### ④ 利用に係る課題

- ・ 照射設備の廃止により RI 製造が中止になった。
- ・ 各国の政策等が優先され、自国以外からのユーザーの利用には制限がかかる場合がある。
- ・ 運営組織に加入（供託金の支出）しないと利用料金に大きな差が出る場合がある。
- ・ 試料の紛失があった。
- ・ 海外炉の代替照射では、国内の極めてわずかなニーズにしか対応できていない。
- ・ 海外炉利用では、派遣できる人材や実験の自由度が限られ、基礎・基盤技術の習得機会が減少する。

- ・ 海外炉利用では、国内の照射技術、照射後試験技術等の維持・向上に不可欠な人材の育成が行えない。

このように、国内ユーザーによる海外炉の利用では、高額な利用料金、試料の輸出入における煩雑な手続、国際情勢等による輸送の停止、照射試験・照射後試験における実験条件の制御不良・利用制限・試料紛失、国内の照射技術・照射後試験技術を担う原子力人材の育成が困難となる等、多くの課題があったことを確認した。これらの課題のうち、立地や制度に係るものについては、国内に照射試験炉を設置することで解決できると考えられる。また、照射試験炉に対しては、原子炉自体の性能よりも付随する照射設備及び照射技術が高度であることや照射費用の適正化がより望まれていること等が分かった。したがって、新照射試験炉の概略仕様の検討においてはこれらを考慮する必要がある。

一方、尤度（使い勝手）、経済効果、技術保有及び安全保障の観点からも国内に照射試験炉を望む意見があった。

### 3.3 海外炉の技術仕様等の調査

海外炉の調査を行うに当たり、「2. 社会的要請・利用ニーズの再整理」における「ニーズを満足させるための照射性能」を踏まえ、IAEA データベース<sup>3-1)</sup>にて出力が 20MW 以上かつ高中性子束（熱中性子束  $1.0 \times 10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}$ ）であり、使用目的に燃料照射、材料照射又は RI 製造を含む海外炉の中から以下のとおり調査対象を選定した。

運転中の炉として、ATR（アメリカ）、BR-2（ベルギー）、CARR（中国）、HANARO（韓国）、HFETR（中国）、HFIR（アメリカ）、HFR（オランダ）、MIR-M1（ロシア）及び SM-3（ロシア）、廃止措置計画中の海外炉として、HBWR（ノルウェー）及び NRU（カナダ）、建設中・計画中の海外炉として、JHR（フランス）、PALLAS（オランダ）及び RA-10（アルゼンチン）を選定して調査を行った。

調査項目は、中性子束、照射孔数、ループ数、照射設備、利用目的等の主要な仕様とした。また、廃止が決定した HBWR については、廃止に至った経緯及び廃止の影響、建設中の JHR 及び RA-10 については、建設に向けた運営の方法についても調査を行った。調査した海外炉の主な仕様（中性子束、照射孔数、ループ数、照射設備等）を表 3-1、表 3-2 及び表 3-3 に示す。なお、同表には、比較のため国内の照射試験炉である JMTR も記載している。



表 3-2 海外炉の主な仕様 (2/3)

	HFR(米露)	HFR(オランダ)	MIR-W1(ロシア)	SM-3(ロシア)	HBWR(ルウェー)
<b>主な用途</b>	材料/燃料照射試験、原子エネルギー開発、RI製造、中性子散乱、Nラジオグラフィ、放射化分析	材料/燃料照射試験、原子エネルギー開発、RI製造、中性子散乱、Nラジオグラフィ、放射化分析、核変換	材料/燃料照射試験、原子エネルギー開発、RI製造、放射化分析	材料/燃料照射試験、原子エネルギー開発、RI製造、放射化分析、核変換	材料/燃料照射試験、原子エネルギー開発
<b>出力</b>	85 MW	45MW (許可は50MW)	100 MW	100MW	20MW
<b>型式</b>	Tank	Tank in pool	Pool/Channels (Loop type (5,6))	Pressure/Vessel	Heavy water
<b>中性子束</b> [n/m <sup>2</sup> /s]	熱 : 2.5 × 10 <sup>19</sup> 高速 : 1.0 × 10 <sup>19</sup>	熱 : 2.7 × 10 <sup>18</sup> 高速 : 5.1 × 10 <sup>18</sup>	熱 : 5.0 × 10 <sup>18</sup> 高速 : 1.0 × 10 <sup>18</sup>	熱 : 5.0 × 10 <sup>19</sup> 高速 : 2.0 × 10 <sup>19</sup>	熱 : 1.5 × 10 <sup>18</sup> 高速 : 0.8 × 10 <sup>18</sup>
<b>照射(実験)孔</b>	水平:4 垂直:70 炉心領域:37 反射体領域:42	水平:12 垂直:0 炉心領域:19(20) 反射体領域:12	水平:0 垂直:13 炉心領域:11 反射体領域:0	水平:0 垂直:1 炉心領域:6 反射体領域:30 中央trap:1(最大7セル) 炉心領域:最大6(4セル) 反射体領域:30(20セル)	水平:0 垂直:300 炉心領域:40 反射体領域:5
<b>実験設備</b>	Flux Trap(コア中心、照射孔、水カピシット管)、周辺ターゲットポジション(高速フラックス)、大型RB設備(計装、非計装)、小型RB設備(内設置)、小型垂直照射設備(線源を使用しない照射孔、空圧照射)、大型垂直照射設備(小型と同様)、スラントエンジニア設備	-HTR(High Temperature Reactor)燃料照射設備、 -RI設置設備 -RI製造設備 -BNCT設備	ターゲット型燃料棒を用いた試験を行うための試験リグ(取り外し可能) ~1000mmまでの燃料棒を用いた試験を行うための照射装置(取り外し可能) フルサイズのSF及(≦3500mm)及び再組立されたSF(≦1000mm)の非計装試験を行うためのリグ フルサイズのSF及(≦3500mm)及び再組立されたSF(≦1000mm)の計装、非計装試験を行うためのリグ -ラング試験用リグ -LOCA条件下での試験を行うための装置 -RIA条件下での試験を行うための装置 -リッキー燃料棒の挙動試験のためのループ及びリグ	材料、核融合炉材料、高フラックス研究用の燃料棒、高フラックス研究用の燃料棒 燃料棒を流すシステム He-3中性子コントローラシステム、試験燃料棒の中性子束を調整 超高压ガスシステム、燃料棒内に高压ガス(60MPa)を流すシステム 直接クーリング駆動システム、燃料接管の直径を測定するシステム	【設備】 高圧ループ:水条件管理装置 燃料棒ガスフローシステム、燃料棒内にガス(0.8MPa)を流すシステム He-3中性子コントローラシステム、試験燃料棒の中性子束を調整 超高压ガスシステム、燃料棒内に高压ガス(60MPa)を流すシステム 直接クーリング駆動システム、燃料接管の直径を測定するシステム
<b>試験</b>	-R生産 -中性子損傷 -中性子放射化分析 -高線量実験 -ニュートリノ検出	高温照射 黒鉛、セラミック、複合材料 燃料試験 軽水炉燃料、高温炉燃料、材料試験炉用燃料、事故条件燃料 構造材料試験 材料老化、中性子脆化 核融合炉材料 -RI製造 -物理的、化学的特性評価 -放射性廃棄物の核変換 -シリコン-28エンリッチメント -中性子ラジオグラフィ	-ターゲット型燃料棒を用いた試験 ~1000mmまでの燃料棒を用いた試験 フルサイズのSF(≦3500mm)及び再組立されたSF(≦1000mm)の非計装試験 フルサイズのSF(≦3500mm)及び再組立されたSF(≦1000mm)の計装、非計装試験 -ラング試験 -LOCA条件下での試験 -RIA条件下での試験 -リッキー燃料棒の挙動試験	高温照射、シリコン化合物、吸収材料、核融合炉材料、高フラックス研究用の燃料棒、設計の試験	燃料照射試験 Cd管着燃料、チタニウム燃料、LOCA、リアオフ、被覆管のリーク試験 燃料照射試験 *材料照射試験 *空圧装置、照射下クーリング及び照射誘起応力緩和、き裂発生、燃料接管腐食試験
<b>照射孔径</b>	Flux Trap 1.27m(PTP) 1.778m(HT)	金属管内径(70.315.29mm)	MAX: 120mm(loop channel)	7mm	
<b>炉心寸法</b>	直径:43.18cm 高さ:61.6cm	有効高さ:60cm	直径:120mm 高さ:1000mm	反射体領域:68mm 中央線源領域:12mm 燃料領域:12mm	高さ:800mm
<b>初臨界</b>	1965.08.01	1961.11.19	1966.12.24	196.10.1.10	1959.06.29
<b>運転状況</b>	運転中	運転中	運転中	運転停止中(一時的)	運転停止中(恒久的)
<b>ランニングコスト</b>	65 × 10 <sup>6</sup> \$	17 × 10 <sup>6</sup> €	不明	不明	50 × 10 <sup>6</sup> NKR
<b>参考文献</b>	3-1), 3-15)	3-1), 3-16), 3-17), 3-18)	3-1), 3-19), 3-20)	3-1), 3-19), 3-21)	3-1), 3-22), 3-23)

表 3-3 海外炉の主な仕様 (3/3)

	NRU(カナダ)	JHR(フランス)	PALLAS(オランダ)	RA-10(アメリカ)	JMTR(日本)
<b>主な用途</b>	材料/燃料照射試験、原子力エネルギー開発、R製造	材料/燃料照射試験、R製造	材料/燃料照射試験、R製造	医療用R製造、燃料照射試験、NTD-S製造	材料/燃料照射試験、R製造
<b>出力</b>	135MW	100MW	<30 MW	30MW	50 MW
<b>型式</b>	Heavy water	Tank in pool	プール型	プール型	Tank
<b>中性子束</b> [n/m <sup>2</sup> /s]	熱 : 4.0 × 10 <sup>18</sup> 高速 : 1.0 × 10 <sup>18</sup>	熱 : 3.5 × 10 <sup>18</sup> 高速 : 5.5 × 10 <sup>18</sup>	熱 : 3 × 10 <sup>18</sup> (高フラックスゾーン)	熱 : 2.1 × 10 <sup>18</sup> 高速 : 3.5 × 10 <sup>18</sup>	熱 : 4.0 × 10 <sup>18</sup> 高速 : 4.0 × 10 <sup>18</sup>
<b>照射(実験)孔</b>	水平: 6 垂直: 12 炉心領域: 2 照射体領域: 0	照射体領域: 固定20箇所、可動6箇所 燃料領域: 小型孔7箇所、大型孔3箇所 ⇒最大 20個同時照射	不明	約 26 材料照射試験用: 6(Fast: 2, Thermal: 4)	水平: 0 垂直: 0 炉心領域: 20 照射体領域: 40
<b>実験設備</b>	・重圧ループ試験装置 ・キャプセル照射設備 ・水カブリット照射設備 ・NTD-S製造設備 ・LOCA模擬試験設備 ・R製造設備	・Madison: LWR燃料の定常or過渡試験 ・Adeline: LWR燃料の破損管破損状況下の燃料挙動試験 ・Lorelei: LWR燃料のLOCA時の燃料挙動試験 ・Mica, Caliso: 温度制御での材料試験 ・Ooctane: 不活性ガス照射(格納容器試験用) ・Cloe: IASCC試験用	不明	ループリフト所(PWR条件) 中性子ビーム5ヶ所	・キャプセル照射設備 ・水カブリット照射設備 ・出力急昇試験設備
<b>試験</b>	・燃料照射試験 ・材料照射試験 ・LWR燃料のLOCA時の燃料挙動試験	・LWR燃料の定常or過渡試験 ・LWR燃料の破損管破損状況下の燃料挙動試験 ・LWR燃料のLOCA時の燃料挙動試験 ・温度制御での材料試験 ・不活性ガス照射(格納容器試験用) ・IASCC試験用	・医療用R製造 ・材料照射試験 ・NTD-S製造	・水カブリット照射設備 ・燃料照射試験、R製造 ・キャプセル照射設備 ・無射測又は射測キャプセルを用いた燃料・材料照射試験、R製造 ・出力急昇試験設備 ・BWR条件の出力急昇試験	
<b>照射孔径</b>	小径: 15.2mm 大径: 30.5mm	小径: ~32mm 大径: ~60mm	不明	不明	直径: 32mm~65mm 深さ: 750mm
<b>炉心寸法</b>	直径: 351mm 高さ: 366 mm	直径: 70cm Fissile長: 60cm	不明	不明	直径: 1500mm 実効高さ: 750mm
<b>初臨界</b>	1957. 11. 3	—	—	—	1968.03.30
<b>運転状況</b>	運転停止中(恒久的)	2022年稼働予定	2026年稼働予定	2022年稼働予定	運転停止中(恒久的)
<b>ランニングコスト</b>	22 × 10 <sup>6</sup> C\$	—	—	—	10 × 10 <sup>6</sup> \$
<b>参考文献</b>	3-1), 3-24)	3-1), 3-25), 3-26), 3-27)	3-1), 3-28)	3-1), 3-29), 3-30)	3-1), 3-31)

### 3.3.1 運転中の海外炉

#### (1) ATR (米国)

ATR (The Advanced Test Reactor、図 3-1) は、アイダホ国立研究所 (INL : Idaho National Laboratory) に設置され、出力は 250MW である (熱中性子束 :  $8.5 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束 :  $1.8 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s)。主な用途は燃料/材料照射試験、原子力エネルギー開発、RI 製造である。付属の実験設備として、キャプセル照射設備、水力シャトル設備等が設置されている。



図 3-1 ATR 炉心<sup>3-3)</sup>

#### (2) BR-2 (ベルギー)

BR-2 (Belgian Reactor-2、図 3-2) は、ベルギー原子力研究センター (SCK・CEN : Studiecentrum voor Kernenergie - Centre d'étude de l'Energie Nucléaire) に設置され、出力は 100MW (熱中性子束 :  $1.0 \times 10^{19}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束 :  $7.0 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、原子力エネルギー開発、RI 製造である。付属の実験設備として、材料照射設備、燃料照射設備等が設置されている。



図 3-2 BR-2 炉心<sup>3-7)</sup>

(3) CARR (中国)

CARR (China Advanced Research Reactor、図 3-3) は、中国原子能科学研究院 (CIAE : China Institute of Atomic Energy) に設置され、出力は 60MW (熱中性子束 :  $8.0 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束 :  $6.0 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、RI 製造、中性子散乱実験等である。付属の実験設備として、中性子ビーム孔 (水平方向)、ループ照射設備等が設置されている。



図 3-3 CARR 炉心<sup>3-8)</sup>

(4) HANARO (韓国)

HANARO (High-flux Advanced Neutron Application Reactor、図 3-4) は、韓国原子力研究所 (KAERI : Korea Atomic Energy Research Institute) に設置され、出力は 30MW (熱中性子束 :  $4.5 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束 :  $2.0 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、RI 製造、中性子散乱実験等である。付属の実験設備として、キャプセル照射設備、ループ照射設備、中性子ビーム孔 (水平方向) 等が設置されている。



図 3-4 HANARO 炉心<sup>3-11)</sup>

(5) HFETR (中国)

HFETR (High Flux Engineering Test Reactor、図 3-5) は、中国原子力研究所 (NPIC : Nuclear Power Institute of China) に設置され、出力は 125MW (熱中性子束 :  $6.2 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束 :  $1.7 \times 10^{19}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、RI 製造、核変換である。



図 3-5 HFETR 炉心<sup>3-13)</sup>

(6) HFIR (アメリカ)

HFIR (High Flux Isotope Reactor、図 3-6) は、オークリッジ国立研究所 (ORNL : Oak Ridge National Laboratory) に設置され、出力は 85MW (熱中性子束 :  $2.5 \times 10^{19}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束 :  $1.0 \times 10^{19}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、原子力エネルギー開発、RI 製造等である。付属の実験設備として、フラックスストラップ、大型 RB 設備、中性子ビーム孔 (水平方向) 等が設置されている。



図 3-6 HFIR 炉心<sup>3-15)</sup>

(7) HFR (オランダ)

HFR (High Flux Reactor、図 3-7) は、欧州委員会 (EC : European Commission) に設置され、出力は 45MW (許可は 50MW) (熱中性子束:  $2.7 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束:  $5.1 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、原子力エネルギー開発、RI 製造等である。付属の実験設備として、燃料照射設備、RI 製造設備、中性子ビーム孔 (水平方向) 等が設置されている。



図 3-7 HFR 炉心 3-18)

(8) MIR-M1 (ロシア)

MIR-M1 (図 3-8) は、原子炉科学研究所 (RIAR : MINISTRY ON ATOMIC ENERGY OF RUSSIAN FEDERATION) に設置され、出力は 100MW (熱中性子束:  $5.0 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束:  $1.0 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、原子力エネルギー開発、RI 製造等である。付属の実験設備として、材料照射設備、燃料照射設備が設置されている。



図 3-8 MIR-M1 炉心 3-20)

(9) SM-3 (ロシア)

SM-3 (図 3-9) は、MIR-M1 と同じく RIAR に設置され、出力は 100MW (熱中性子束： $5.0 \times 10^{19}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束： $2.0 \times 10^{19}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、原子力エネルギー開発、RI 製造等である。付属の実験設備として、ループ照射設備が設置されている。



図 3-9 SM-3 炉心<sup>3-21)</sup>

3.3.2 廃止措置計画中の海外炉

(1) HBWR (ノルウェー)

HBWR (Halden Boiling Water Reactor、図 3-10) は、エネルギー技術研究所 (IFE : Institute for Energy Technology) に設置され、出力は 20MW (熱中性子束： $1.5 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束： $0.8 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、原子力エネルギー開発であった。付属の実験設備として、キャプセル照射設備、ループ照射設備等が設置されている。



図 3-10 HBWR 炉心<sup>3-22)</sup>

## (2) NRU (カナダ)

NRU (National Research Universal、図 3-11) は、カナダ原子力公社 (AECL: Atomic Energy of Canada Limited) に設置され、出力は 135MW (熱中性子束:  $4.0 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束:  $1.0 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、原子力エネルギー開発、RI 製造等であった。付属の実験設備として、キャプセル照射設備、ループ照射設備等が設置されている。



図 3-11 NRU 炉心<sup>3-24)</sup>

### 3.3.3 建設中・計画中の海外炉

#### (1) JHR (フランス)

JHR (Jules Horowitz Reactor、図 3-12) は、フランス原子力・代替エネルギー庁 (CIAE : Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) が計画し、出力は 100MW (熱中性子束:  $3.5 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束:  $5.5 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は燃料/材料照射試験、RI 製造を予定している。付属の実験設備として、キャプセル照射設備、ループ照射設備等が設置されている。



図 3-12 JHR 炉心<sup>3-32)</sup>

(2) PALLAS (オランダ)

PALLAS (Pallas-reactor、図 3-13) は、オランダエネルギー研究機構 (NRG : Nuclear Research and Consultancy Group) が計画し、出力は 30MW 未満 (熱中性子束 :  $3.5 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は RI 製造、燃料/材料照射試験を予定している。なお、現状は設計の段階である。



図 3-13 PALLAS 概要<sup>3-28)</sup>

(3) RA-10 (アルゼンチン)

RA-10 (図 3-14) はアルゼンチン原子力委員会 (CNEA : Centrale Nuclear de Atucha, Argentina) が計画し、出力は 30MW (熱中性子束 :  $2.1 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、高速中性子束 :  $3.5 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s) である。主な用途は医療用 RI 製造であり、その他にも燃料・材料への照射試験、NTD-Si 製造及び中性子をプローブとした各種試験も予定している。付属の照射設備としてループ照射設備が 1ヶ所設置されるものの、軽水炉燃料のふるまい、破損しきい値、健全性確認といった試験を実施しうるかどうかは不明である。ただし、設置主体である CNEA は、RA-10 は軽水炉燃料の製造・開発にも活用すると述べており、これらの試験が可能な設備が設置される可能性もある。



図 3-14 RA-10 炉心<sup>3-29)</sup>

### 3.3.4 社会的要請・利用ニーズに対する調査結果の整理

#### (1) 中性子束及び照射設備に関する比較

前述までの海外炉の主要な仕様及び「2. 社会的要請・利用ニーズの再整理」で整理した社会的要請・利用ニーズ（以下、本章において「利用ニーズ等」という。）に照らし合わせ、新照射試験炉に必要な仕様を整理した。利用ニーズ等は、軽水炉の高度化・安全性向上、新型炉・次世代炉開発、材料照射損傷等に関する基礎研究、RI 製造、人材育成等である。この利用ニーズ等に対し、上記及び表 3-1～表 3-3 に示した海外炉の利用目的を比較すると、ATR、BR-2、CARR、HANARO、HBWR、HFETR、HFIR、JHR、NRU、PALLAS 及び RA-10 が同様の目的で利用又は利用が計画されている。利用ニーズ等より得られた中性子束条件（高速中性子束： $2 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s、熱中性子束： $2 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/s）を基準に、これらの海外炉を比較すると、BR-2、CARR、HANARO、HFETR、HFIR 及び JHR がこの中性子束条件を満足していた。照射設備であるループ数を基準に比較すると、各々のループ数は ATR が 6 基、BR-2 が 0 基（必要に応じて設置）、CARR が 1 基、HANARO が 1 基、HBWR が最大 11 基、HFETR が 0 基、HFIR が 0 基、JHR が 5 基（将来的には 10 基）である。HBWR は多くのループを持つが、当該炉は廃止が決定されている。一方、運転中の海外炉では、ATR のループ数が 6 基で最も多く、その他の炉は 0 あるいは 1 基程度である。このように各海外炉のループ数は、「2. 社会的要請・利用ニーズの再整理」で述べたループ数 12 に対して少ないことがわかる。

また、これらの海外炉を含む多くの試験研究炉を利用する場合、照射孔数及びループ数には限りがあるため、照射孔あるいはループの利用について他のユーザーと競合し、順番待ちになるケースが考えられる。また、海外炉は所有国の政策等が優先され、所有国のユーザーの照射が優先されることも考えられる。

さらに、海外炉は HBWR の廃止をはじめ多くの高出力照射試験炉が高経年化により相次いで廃止されており、現在稼働している多くの照射試験炉も、今後 10 年後には廃止の可能性が高くなっている状況であることを踏まえ、海外炉における照射孔あるいはループ設備利用の不確実さ、さらに先に述べた利用ニーズ等より得たループ数に対して海外炉のループ数は少ないことも加えると、海外炉のみで利用ニーズ等を賄うことは困難である。

これらの結果を整理すると、国内の利用ニーズ等と同様の用途に供せられている試験研究炉は海外に多く存在しているが、海外炉を活用して中性子束及びループ数を確保し、国内の利用ニーズ等をすべて満足することは困難である。したがって、新照射試験炉においても国内の利用ニーズ等に対応可能な中性子束条件を確保するとともに、必要な照射孔数及びループ数についても可能な限り新照射試験炉単体で確保していくことが望ましい。ただし、RI の安定供給や万一の照射孔の不足時、施設の更新、トラブルによる原子炉停止時等の代替の観点から、海外炉等との相互補完利用を図ることも重要である。

#### (2) 照射技術に関する比較

新照射試験炉が備えるべき照射技術を整理するため、調査した海外及び国内の照射技術を比較した。海外は最新かつ既に建設に着手している JHR 及び RA-10 の照射技術について、国内はこれまでの照射試験の実績から JMTR の照射技術について表 3-4 のように整理した。同表のよう

に、JMTR では、「軽水炉燃料のふるまい、破損しきい値、健全性確認」の一部を除く全ての利用ニーズ等に係る照射試験に対応できる照射技術を有している。このため、JMTR の照射技術及びそれに係る知見を新照射試験炉に応用することで、ほとんどの利用ニーズ等に対応できると考えられる。

一方、「軽水炉燃料のふるまい、破損しきい値、健全性確認」のうち、LOCA 試験のような燃料破損を前提とした照射試験については、JMTR では実績がないものの、HBWR で照射試験の実績があるほか、JHR でも実施する計画となっている。したがって、新照射試験炉においても HBWR、JHR 及び RA-10 の海外炉の知見等を反映しながら照射技術を開発し、燃料破損を前提とした照射試験も含めた「軽水炉燃料のふるまい、破損しきい値、健全性確認」に係る照射試験も行えるようにすることにより、JHR と同様に全ての利用ニーズ等に対応できる照射技術を持たせることができると考えられる。

表 3-4 JHR、RA-10 及び JMTR の照射技術

利用ニーズ等	JHR	RA-10	JMTR
燃料・材料の照射試験	可	可	可
RI の製造（医療用、工業用）	可	可	可
軽水炉燃料の異常過渡時限界出力評価及び破損メカニズム解明	可	可	可
高温高压水環境下における軽水炉用構造材試料へ中性子照射試験	可	可	可
PWR 水環境下・中性子スペクトルにおけるオーステナイト系ステンレス鋼へ中性子照射試験	可	可	可
チャンネルの腐食、クリープ、曲がり、照射成長、寸法安定性試験	可	可	可
燃料棒（燃料ペレット＋被覆管）の状態での照射試験	可	可	可
軽水炉燃料のふるまい、破損しきい値、健全性確認	可	不明	一部可※

※：LOCA 試験のような燃料破損を前提とした照射試験の実績はない。

### 3.3.5 HBWR の廃止に係る調査

HBWR は多数の照射孔を有し、さらにその照射技術が高度なものであること、ユーザーに寄り添った運営がなされていることから、材料及び燃料の研究開発に携わる多くのユーザーに利用されていたが、平成 30 年（2018 年）に廃止が決定された。そこで、HBWR の特徴、廃止に至った経緯及び廃止に伴って行われている国際的な議論について調査を行った。

#### (1) HBWR の特徴及び照射機能

「3.3.2 廃止措置計画中の海外炉」では HBWR の主な仕様を述べたが、HBWR は、他にも以下のような特徴を持つ<sup>3-22)</sup>。

##### 【特徴】

- ① 重水を使用しているため炉心が大きく、照射に利用可能なスペースが大きい
- ② ドライバー燃料と燃料テストリグに互換性があり、自由度の高い炉心構成が可能
- ③ 炉自体が BWR タイプ（34bar 245°C）のため、ループなしでも発電炉に近似した条件下で照射試験が可能
- ④ ブースターロッドを用いることで、高い高速中性子束で照射試験が可能
- ⑤ ランプテストリグをドライバー燃料で囲むことで、高い熱中性子束で照射試験が可能
- ⑥ ループ装置は PWR、BWR、VVER 及び CANDU の条件（温度、圧力、水化学）で照射試験が可能
- ⑦ ループ装置は水化学条件を任意に調整可能、かつ、最大 11 基まで同時に使用可能
- ⑧ 炉内計装装置により温度、圧力、試験片の長さ及び直径等についてオンライン計測が可能
- ⑨ 照射済みの燃材料に計装装置を装着することで、再照射試験が可能

①～⑤は主に炉心に係る特徴であるが、これらによって HBWR は商用軽水炉実機に近い環境を提供することができ、軽水炉燃料の研究開発における重要な照射場として利用されてきた。また、照射に利用可能なスペースが大きいことから、炉心特性に影響せずに利用可能な照射孔数は 20～30 孔、ループ数は 11 基と他と比較して多い。さらに、⑥～⑧のように、高度な照射設備及び照射技術を有していたことから、LOCA を模擬した照射試験等、ユーザーに付加価値の高いデータを提供することも可能であった。これらの要因により HBWR は多くのユーザーに支持され、燃料及び材料に係る研究開発のために利用されてきた。

##### 【実施されていた燃料材料試験】

【燃料】 燃料総合性能試験、事故時の燃料ふるまい試験（出力変動及び LOCA）、新燃料・新被覆管材料の性能試験

【材料】 IASCC 試験、応力緩和試験、圧力容器材料健全性試験、その他プラントの高経年化にかかわる試験

## (2) HBWR 廃止の経緯

HBWR が廃止に至った経緯について調査を行ったところ、IFE による原子炉運用の戦略的レビュー(財政的及び運転上のリスク評価を含む)の中で挙げられた以下の要因により、HBWR の廃止が決定されたことがわかった。

- ① 修理困難な原子炉設備の故障が発生(修理方法、修理費用の目途立たず)
- ② 炉施設、設備・機器の老朽化に伴う維持管理費の増加及び収入の減少(ノルウェーからの予算の削減、バイラテラルによるプロジェクトの減少)
- ③ 規制基準の強化(強化されたノルウェー国内の規制及び国際的な規制基準への適合)
- ④ 放射性廃棄物及び使用済燃料の保管及び処理の問題

これらの要因により HBWR の廃止が決定されたことを踏まえると、新照射試験炉を長期的に運用していくためには、新照射試験炉やその付属設備の設置において、汎用性が高く、かつ、更新を考慮した設計及び機器選定を行うことが必要と考えられる。これにより、故障時の保守作業、炉施設の設備・機器の更新・改造等を行いやすくし、更新費用や維持管理費の低減を図るとともに、規制基準の強化にも対応しやすくする。また、将来的にニーズに変遷が生じた場合においても、利用状況に応じた運転出力・炉心構成に変更することによって適切な照射費を設定するとともに、ユーザーに寄り添った運営を行うことによってユーザーを確保し、利用収入の安定化を図る。放射性廃棄物及び使用済燃料については、安全かつ合理的な保管及び処理の方法について、国内の動向を注視しつつ検討していくことが必要である。

## (3) HBWR 廃止の影響

(1)に示すように HBWR は多くの特徴を有していたため、その廃止決定によって他の試験研究炉と比べて多く設けられていた照射孔及びループが失われた影響は大きい。特に LOCA 条件下での試験環境が失われたことが、燃料の安全性や開発に関する研究に携わるユーザーに与えた影響は大きい。そのため、HBWR の廃止に伴って進められている国際的な議論について調査を行った。

まず、OECD/NEA では、The Nuclear Innovation 2050(NI2050)に向けて、燃料及び材料の開発試験をサポートしていくための議論がなされている。この議論の中で、今後、HBWR なしで燃料及び材料の開発を行っていく際、次に示すような問題点があることが述べられている(3-22, 3-23)。

### 【OECD/NEA における議論】

- ① HBWR のように、ほぼすべての試験を 1 か所で行うことは非常に困難である。
- ② 現存する原子炉で試験を行うためには、コストや時間がかかる(すでに試験設備を撤去しているため)。
- ③ BR-2 でのランプテストは可能であるが、運転サイクル間にすべての照射装置を取り除いた状態で、原子炉の出力を変えて行う方法になる。
- ④ MIR-M1 及び SM-3 は様々な試験が可能であるが、輸送、法律及び契約に関する取扱い

が困難である。

- ⑤ JHR は HBWR と同じ種類の試験（ランプテスト、LOCA、計装付き燃料照射試験、材料照射試験）が可能だが、完成までに時間がかかる。
- ⑥ HFR で LWR の燃材料の試験をするには設備投資が必要である。
- ⑦ ATR で商用燃料を照射試験できるのかは不透明である。

また、INL では HBWR 廃止決定により失われた照射基盤について明確にして、DOE が進める ATF（事故耐性燃料）プログラムを進めるために必要となる点について議論がなされている。失われた照射基盤を埋める可能性について調査するために、ATR、BR-2、HANARO、HFIR、HFR、JHR、LVR-15、MIR、PALLAS の仕様が比較された上で、以下の点について言及されている。

#### 【INLにおける議論】

- ① すぐに稼働できる PWR ループは ATR のみである。
- ② すぐにランプテストを行える原子炉はないが、BR-2 がランプテスト装置を再稼働させる予定がある。
- ③ アウトパイル LOCA テスト装置はあるが、インパイル LOCA テストを行える原子炉がないため、新材料のふるまいや安全裕度を確認するにはインパイル LOCA は必須である。
- ④ 相互補完する試験基盤を構築した方がよい。

以上から、運転中の海外炉において、HBWR の機能を完全に補完可能な試験研究炉はなく、建設中の海外炉においても、JHR は HBWR と同じ種類の試験が可能だが、そのループ数は 5 基程度である（「3.3 海外炉の技術仕様等の調査」参照）。

したがって、「3.3.4 社会的要請・利用ニーズに対する調査結果の整理」で示したとおり、新照射試験炉は、ランプテスト、LOCA 模擬試験など、JHR と同等の照射技術を持たせるように検討していくことから、前述のような国際的なプログラム等に協力していくことで、国際的に貢献できるとともに、海外ユーザーによる照射利用を促進し、利用収入を拡大できる可能性がある。

### 3.3.6 建設中の海外炉における運営の調査

#### (1) JHR

JHR の運営は、参加国によって形成されるコンソーシアムによって行われ、同炉の運転計画及び利用計画などが決定される。このコンソーシアムはフランス及び同国の企業体を中心としているが、JHR の利用を希望する場合、加盟金を支払うことで同コンソーシアムに参加することができる。現在は、フランス以外に 8 か国の研究機関等が JHR のコンソーシアムに参加している。一方、加盟金の額によって、コンソーシアム内での発言力が決定される可能性がある。日本は同コンソーシアムに参加していないが、既に多くの金額を負担している欧州各国の意向が JHR の運営に強く反映される可能性がある。

したがって、新照射試験炉を同様のコンソーシアムで運営することとした場合、各国の研究機関等からの加盟金が確保でき、運営に係る資金が確保しやすくなることが考えられる。一方、国

内あるいは海外のユーザー間の加盟金の分担次第では、国内の利用ニーズ等を満足できなくなることを考慮に入れる必要がある。

## (2) RA-10

RA-10の運営主体は、設置主体と同様にCNEAである。CNEAは、RA-10をビッグサイエンスの一部と位置付け、付帯施設として6つのセルや最先端の分析評価機器を配した照射材料研究室(LEMI: Laboratorio de Ensayos de Materiales Irradiados)及び中性子科学研究を実施する中性子ビーム研究所(LAHN: Laboratorio Argentino de Haces de Neutrones)を併設した一大研究開発拠点とするとしている。また、RA-10建設プロジェクトのゼネラルマネージャーであるHerman Blaumann氏の発表<sup>3-30)</sup>によれば、研究開発拠点として円滑な運営を目指し、CNEAのトップコミットメントのもとにユーザーコミッティーが結成されたとのことである。新照射試験炉においても、ユーザー視点から魅力的な施設となり多くのユーザーを獲得するためには、初期投資は増大するものの、同様な構想は検討に値する。

ただし、RA-10では医療用モリブデンの世界需要の10%程度を供給するとしており、これによる収益で初期投資の一部を回収するスキームの可能性があると留意する必要がある。

### 3.4 新照射試験炉の概略仕様に反映すべき項目

海外炉利用における課題を調査した結果、国内ユーザーによる海外炉の利用では、高額な利用料金、試料の輸出入における煩雑な手続、国際情勢等による輸送の停止、照射試験・照射後試験における実験条件の制御不良・利用制限・試料紛失、国内の照射技術・照射後試験技術を担う原子力人材の育成が困難となる等の多くの課題があったこと、尤度(使い勝手)、経済効果、技術保有及び安全保障の観点からも国内での照射試験炉の建設が求められていること等が分かった。これらを踏まえ、海外炉の技術仕様等についても調査したうえで、「2. 社会的要請・利用ニーズの再整理」で整理した「新照射試験炉が取り組むべき課題」に対応できる新照射試験炉を建設するために「新照射試験炉の概略仕様に反映すべき項目」について検討した。検討結果について以下に示す。

#### 【新照射試験炉の概略仕様に反映すべき項目】

- ① 故障時の保守作業やニーズの変遷、規制基準の強化への対応等が行いやすいように、汎用性が高く、かつ、更新を考慮した設計及び機器選定を行うこと。
- ② JMTR や海外炉の照射技術の導入・応用によって国内のすべての利用ニーズ等に係る照射試験に対応できる中性子束条件及び照射技術を備えるとともに、RIの安定供給等の観点から、海外炉等との相互補完利用を図ること。
- ③ 建設、実験環境の整備、燃料調達、使用済燃料や放射性廃棄物の保管・処理等に係るコストを可能な限り抑え、照射単価が低くできるように配慮するとともに、ユーザーに寄り添ったユーザーフレンドリーな運営を行うこと。

## 4. 概略仕様の検討

### 4.1 概要

「2. 社会的要請・利用ニーズの再整理」において、「新照射試験炉が取り組むべき課題」及び「新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項」について整理した。また、「3. 海外施設利用に関する調査」において「新照射試験炉の概略仕様に反映すべき項目」について整理した。

一方、新照射試験炉を設置する場合は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく原子炉設置許可申請書を作成する必要がある。試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則に基づき、原子炉設置許可申請書の記載事項及び原子炉設置許可申請書の作成に必要な主な検討内容について整理した結果を表 4-1 に示す。

表 4-1 原子炉設置許可申請書の作成に必要な主な検討内容

申請書記載事項	主な検討内容
設置者	設置者の決定
使用の目的	使用の目的の明確化
型式、熱出力	利用ニーズの整理
設置場所	設置場所の決定
一般構造（耐震構造、耐津波構造、安全重要度）	地盤評価
原子炉本体の構造及び設備	施設の概略仕様の検討
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	建設スケジュールの検討
原子炉冷却系統施設の構造及び設備	新燃料の調達方法の検討
計測制御系統施設の構造及び設備	使用済燃料の処分方法の決定
放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	運営体制の検討
放射線管理施設の構造及び設備	気象・地盤・水理・地震・社会環境等の調査
原子炉格納施設の構造及び設備	設計方針の検討
非常用電源設備の構造	核熱設計、構造設計、遮蔽設計、臨界設計、耐震設計
照射設備の構造等	廃棄物量の推定
工事計画及び資金計画	事故事象の選定
核燃料物質の種類及び年間予定使用量並びに取得計画	安全評価
使用済燃料の処分方法	
品質管理体制・計画	
設置及び運転に関する技術的能力	
気象・地盤・水理・地震・社会環境等の状況	
施設の安全設計	
放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄	
事故事象、BDBA 事象の種類、程度、影響等	

下線部：概略仕様の検討において考慮

これらを踏まえ、「新照射試験炉が取り組むべき課題」に対応できる新照射試験炉を建設することを目標として新照射試験炉の概略仕様について、以下のとおり検討することとした。

まず、「新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項」で整理した「ニーズを満足させるための照射性能」、「照射利用の早期開始」、「照射利用環境の整備」及び「将来の新たなニーズへの対応」の4つの観点を考慮し、新照射試験炉に適用すべき炉型を選定する。

次に、炉心検討として、「ニーズを満足させるための照射性能」を有する炉心の検討を行う（核的検討及び熱的検討含む）。その際、照射性能の向上の観点から最大高速中性子束  $4 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  を実現できる炉心についても検討する。

最後に、炉心検討結果を踏まえ、JMTR の運転保守で得た知見等の調査結果、他の原子炉施設

の構造、「新照射試験炉の概略仕様に反映すべき項目」等も考慮して以下の4項目について検討し、新照射試験炉の概略仕様としてとりまとめる。

- (1) 新照射試験炉及びホットラボの主要仕様
- (2) 建家の構成及び各施設・設備の基本概念
- (3) 利用性の向上
- (4) 新照射試験炉の設計方針

このうち、ホットラボについては、新照射試験炉で照射した強い放射能をもつ試料（以下「照射済試料」という。）等に係る全ての照射後試験を行うために必要な施設・設備の基本概念や主要仕様について検討する。また、概略仕様の検討結果については、上記の「ニーズを満足させるための照射性能」、「照射利用の早期開始」、「照射利用環境の整備」及び「将来の新たなニーズへの対応」の4つの観点で評価を行う。概略仕様の検討フローを図4-1に示す。

なお、新照射試験炉設置後の運営方法についても検討を行う。

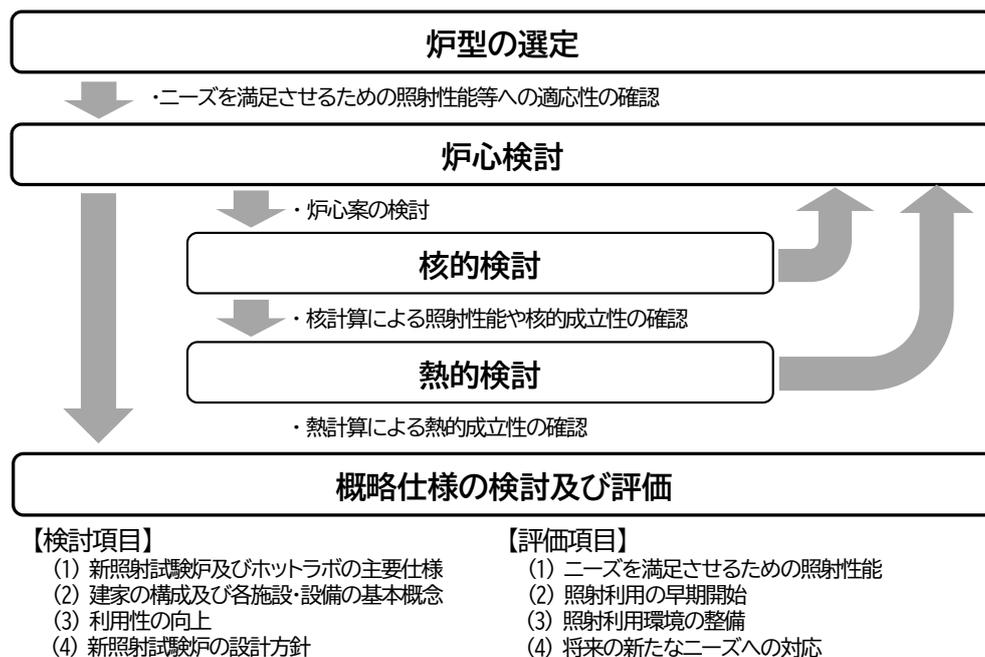


図 4-1 概略仕様の検討フロー

## 4.2 概略仕様の検討方法

### 4.2.1 炉型の選定

概略仕様の検討に先立ち、ベースとする炉型について検討するため、主要な試験研究炉の炉型である高速炉、高温ガス炉、沸騰水型炉及び水冷却型炉から、代表的な炉としてそれぞれ「常陽」<sup>4-1), 4-2)</sup>、HTTR<sup>4-3)</sup>、HBWR<sup>4-4), 4-5)</sup>及びJMTR<sup>4-6)</sup>をピックアップし、各炉の主な照射性能と「ニーズを満足させるための照射性能」との比較を行った。「ニーズを満足させるための照射性能」のうち、主要項目である高速中性子束（最大値）、熱中性子束（最大値）、温度条件、照射雰囲気及び同時照射孔数（以下「ニーズを満足させるための主要照射性能」という。）について比較した結果、表 4-2 に示すとおり「ニーズを満足させるための主要照射性能」への適応性は水冷却型炉が最も高かった。そのため、水冷却型炉を新照射試験炉の炉型に選定した。

表 4-2 試験研究炉の主な炉型及び照射性能

		中性子束 $\phi$ (n/m <sup>2</sup> /s)		照射環境		照射領域
		高速 $\phi_f$ (最大)	熱 $\phi_{th}$ (最大)	温度条件	照射 雰囲気	同時 照射孔数
ニーズを満足させるための 主要照射性能		$2 \times 10^{18}$	$2 \times 10^{18}$	RT~1500°C	軽水 不活性ガス Pb-Bi	40
高速炉	「常陽」 <sup>4-1), 4-2)</sup> [100MW*1]	$2.9 \times 10^{19}$	—	456°C*3~	不活性ガス	5
高温ガス炉	HTTR <sup>4-3)</sup> [30MW]	$2.0 \times 10^{17}$	$7.0 \times 10^{17}$	850°C*3~	不活性ガス	23
沸騰水型炉	HBWR <sup>4-4), 4-5)</sup> [20MW]	$0.8 \times 10^{18}$	$1.5 \times 10^{18}$	240°C*3~	軽水 不活性ガス	30
水冷却型炉	JMTR <sup>4-6)</sup> [50MW]	$2.4 \times 10^{18}$ *2	$4.4 \times 10^{18}$ *2	45°C*3~	軽水 不活性ガス	60 (最大 108)

\*1：設置変更許可申請書（2018年10月26日補正）について審査中

\*2：JMTR（改良 LEU 炉心）の照射位置における炉心計算による評価値（ピーク値）

\*3：冷却材温度

さらに、水冷却型炉のうち JMTR は、上記の照射性能に加え、「照射利用環境の整備」及び「将来の新たなニーズへの対応」の観点において、多種多様な照射設備の運用実績、38年間の豊富な原子炉の運転実績、炉心構成の変更が容易かつ幅広い照射領域を有する汎用性が高い炉心構造等の有用な特徴を有している。また、国産炉である JMTR の設計や燃料要素等の調達実績を活用できれば、新照射試験炉の国内での早期の許認可対応及び着工に寄与し、「照射利用の早期開始」の観点でも有利となる。以上の点から、新照射試験炉の概略仕様の検討は、水冷却型炉のうち JMTR をベースに実施することとした。

## 4.2.2 炉心検討

新照射試験炉の炉心検討を行うため、まず、JMTR の改良 LEU 炉心<sup>47)</sup>を基に新照射試験炉の炉心のベースとなる炉心（以下「ベース炉心」という。）について検討した。検討したベース炉心を図 4-2 に示す。

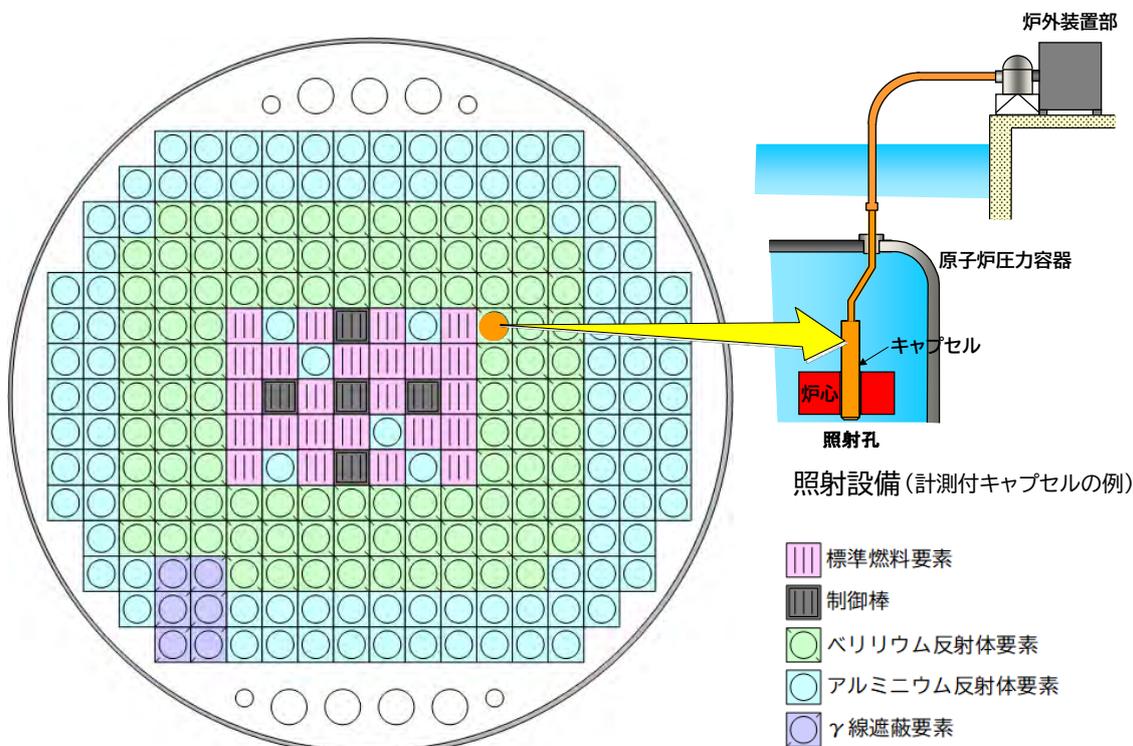


図 4-2 新照射試験炉のベース炉心

ベース炉心は、JMTR 炉心<sup>46)</sup>と同様、炉心直径 1560mm 及び 77.2mm 角の格子型構造とし、標準燃料要素、制御棒、ベリリウム反射体要素、アルミニウム反射体要素、γ線遮蔽要素等の炉心要素で構成する。各反射体要素及び γ線遮蔽要素には、全て照射設備装荷用の照射孔を設ける。これにより、炉心内の約 200 の照射孔から希望する照射条件に最適な照射場（中性子束、中性子スペクトル、γ線束）となる照射孔を選定して照射設備を装荷し、照射試験を行うことができる。複数の格子を占有する大型の照射設備を設置することでさらに大きな寸法の照射試料を装荷させることもできる。

ベース炉心では、JMTR 炉心の固定位置に 3 式配置していたベリリウム棒を廃し、ベリリウム反射体要素に置き換える。これによって、更なる炉心配置のフレキシビリティの向上を図ることができる。併せて、JMTR の γ線遮蔽板に代わり、γ線遮蔽要素を配置する。炉心の固定位置に一式設置していた γ線遮蔽板に対し、γ線遮蔽要素は、反射体要素のように任意の本数を任意の格子位置に設置し、組み合わせて使用することが可能であり、γ線遮蔽能力及び炉心配置のフレキシビリティの向上を図ることができる。γ線遮蔽要素の材質・寸法については今後、更なる検討を要する。

照射試料の照射環境（照射雰囲気、照射温度、圧力等）は、各照射設備の炉外装置部で独立制

御できるようにする。そのため、原子炉圧力容器には、最大で 40 種類程度の照射環境を同時制御するために必要な構造・数量の計測線・制御線を通す照射設備用のノズルを設ける。また、原子炉建家内には多数の照射設備の炉外装置を設置できる十分なスペースを確保するとともに、作業しやすい建家構造とし、原子炉設置後においても照射設備の新設、アップグレードが容易に行えるようにする。

以上から、ベース炉心を用いることにより、原子炉設置後においても炉心要素の装荷・取出し及び配置変更が容易になり、かつ、照射設備の新設、アップグレードにより新たな照射環境も構築できるようになることから、将来のニーズの変遷に対応してその都度、最適な中性子照射場を選択し、かつ、個々の新たなニーズに対して最適な照射環境下で照射試験を行うことが可能となる。したがって、ベース炉心を用いて新照射試験炉の炉心検討を行うこととし、まず、「ニーズを満足させるための照射性能」（表 2-13 及び表 2-14 参照）を満足する炉心（以下「50MW 炉心」という。）について検討した。

次に、照射性能の向上の観点から最大高速中性子束  $4 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  を実現できる炉心について検討した。最大高速中性子束を引き上げるためには、炉心の出力密度を上げる必要がある。そのため、50MW 炉心から炉心配置を変更せず熱出力を上昇させることによって出力密度を上げることを目指した炉心（以下「100MW 炉心」という。）及び熱出力を 50MW のままで炉心をコンパクト化させることによって出力密度を上げることを目指した炉心（以下「50MW コンパクト炉心」という。）について検討した。これら 2 ケースに 50MW 炉心を加えた 3 ケースの炉心案について検討し、以下に示す方法で各炉心案の照射性能、核的成立性及び熱的成立性について評価した。

なお、ワークショップでは、JMTR と全く同じ炉型とした場合、設計や許認可申請に係る審査が短縮できるためより早期に建設でき、JMTR におけるこれまでの照射試料データがそのまま比較対象として使用できる、未使用燃料要素がそのまま使用できる等のメリットもあるのでよいのではないかとの意見があった。したがって、早期建設を重視する場合には、JMTR の設計を大幅に活用することも考慮する必要がある。

#### (1) 照射性能の評価

照射性能の評価においては、新照射試験炉の各炉心案の炉心計算モデルを作成し、核計算コード MCNP6.2<sup>4-8)</sup>、核データライブラリー JENDL-4.0<sup>4-9)</sup>等により照射試料位置の中性子束の計算を行った。ここで、照射試料の長さは炉心有効長とし、これを軸方向に 5 分割して、照射試料当たり 5 点の中性子束を計算することにより、照射試料位置の軸方向の中性子束分布の勾配及びピーク値を確認した。また、各照射試料位置の核加熱率も計算した。

#### (2) 核的成立性の評価

核的成立性の評価においては、50MW 炉心及び 100MW 炉心について炉心計算モデルを作成し、核計算コード SRAC2006<sup>4-10)</sup>、COREBN<sup>4-11)</sup>及び核データライブラリー JENDL-4.0<sup>4-9)</sup>により過剰反応度、反応度制御効果、反応度変化率等を計算し、ベースとした JMTR の改良 LEU 炉心における核的制限値<sup>4-7)</sup>を満足することをもって核的成立性の確認とした。また、所定の出力で原子炉を 1 サイクル運転した場合の連続運転日数についても評価した。

### (3) 熱的成立性の評価

熱的成立性の評価においては、熱計算モデルを作成し、(2) 核的成立性の評価において求めた核的パラメータを用いて、熱水力学解析コード COOLOD-N2<sup>4,12)</sup>により、50MW 炉心及び 100MW 炉心について、熱的に成立させるために必要な炉心の冷却能力について評価した。その際、原子炉の構造は、JMTR と同様のタンクインプール型（以下「タンク型」という。）とした。

なお、50MW 炉心については、タンク型に加え、使い勝手がよいスイミングプール型（以下「プール型」という。）とした場合の熱的成立性についても確認した。

### 4.2.3 JMTR の運転保守で得た知見等の調査

新照射試験炉の概略仕様の検討ベースとなる JMTR について、これまでの運転保守で得た知見等を調査し、JMTR の施設・設備の構造、配置に係る課題及び改善提案について整理した。また、新規規制基準施行後に JMTR に対して検討していた新規規制基準に対応するために必要な措置等について整理した。調査結果について表 4-3 に示す。これらの調査結果について、適宜、新照射試験炉の概略仕様に反映させた。

表 4-3 JMTR の運転・保守で得た知見等の調査・反映 (1/3)

【JMTR の施設・設備の構造に係る調査】	
課題	改善提案
(1) 排気設備のうち、フィルタバンクは保守性が悪く使いにくい。	建家内にチャンバタイプで設置
(2) 排気筒は昇降設備が梯子しかないため、保守性が悪い。	螺旋階段を排気筒に設置等
(3) 原子炉建家内の排水貯槽は、保守性が悪く更新も困難	タンク型に変更
(4) 炉プールダイヤフラムシールは保守性が悪い。	炉プール径を大きくして点検しやすくする。
(5) 保管廃棄設備の保管スペースが狭い。	十分なスペースを設ける（専用の室）。
(6) 冷却塔は木造で保守性が悪い。	保守性及び長期使用を考慮した材料又は構造に変更、設備ごとに小型のパッケージ型冷却設備を設置等
(7) 重要な弁、ドレン弁等の一部が多重化されていない（保守性）	二重化
(8) 配管、重油タンクの内面ライニングの定期的な健全確認が必要	二重管を検討(漏えい防止)
(9) 燃料要素は、使用後の輸送のためにカッティングが必要	カッティングを要しない構造に変更
(10) ベリリウム枠は、定期交換が必要。また、反射材のベリリウムは特定化学物質に指定され廃棄処分が困難。	ベリリウム枠を使用しない構造に変更（長寿命化）。ベリリウムに代わる材料の検討又は処分方法の確立
(11) 縦置軸流ポンプは保守性が悪い。	保守管理が容易な横置ポンプに変更
(12) 熱交換器(U 字管型)は、保守コストが高い。	保守点検が容易な構造に変更
(13) 緊急ポンプ、高架水槽等、機能上不要と判断される設備機器	廃止して点検を合理化
(14) 制御棒駆動機構が LFGR（低周波電源発生装置）方式（保守費高）	低コストかつ保守点検が容易なインバータ方式に変更（設置位置（圧力容器下部）の変更も検討）
(15) 炉内のステンレス製部品（ダウエルピン等）が高線量	炉内にステンレス製部品を用いない構造への変更（燃料要素、反射体要素、格子板）
(16) 原子炉圧力容器と一次系配管が系統分離されていない（保守性）。	系統分離できるようにして保守性を向上
(17) 燃料交換を手作業で行っている。	作業性、効率、安全性を考慮し、燃料交換機を設置
(18) 使用済燃料は水中保管しており、溢水や漏えいのリスクがある。	リスク低減の観点から、乾式保管を検討
(19) 使用済イオン交換樹脂を保管管理している。	廃樹脂をドラム缶等で回収可能な構造を検討
(20) 原子炉制御盤やプロセス計装、警報等の一部が多重化されていない。	安全性を考慮し、2重化・多重化
(21) 多くの安全動作機能（FS、SS、RR、SB、RS）を有している。地震・瞬電等によりスクラムしやすく、照射試験が中断。	安全動作項目・基準の整理、高信頼性な制御方式の適用、機器の多重化・多様化（不要な炉停止の防止）
(22) 原子炉運転時、非常用電源を常時運転（燃料費）。	スタンバイ方式とする。
(23) 制御材が Hf	制御効果、加工、入手、経済性等を考慮し変更を検討

表 4-3 JMTR の運転・保守で得た知見等の調査・反映 (2/3)

【JMTR の施設・設備の配置に係る調査】	
課題	改善提案
(1) 排気筒、タンクヤードその他のユーティリティ施設が原子炉建家から離れて設置されているためアクセスが悪い。各配管やケーブル等も長くなるため、その分保守管理が必要となる。	原子炉建家内に設置又は原子炉建家を中心に施設を集約・隣接させ、コンパクト化
(2) 原子炉制御室が原子炉建家内に設置されており、事故時の対応が課題となっている。	事故対応を考慮して原子炉建家外の非管理区域に設置
(3) 原子炉建家内の物品、資材を保管するスペースが少ない。	建家（倉庫）を別途隣接設置
(4) 照射準備室から原子炉建家への物品搬入は、その都度トラック通路（非管理区域）を一時管理区域に設定して経由している。	トラック通路を廃止し、照射準備室と原子炉建家を連結
(5) ダクト（トレンチ）に放射性廃液の配管が敷設されているため、保守性が悪い。	トレンチはろ過水、浄水、ケーブル等の非放射性物質を取り扱い、廃液配管、排気ダクトは原子炉建家内に配置
(6) 居室実験室建家に非管理区域（居室）と管理区域（測定室、ホット実験室、検査室、汚染検査室）があるため、管理が複雑である。	管理区域と非管理区域（居室）を明確に区分して設置

表 4-3 JMTR の運転・保守で得た知見等の調査・反映 (3/3)

【JMTR の新規制基準対応に係る調査】	
項目	新規制基準対応等のために必要な措置
(1) 耐震化対応	原子炉建家（カナル室含む）の耐震補強
(2) 飛来物対策（竜巻等）	原子炉建家の屋根やカナル室の壁の補強、使用済燃料ラックの蓋の厚みの増加等
(3) 火災対策	防火帯の設置、ケーブル難燃化、ケーブルトレイの遮熱対策等
(4) 安全避難通路等	避難通路照明の更新、設計基準事故時の作業用照明設置
(5) 機能の多様化対応	モニタリングポストの情報伝達の多様化（無線伝送）及び通信連絡設備等の多様化
(6) BDBA 対応	サイフォンブレイク弁の手動開閉機能整備（全交流電源喪失時対応）
(7) その他	廃止措置を考慮した設計

下線部：概略仕様の検討に反映

#### 4.3 概略仕様の検討結果

新照射試験炉の概略仕様として、以下の4項目について検討した。検討に当たっては、炉心検討結果を踏まえ、JMTR の運転保守で得た知見等の調査結果、他の原子炉施設の構造、「新照射試験炉の概略仕様に反映すべき項目」等を考慮した。

- (1) 新照射試験炉及びホットラボの主要仕様
- (2) 建家の構成及び各施設・設備の基本概念
- (3) 利用性の向上
- (4) 新照射試験炉の設計方針

検討結果を 4.3.1～4.3.4 に示す。

##### 4.3.1 新照射試験炉及びホットラボの主要仕様

新照射試験炉について、50MW 炉心、100MW 炉心及び 50MW コンパクト炉心それぞれの主要仕様について検討した結果を表 4-4 に示す。また、ホットラボの主要仕様の検討結果を表 4-5 に示す。

表 4-4 新照射試験炉の主要仕様

炉心	50MW 炉心	100MW 炉心	50MW コンパクト炉心
使用の目的	発電炉等の燃料・材料の照射試験、RI 製造、人材育成		
炉型	軽水減速冷却タンク型*1		
熱出力 [MW]	50	100	50
高速中性子束[n/m <sup>2</sup> s]	~2×10 <sup>18</sup> (照射位置)	~4×10 <sup>18</sup> (照射位置)	~4×10 <sup>18</sup> (照射位置)
熱中性子束[n/m <sup>2</sup> s]	~2×10 <sup>18</sup> (照射位置)	~4×10 <sup>18</sup> (照射位置)	~2×10 <sup>18</sup> (照射位置)
燃料要素 235U 濃縮度 [%] 燃料芯材	板状燃料 約 20 U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al 分散型合金*2		板状燃料 約 20 未定*3
出力密度 [MW/m <sup>3</sup> ]	425	850	790
冷却材・減速材 反射材 制御材	軽水 ベリリウム ハフニウム		
冷却系統 (一次系) 入口温度 [°C] 出口温度 [°C] 流量 [m <sup>3</sup> /h] 圧力 [MPa] 流路方向 流速 [m/s]	最高 49 約 56 約 6000 約 1.5 下降流 約 10	最高 49 約 58 約 9400 約 3.5 下降流 約 17	—
反射体要素等	ベリリウム反射体要素 / アルミニウム反射体要素 / γ線遮蔽要素		
炉心 直径 [mm] 実効高さ [mm] 燃料要素本数 制御棒本数 燃料交換バッチ 235U 量 [kg] 炉心形状・格子寸法	1560 750 29 本 (燃料フォロー含む) 5 本 3 バッチ 11 以下 格子型・77.2mm 角		1560 650 18 本 (燃料フォロー含む) 6 本 2 バッチ — 格子型・77.2mm 角
照射設備 同時照射孔数	40 以上		30 以上
種類	キャプセル照射装置 水カラビット照射装置 ループ照射装置 (出力急昇試験装置、IASCC 試験装置、軽水炉水化学試験装置、燃料体 (バンドル燃料) 照射試験装置、燃料棒 LOCA 試験装置、小型炉燃料棒照射試験装置)		
運転日数 [日/Cy]	28	14	31
稼働率 (%)	約 70	約 60	約 70
キャプセル等の有効寸法 照射温度 照射雰囲気 炉心の照射領域	φ32mm, φ40mm, φ60mm, φ65mm, φ110mm 約 45°C から約 2000°C の幅広い照射温度で制御可能 軽水、不活性ガス (Pb-Bi については要検討) 200 程度の照射孔から選択可能、低γ線照射領域の設定		
主な照射試験	無計測照射試験、高精度温度制御照射試験、高温照射試験、IASCC 試験、 軽水炉実機環境模擬照射試験、軽水炉燃料出力急昇試験、再照射試験、LOCA 試験、 RI 製造 (短半減期 RI 含む)		
主な計測制御技術	精密温度制御技術、運転中計装技術、荷重・環境制御技術 (水化学)、出力急昇試験技術、 実機照射材再照射技術、LOCA 試験技術		

\*1 : 熱的検討の結果、プール型は不可

\*2 : U-Mo 燃料への置き換えも視野

\*3 : 新燃料の開発が必須 (核的検討では、燃料中の 235U 等の密度を 2 倍に設定し、かつ、短尺化)

表 4-5 ホットラボの主要仕様

セル	β γコンクリートセル	6 基
	β γコンクリートセル付属鉄 (鉛) セル	3 基
	α γコンクリートセル	2 基
	α γコンクリートセル付属鉄 (鉛) セル	3 基 (インナーボックス仕様)
	材料試験用鉄セル	5 基
	RI 用鉄セル	4 基
照射後試験装置	キャプセル搬出入装置、キャプセル解体装置、キャプセル組立装置 (溶接装置)、 外観検査装置、放電加工装置、寸法測定装置、γスキャンニング装置、 X線撮影装置 (CT-X線)、渦流探傷測定装置、陽電子消滅試験装置、 パンクチャー (ガス補修装置)、重量密度測定装置、精密切断機、研磨機、 樹脂注入装置、金属顕微鏡、EPMA (XMA)、微小硬度計、X線回折装置、 引張試験機、衝撃試験機、疲労試験機、破壊靱性試験装置、IASCC 試験装置、 クリープ試験機、SEM/EBSD、イオンミリング、イオンスパッタ、 超音波探傷試験装置、熱処理試験装置、透過型電子顕微鏡 (TEM)、SEM/FIB、 XPS、FE-SEM、FP ガス分析装置、ナノインデント、 <sup>99</sup> Mo/ <sup>99m</sup> Tc 分離濃縮・抽出装置	
その他	新照射試験炉と接続又は隣接させ、照射済試料を速やかに移送 セル及び照射後試験装置の新設・アップグレードが行いやすい建家構造	
主な照射後試験	α γセル系	外観検査、寸法測定、パンクチャー試験、重量密度測定、試料切断、金相試料作成、 微小硬度測定、α 対応 SEM/EPMA、金属顕微鏡 (組織観察)
	β γセル系	試料搬入・搬出・貯蔵、外観検査、試料加工・解体、再照射キャプセル組立、 放電加工、非破壊検査 (X線、γスキャン、渦流探傷、寸法測定)、 パンクチャー試験、重量密度測定、IASCC 試験、試料切断、金相試料作成、 SEM/EPMA、金属顕微鏡 (組織観察)、微小硬度測定、X線回折
	材料試験用鉄セル系	試料搬入・搬出、試料貯蔵、引張試験、疲労試験、衝撃試験、破壊靱性試験、 IASCC 試験、クリープ試験、破面観察 (SEM、EBSD)、 試料調整 (イオンミリング、イオンスパッタ)、超音波探傷試験、陽電子消滅試験、 熱処理試験、超微小硬度測定
	<sup>99</sup> Mo/ <sup>99m</sup> Tc 製造用鉄セル系	試料搬入・搬出、試料貯蔵、インナーキャプセル解体、 <sup>99</sup> Mo/ <sup>99m</sup> Tc 分離濃縮・抽出
	微細組織解析室	TEM、TEM 試料作成 (SEM/FIB)、破面観察 (FE-SEM,EBSD)、XPS、 FP ガス分析

(1) 炉心

ベース炉心を用いることにより、ニーズの変遷に応じて照射設備の種類、装荷位置、本数及び炉心配置を任意に変更して照射試験を行うことができる。ここでは、「ニーズを満足させるための照射性能」で要求されている表 4-6 に示す 40 孔分の所定の照射設備を装荷した 50MW 炉心用の炉心配置を作成した。50MW 炉心用の炉心配置を図 4-3 (a) に示す。50MW 炉心における燃料要素及び制御棒の本数、炉心での配置及び燃料交換バッチ数は、JMTR の改良 LEU 炉心と同様とした。また、50MW 炉心と 100MW 炉心は全く同じ炉心配置とした。

次に、炉心をコンパクト化させることによって出力密度を上げることを目指した 50MW コンパクト炉心用の炉心配置を図 4-3 (b) に示す。50MW コンパクト炉心では、燃料要素の本数を 18 本 (標準燃料要素：14 本、燃料フォロウ：4 本) にまで減少させることにより炉心のコンパクト化を図った。燃料交換バッチ数は、運転に必要な反応度の観点から 2 バッチとした。また、制御棒の本数は 6 本とした。炉心のコンパクト化に伴い炉心内の照射孔数が減少するため、照射設備の装荷数は 30 孔分に減少させた。各炉心について、炉中心から外側に向けて図 4-4 に示す例の

ように大きく 6 つの照射領域に区分した場合における各照射領域における照射孔数を表 4-7 に示す。

50MW 炉心及び 100MW 炉心について過剰反応度、反応度制御効果、反応度変化率等を計算した結果、ベースとした JMTR の改良 LEU 炉心における核的制限値を満足し、核的に成立することを確認した。また、50MW 炉心及び 100MW 炉心について熱的検討を行った結果、両炉心ともタンク型であれば熱的にも成立することを確認した。50MW コンパクト炉心については、目標とする照射性能を満足するためには新燃料の開発が必要であることが判明したため、冷却能力の評価を含めて成立性については検討していない。

表 4-6 「ニーズを満足させるための照射性能」で要求されている照射設備 (40 孔分)

照射設備の種類	型番
キャプセル照射装置 (~19 孔 (うち、RI 製造用 3 孔))	C01~C07、C09~C20 (RI 製造用は末尾に R)
水カラビット照射装置 (3 孔 (うち、RI 製造用 2 孔))	HR1~HR3 (HR-1 : 研究用、HR2~HR3 : RI 製造用)
ループ照射装置 (18 孔) 燃料棒出力急昇試験装置 (PWR+BWR 用 1 孔) IASCC 試験装置 (PWR+BWR 用 5 孔) 軽水炉水化学試験装置 (PWR 用 1 孔) 軽水炉水化学試験装置 (BWR 用 1 孔) バンドル燃料照射試験装置 (PWR+BWR 用 4 孔) バンドル燃料照射試験装置 (MOX 用 4 孔) 燃料棒 LOCA 試験装置 (PWR+BWR 用 1 孔) 小型炉燃料棒試験装置 (1 孔)	LF01-Ramp LM02-IASCC~LM06-IASCC LM07-WCP LM08-WCB LF09-Bundle LF10-BundleM LF11-LOCA LF12-Small

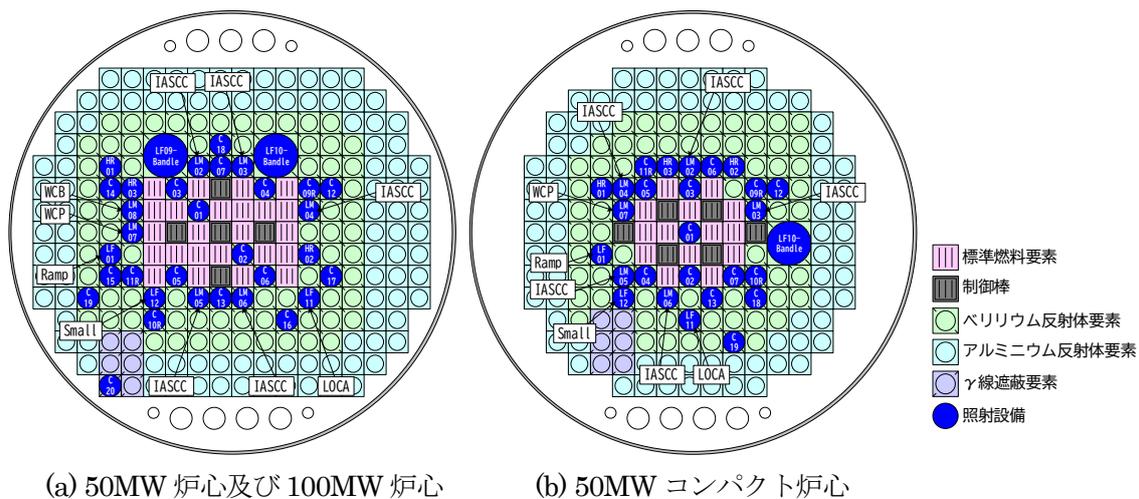


図 4-3 新照射試験炉の炉心配置

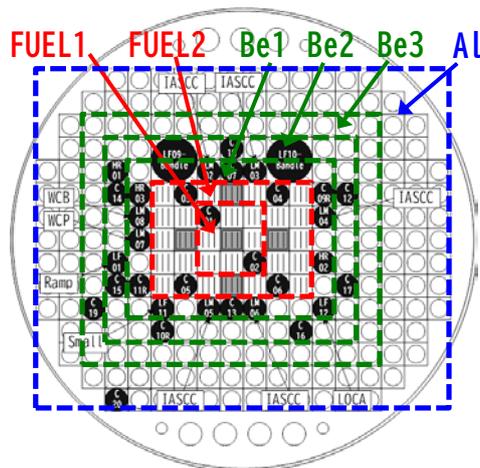


図 4-4 50MW 炉心における照射領域の区分例

表 4-7 各照射領域の照射孔数

[単位：孔]

	燃料領域		反射体領域 (Be, Al)				計
	FUEL1	FUEL2	Be1	Be2	Be3	Al	
50MW 炉心	2	4	28	36	40	103	213
100MW 炉心	2	4	28	36	40	103	213
50MW コンパクト炉心	1	2	14	20	24	112	173

(2) 使用の目的

新照射試験炉の使用の目的は、「2. 社会的要請・利用ニーズの再整理」における社会的要請・利用ニーズの再整理の結果から、「発電炉等の燃料・材料の照射試験、RI 製造、人材育成」とした。

(3) 炉型

熱的成立性の検討の結果、原子炉の構造に関し、50MW 炉心について、タンク型は成立したが、プール型では炉プールの深さが 30m 以上必要になり、構造上成立が困難であるとともに、成立させたとしても炉上からのアクセス性が極端に悪くなるため使い勝手がよくなるということが判明した。出力密度が 50MW 炉心より大きくなる 100MW 炉心及び 50MW コンパクト炉心の場合においても、同様にタンク型とする必要がある。したがって、新照射試験炉の炉型は、いずれの炉心においても、検討のベースとした JMTR と同様、「軽水減速冷却タンク型」とした。

(4) 熱出力及び出力密度

50MW 炉心及び 50MW コンパクト炉心の熱出力は 50MW、100MW 炉心の熱出力は 100MW とした。50MW 炉心の出力密度は、ベースとした JMTR と同様となる。また、100MW 炉心及

び 50MW コンパクト炉心の出力密度は、50MW 炉心における出力密度と各炉心の熱出力及び燃料本数の関係から、比例計算によって求めた。

#### (5) 高速中性子束及び熱中性子束

核的検討において、各炉心の高速中性子束及び熱中性子束の計算結果について、各照射試料の照射位置における高速・熱中性子束の計算結果の最大値（ピーク値）をプロットし、図 4-5 に示す。その結果、50MW 炉心において、「ニーズを満足させるための照射性能」において要求されている最大高速中性子束  $2 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  及び最大熱中性子束  $2 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  をいずれも満足することを確認した。また、100MW 炉心及び 50MW コンパクト炉心においては、照射性能の向上の観点で目標とする最大高速中性子束  $4 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$  を満足することを確認した。ただし、100MW 炉心及び 50MW コンパクト炉心では、高速中性子束の増加とともに核加熱率も増加し、試料温度が上がりやすくなるため、希望する温度条件によっては、試料寸法の制限等が生じる場合がある。

なお、核的検討においては、計算結果の妥当性確認の観点から、MVP3<sup>4,13</sup>及び核データライブラリー JENDL-4.0<sup>4,9</sup>を用いて同様の計算を行った。その結果、同等の結果が得られたことを確認した。

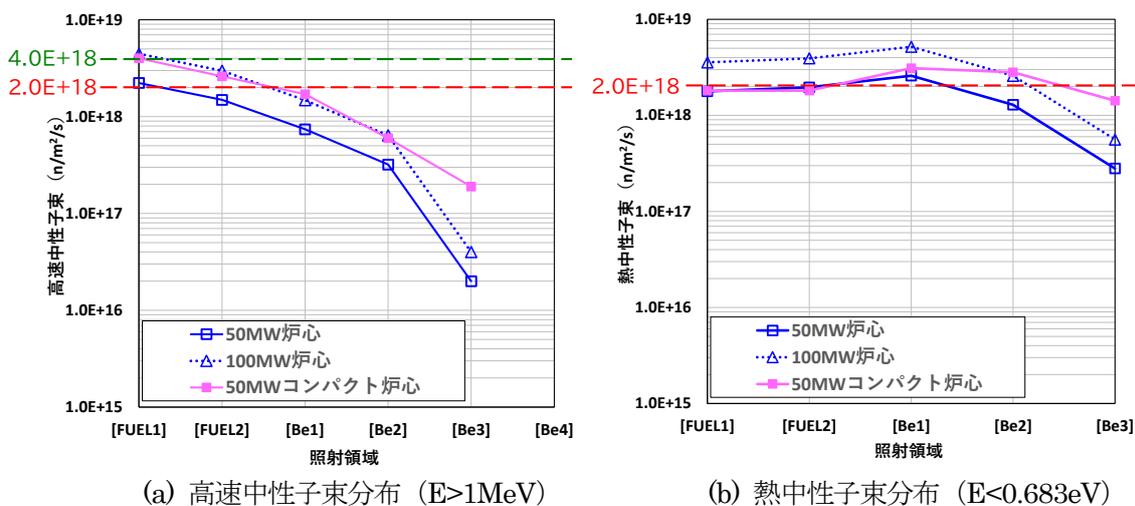


図 4-5 中性子束の計算結果

#### (6) 燃料要素

燃料要素は、50MW 炉心及び 100MW 炉心については、調達性も考慮し、検討のベースとした JMTR と同様の  $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$  分散型合金をアルミニウム合金で被覆した板状燃料（以下「シリサイド燃料」という。）を採用した。その際、 $^{235}\text{U}$  濃縮度（約 20%）及び燃料有効長（750mm）も JMTR と同様とした。一方、50MW コンパクト炉心については、炉心のコンパクト化による装荷燃料本数の減少に伴い、同様の燃料要素では核的検討において運転に必要な炉心の反応度が不足することが判明したため、燃料要素中のウランの高密度化及び燃料要素の短尺化について検討し

た。その結果、シリサイド燃料中の燃料芯材部におけるウラン密度等を2倍に設定し、かつ、燃料有効長を650mmに設定した仮想燃料による炉心計算モデルを作成して核的検討を行うことにより、必要な炉心の反応度を確保でき、かつ、50MWコンパクト炉心で目標とする照射性能を満足することが確認できた。

したがって、50MW炉心及び100MWでは、JMTRと同様のシリサイド燃料が適用できるが、50MWコンパクト炉心ではシリサイド燃料が適用できないため、新燃料の開発が必須となる。新燃料については今後の詳細検討が必要であることから、表4-4中の燃料要素の概略仕様については、「未定」と記載した。

新燃料の開発については、国内のKUCAや米国の試験研究炉における燃料低濃縮化計画の中で、U-7Mo燃料<sup>4-14</sup>、U-10Moモノリシック燃料<sup>4-15</sup>等のU-Mo燃料の開発が進められている。また、JHRにおいても運転開始時はシリサイド燃料を用いるものの将来的にU-Mo燃料に置き換える計画である<sup>4-16</sup>。したがって、50MWコンパクト炉心に用いる新燃料についても、シリサイド燃料に比べて燃料中のウランの高密度化を図ることができるU-Mo燃料をベースに検討していくことが考えられる。

ただし、現時点で国内外においてU-Mo燃料の開発は完了しておらず、また、燃料の濃縮度低減化計画によるJMTRでの中濃縮のアルミナイド燃料から低濃縮のシリサイド燃料への移行時には、JMTRにおけるシリサイド燃料のミニプレートの照射試験や、シリサイド燃料による試験燃料要素の照射試験等を経たうえで移行していった<sup>4-17,4-18</sup>。原子力機構のウランモリブデン(U-Mo)燃料調査報告書(2008年度)によると、海外におけるU-Mo燃料の開発終了時点から共用運転開始までに約11年を要するとされている<sup>4-19</sup>。これらを鑑みれば、早期に新照射試験炉を建設して照射利用を開始するため、まずは、シリサイド燃料を用いることとし、50MW炉心により運転を開始してU-Mo燃料ベースの新燃料のミニプレートや試験燃料要素の照射試験等を行ったうえで、JHRと同様、段階的にU-Mo燃料ベースの新燃料に移行していくべきと考える。

一方、50MW炉心及び100MW炉心についても、U-Mo燃料を導入することによって運転日数及び稼働率を向上できる可能性があることから、U-Mo燃料の開発状況及び新照射試験炉の設置決定時期によっては、新照射試験炉においても建設当初からU-Mo燃料を採用するとともに、50MWコンパクト炉心を含めた許可を取得していくことも考慮すべきである。

なお、いずれの燃料を使用する場合においても、使用済燃料の処理・処分の方法について、詳細設計の段階で検討する必要がある。

## (7) 冷却能力

熱的検討の結果、50MW炉心では、JMTRと同等の冷却能力で必要な炉心の冷却が行えるが、100MW炉心については、熱出力及び出力密度が2倍になることにより、表4-4に示すとおり炉心の冷却に必要な一次冷却システムの流量、圧力、流速等が増加するため、一次冷却設備及び二次冷却設備における冷却能力の大幅な増強が必要となることがわかった。また、未評価ではあるが、50MWコンパクト炉心においても、出力密度の上昇に伴い一次冷却設備における冷却能力の増強が必要となる。

## (8) 照射設備及び照射試験

「ニーズを満足させるための照射性能」において要求されている照射試験が行えるように、表 4-4 に示す各種キャプセル照射装置、水力ラビット照射装置及びループ照射装置などの照射設備を整備する。また、大型試験片、NTD-Si 等に係る照射試験についても必要に応じて対応できるように照射設備の開発を進めるものとする。照射環境のうち、照射温度については、JMTR の実績から約 45℃～2000℃の幅広い照射温度で制御可能である。照射雰囲気についても同様に軽水、不活性ガスについて対応可能である。ただし、Pb-Bi 雰囲気については、実現に向けた検討が必要となる。キャプセル等の有効寸法については、Φ32mm、Φ40mm、Φ60mm、Φ65mm 及び Φ110mm を設定している。将来のニーズの変遷に応じて、より多くの格子を占有する大型の照射設備を設置することにより、さらに大型の試料を装荷することも可能である。

同時照射孔数については、50MW 炉心及び 100MW 炉心については、「ニーズを満足させるための照射性能」で要求される 40 孔分の同時照射が可能である。一方、50MW コンパクト炉心では、炉心のコンパクト化に伴い、同時照射孔数が減少するものの、超長期的ニーズで要求される約 30 孔の同時照射を行うことは可能である。さらに、いずれの炉心においても、200 前後の照射孔があり、実際には同時照射孔数を増加しても炉心は成立すると考えられる。特に Be 反射体領域 3 層目以降の炉心外側の照射孔であれば反応度の負荷が小さいため、より多くの照射孔に照射設備が装荷できると考えられる。多くの照射設備を同時に照射できるようにすることにより、原子炉で発生する中性子を有効活用でき、かつ、利用料金のうち照射単価を低減できることから、JMTR と同程度の最大同時照射孔数（108 孔）を確保できるようにすることが望ましい。

照射設備の整備に当たっては、実験環境（温度、圧力等）におけるユーザーの依頼に対し柔軟な対応が可能であった JMTR の照射設備をベースに、燃料棒 LOCA 試験装置のように JMTR での実績がない照射設備も含め、HBWR、JHR 等の海外炉の知見等も反映しながら詳細設計を行うものとする。新照射試験炉では、照射条件の高度な制御が必要な照射試験のニーズが大半であることから、計装付キャプセル又はループ照射装置を同時に最大 40 孔分装荷できるように、原子炉圧力容器に設置する貫通孔の位置、個数、構造及び計測線等を通す保護管の形状について検討する必要がある。また、新照射試験炉建家においては、ニーズの変遷に対応し、照射環境の制御を行う照射設備の炉外装置部の十分な設置スペースを確保するとともに作業しやすい構造とすることにより、照射設備の新設、アップグレードが容易に行える建家構造とする。

## (9) 稼働率

核的検討の結果、1 サイクル当たりの運転日数は、50MW 炉心において 28 日、100MW 炉心について 14 日、50MW コンパクト炉心について 31 日となった。ここから、JMTR での運転実績を踏まえつつ、運転パターンの最適化（運転出力の変更、照射設備の装荷・取出し制限等）、炉停止中作業期間の短縮、定期事業者検査項目の整理等を見込み、表 4-4 に示すとおり、年間の最大稼働率は、50MW 炉心において約 70%、100MW 炉心において約 60%、50MW コンパクト炉心において約 70%と設定した。これらの稼働率を実現するためには、不要な炉停止を防止させる仕組みの適用、保守作業の合理化・効率化を可能とする施設・設備の構造や保守体制等について、詳細設計段階において更なる検討が必要である。

(10) セル、照射後試験装置及び照射後試験

照射済試料に係る全ての照射後試験が行えるようにするため、表 4-5 に示す種類及び基数のセル並びに特定施設を備えたホットラボ建家を設けるとともに、表 4-5 に示す照射後試験装置を設置するものとする。また、照射済試料を速やかに移送するため、新照射試験炉とホットラボは接続又は隣接させ、一体的運用を図る。新照射試験炉とホットラボの連携方法について検討した結果を図 4-6 に示す。連携方法については、詳細設計において決定するものとする。さらに、将来のニーズの変遷に伴う新たなニーズに対応できるようにするため、新照射試験炉と同様に、ニーズに応じてセル及び照射後試験装置の新設・アップグレードが行いやすい建家構造とするものとし、詳細設計の段階において更なる検討を行う必要がある。

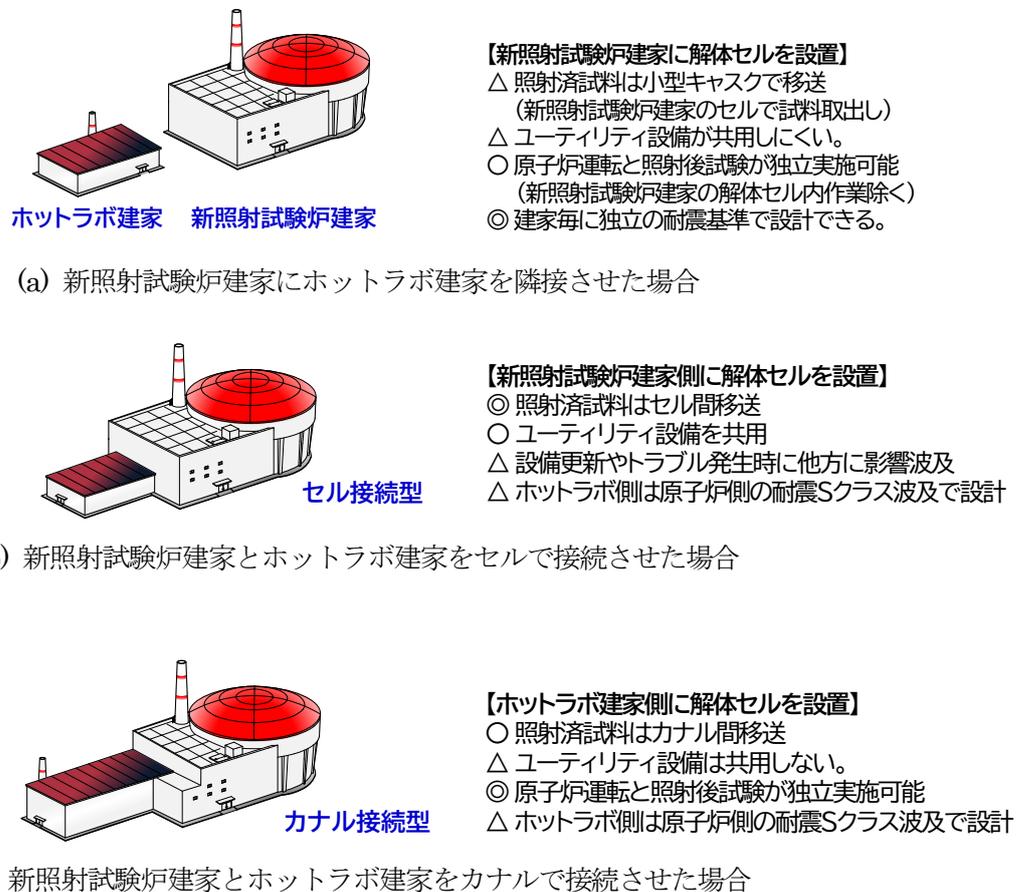


図 4-6 新照射試験炉とホットラボの連携の検討

4.3.2 建家の構成及び各施設・設備の基本概念

新照射試験炉に係る建家は、図 4-7 に示すとおり、新照射試験炉建家、冷却塔及び機械棟からなる新照射試験炉施設、並びに、技術開発・工作棟、ホットラボ建家及び管理棟からなる附属施設で構成する。これらの建家毎の区域設定、耐震クラス及び主な構成機器の検討結果について、表 4-8 に示す。

新照射試験炉建家は、原子炉建家と補助建家を接続させて一体構造とし、原子炉建家には原子

炉、照射設備、一次冷却設備等を格納する。補助建家にはキャプセル等の解体・再組立用セル、廃棄施設、原子炉制御室、照射制御室等を格納し、原子炉建家外で管理区域の設定が必要な施設及び耐震 S、B クラスに属する施設を集約して効率的に管理するとともに、事故対応を考慮して原子炉制御室及び照射制御室は、補助建家内の非管理区域（保全区域）に設置する。

冷却塔は、炉心で発生した熱を一次冷却設備から受け、大気に放散させる二次冷却設備用の冷却塔である。冷却塔は、JMTR での知見を踏まえ、高経年化を考慮して鋼製又は鉄筋コンクリート製仕様とする。

機械棟は、新照射試験炉の特定施設（管理区域の設定が不要な施設及び耐震 C クラスに属する施設に限る。）や特定施設等の制御を行う機械制御室を格納する。機械制御室には、事故時の原子炉制御室のバックアップ機能を持たせる。

技術開発・工作棟には、照射技術等の技術開発を行うためのコールド試験施設（以下「技術開発試験施設」という。）やキャプセル等の照射設備の製作・修理等を行う専用の工作施設を設置する。

ホットラボ建家は、照射済試料等の照射後試験を行う照射後試験施設であり、遠隔操作のセル、マニプレータや各種照射後試験装置を設置する。

管理棟には、新照射試験炉に係る事故時の現場指揮所、新照射試験炉の運転員等の居室及び新照射試験炉の運転シミュレーターを設置する。当該シミュレーターは、新照射試験炉の運転員の運転技術の維持・向上の他、国内外人材育成にも活用する。

なお、図 4-7 に示す建家の図はイメージであり、形状等は構造設計、耐震設計等により決定するものとする。

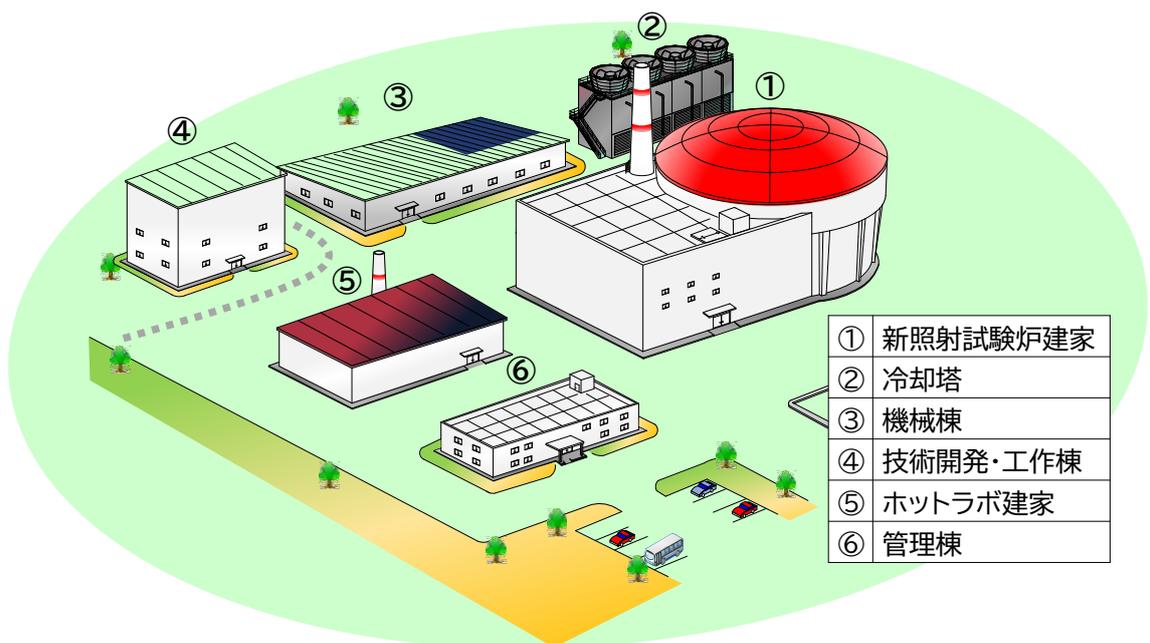


図 4-7 新照射試験炉に係る建家の構成

表 4-8 新照射試験炉に係る各施設・設備の基本概念

施設・設備名		区域設定	耐震クラス	主な構成機器
新照射試験炉 建家	原子炉建家	管理区域		炉心、原子炉圧力容器、炉プール、カナル、一次冷却設備機器、プール循環設備機器、制御棒駆動機構、バックアップスクラム装置、照射設備制御盤、キュービクル、放射線管理設備、排水貯留タンク、保管廃棄施設、物品保管室、天井走行クレーン等
	補助建家	管理区域	Sクラス 含む	カナル、使用済燃料貯蔵施設、ラック台車、プール循環設備機器、新燃料貯蔵施設、保管廃棄施設、分析室、照射準備室、廃液タンク、排気筒、排気設備機器、コンクリートセル、セル操作室、サービスエリア、天井走行クレーン、汚染検査室等
		非管理区域 (保全区域)		原子炉制御室、照射制御室、機器盤、非常用発電機等
機械棟		非管理区域 (保全区域)	Cクラス	機械制御室、特定施設（給気設備、二次冷却設備ポンプ室、冷凍機、ボイラー、純水製造設備、圧空設備、ユーティリティ冷却設備、電気設備等）
冷却塔		非管理区域 (保全区域)	Cクラス	二次冷却設備用冷却塔
ホットラボ建家		管理区域	Bクラス	$\beta$ $\gamma$ コンクリートセル・付属鉄（鉛）セル、 $\alpha$ $\gamma$ コンクリートセル・付属鉄（鉛）セル、材料試験用鉄セル、RI用鉄セル、インセルクレーン、微細組織解析室、セル操作室、サービスエリア、フロッグマンシステム、天井走行クレーン、汚染検査室、除染室、照射後試験装置、気体廃棄設備、排水貯留タンク、保管廃棄施設、放射線管理設備、制御室等
		非管理区域 (保全区域)		機械制御室、電気設備、非常用電源設備、空気圧縮設備、給気設備、フロッグマンエア供給設備、排水ポンプ設備等
管理棟		一般区域	一般施設	現場指揮所、居室、新照射試験炉運転シミュレーター
技術開発・工作棟		一般区域	一般施設	技術開発試験施設、工作施設

### 4.3.3 利用性の向上

新照射試験炉の照射利用における利用性の向上を図るため、(1) 魅力的な照射試験の提案に向けた設備等の整備・活用、(2) 適切な利用料金の設定及び(3) 照射利用しやすい環境の整備について検討した。検討結果を以下に示す。

#### (1) 魅力的な照射試験の提案に向けた設備等の整備・活用

国内外のユーザーにとって魅力的な照射試験が提案できるようにするため、附属する施設・設備の整備及び活用について検討した。

##### ① 技術開発試験施設の設置及び近隣の照射後試験施設群との連携

技術開発試験施設を技術開発・工作棟に設置して照射技術等を開発し、照射設備等の高度化改良・新設を推進するとともに、近隣の照射後試験施設群とも連携することによって、より精緻で技術的価値の高い照射データの効率的な提供及び将来のニーズの変遷への柔軟な対応が行えるようにする。

##### ② ホットラボとの一体的運用及び工作施設の併設

新照射試験炉は、ホットラボとの一体的運用により速やかな照射済試料の移送及び照射後試験を実施できるようにするとともに、キャプセル等の照射設備の製作・修理を行う専用の工作施設を技術開発・工作棟に設置することにより、利用ニーズへの緻密かつ迅速な対応を図り、かつ、照射利用に関する手続の簡素化に努め、ターンアラウンドタイムの短縮を図る。

## (2) 適切な利用料金の設定

国内外のユーザーによる照射利用に係る利用料金のうち、照射単価の最適化を図るため、新照射試験炉の設計段階から、照射単価に影響を与える要素について抽出し、必要な措置について検討した。

### ① ニーズに見合った炉心構成及び出力運転

将来のニーズの変遷に対応し、その都度ニーズに最適な炉心構成及び運転出力を選択して運転を行えるフレキシビリティの高い炉心構造とする。

### ② 建設コストの低減

シリサイド燃料等の確実な Proven 技術の活用、機器の構成要素数の低減（制御棒駆動機構等）、グレーデッドアプローチの適用、安価な汎用品の適用、設置拠点に存在する施設や隣施設の有効活用等により建設コストの低減を図る。

### ③ ランニングコストの低減

燃料の高燃焼度化、保守性の向上・効率化等による運転・保守コストの低減を図る。

### ④ 大容量の照射領域の確保

JMTR と同程度の最大同時照射孔数を確保する。

## (3) 照射利用しやすい環境の整備

新照射試験炉を中核とした研究開発拠点には、緊急時対策所や放射性廃棄物の処理・処分施設等を設置するほか、照射利用及び研究を行いやすくするため、図 4-8 に示すようにユーザーが自由に入出りできるオープンな研究・利用スペースを設けるとともに、国内外の研究者・学生・ユーザー等のための研究室、打合せ室、実験室、研究者用宿泊施設等の附属施設を設置する。これによって、国内外の研究者・技術者を呼び込み、育成し、新照射試験炉の利用によって継続的にイノベーションを創出できるようにする。さらに、燃料製造施設、使用済燃料処分施設、新型炉の実験炉などの新たな施設の設置につなげ、世界の原子力研究開発を先導する拠点を目指す。

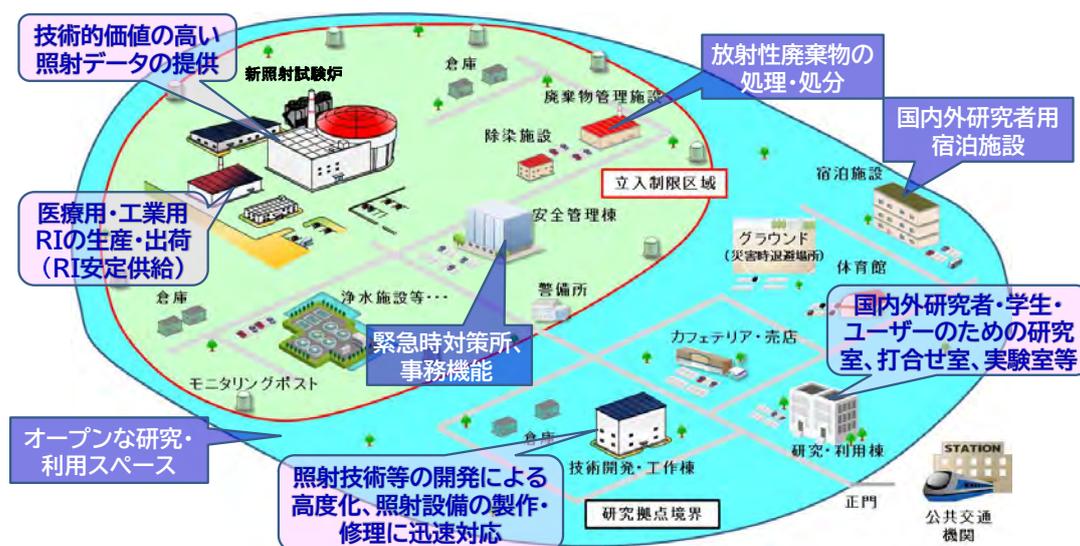


図 4-8 新照射試験炉を中核とした研究開発拠点構想

#### 4.3.4 新照射試験炉の設計方針

4.3.1～4.3.3 の検討結果を踏まえ、運転、保守及び利用の観点で新照射試験炉の設計方針を整理し、表 4-9 に示す。

新照射試験炉の各施設・設備の詳細設計に当たっては、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等の最新の基準に適合させるとともに、これらの設計方針を考慮し、安全性、信頼性、保守性及び利用性に優れた設計とする。

表 4-9 新照射試験炉の設計方針

運転面	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全動作項目・基準の整理、高信頼性制御方式の適用、機器の多重化・多様化（不要な炉停止の防止）</li> <li>原子炉制御室及び照射制御室を非管理区域に設置（事故対応）</li> <li>機械制御室に原子炉制御室のバックアップ機能付加（事故対応）</li> <li>運転シミュレーターの設置（運転技術の維持・向上、国内外人材育成にも活用）</li> <li>冷却系を2ループ構成とし点検時等の別ループによる冷却系の運転確保</li> <li>フレキシビリティの高い構造（ニーズ変遷対応）</li> <li>高密度（U-Mo）燃料の適用検討、燃料の高燃焼度化が図れる炉心設計（燃料消費本数低減、稼働率向上）</li> <li>安全かつ合理的な使用済燃料の処理・処分</li> </ul>
保守面	<ul style="list-style-type: none"> <li>保守点検・部品交換しやすい施設・設備構造、機器数・部品数の低減、照射設備等のユニット化（保守性）</li> <li>十分な作業スペースの確保、機器盤類は非管理区域に設置し効率管理（保守性）</li> <li>オンラインメンテナンスの拡充、定期事業者検査項目の整理（炉停止期間低減による高稼働率運転）</li> <li>管理区域対象設備を新照射試験炉建家内に集約設置（保守性）</li> <li>冷却塔は、高経年性を考慮し、鋼製又は鉄筋コンクリート製仕様（保守性・安全性）</li> <li>安価な汎用品の適用（調達性・コスト）</li> <li>廃止措置を考慮した設計（廃棄物量低減）</li> </ul>
利用面	<ul style="list-style-type: none"> <li>合理的な運転パターン、運転保守体制、低出力運転（高稼働率運転）</li> <li>照射設備等の設置・リプレースが可能な十分なスペース及び作業しやすい構造並びに将来の原子炉性能の拡張を可能とする原子炉構造（将来のニーズ変遷及び規制基準の強化への対応）</li> <li>臨界実験装置又はシミュレーション環境の整備（新たな炉心構成や照射設備の導入時の評価）</li> <li>新照射試験炉建家にキャプセル等の解体・再組立セルを設置（小型キャスクによる試料の効率移送）</li> <li>照射技術開発用のコールド試験施設を併設（照射設備等の高度化・開発）</li> <li>照射設備の製作・修理等を行う専用の工作施設を併設（利用ニーズに緻密かつ迅速に対応）</li> <li>最適な照射単価の設定方策 （建設コストの削減） シリサイド燃料等の確実な Proven 技術の活用、機器の構成要素数の低減（制御棒駆動機構等）、グレーデッドアプローチの適用、安価な汎用品の適用、設置場所に存在する施設や近隣施設の有効活用等 （ランニングコストの低減） 運転・保守コストの低減（運転面及び保守面に記載のとおり） （大容量の照射領域の確保） JMTTR と同程度の最大同時照射孔数を確保</li> <li>ホットラボとの接続又は隣接による連携（速やかな試料移送、照射後試験及び再照射試験）</li> </ul>

#### 4.4 概略仕様の評価

4.3における新照射試験炉の概略仕様の検討結果について、「ニーズを満足させるための照射性能」、「照射利用の早期開始」、「照射利用環境の整備」及び「将来の新たなニーズへの対応」の4つの観点で評価した結果を表4-10に示す。

50MW炉心については、高速中性子束、熱中性子束、温度条件、照射雰囲気及び同時照射孔数に係る「ニーズを満足させるための主要照射性能」を満足できる見込みである。また、稼働率については、日本学術会議総合工学委員会原子力安全に関する分科会における「研究と産業に不可欠な中性子の供給と研究用原子炉の在り方」に関する提言<sup>4)20)</sup>において、軽水炉高経年化研究や先進炉材料の研究等において、有意な期間で十分な照射量を確保するためには、原子炉の高稼働率が必須であり、海外の照射炉並みに年間250日程度の安定した運転を目指す必要があるとされている。これに対し、50MW炉心では、過去のJMTRの50%を大きく上回る稼働率約70%が可能と見込んでいることから、必要な稼働率を満足する。さらに、50MW炉心では、燃料仕様、配置とも実績があるJMTRと同様の設計であり、新たな燃料要素等を開発することなく成立する仕様であることから、3炉心の中でもっとも早く建設を完了し、照射利用を早期に開始できるほか、コストを最も抑えることができることから、利用料金（照射単価）についても最も低く設定できると考えられる。

一方、100MW炉心及び50MWコンパクト炉心では、ともに高速中性子束が $4 \times 10^{18} \text{n/m}^2/\text{s}$ まで向上できるメリットがあるものの、高速中性子束の増加とともに核加熱率も増加し、試料温度が上がりやすくなるため、希望する温度条件によっては、試料寸法の制限等が生じる場合がある。また、100MW炉心では稼働率の低下、現状国内に適用規則がないことによる建設完了時期の遅れのリスク、コスト増等のデメリット、50MWコンパクト炉心では同時照射孔数の減少に加えてU-Mo燃料をベースとした新燃料の開発に長期間及び莫大な開発費用が必要となるため、建設完了時期の大きな遅延、コスト増等のデメリットが考えられる。

なお、3炉心共通の対応として、ホットラボとの一体的運用や工作施設の併設、研究開発拠点の整備等によって、利用ニーズに迅速かつ的確に対応するとともにターンアラウンドタイムを短縮し、かつ、照射利用しやすい環境を整備する。さらに、他の炉心からコンパクト炉心への移行が燃料要素等の炉心要素の入れ替えのみで行えるなど汎用性が高く、広い照射領域が確保できる炉心構造とするとともに、照射設備等の新設・アップグレードに対応しやすい建家構造等とすることにより、将来のニーズの変遷に伴う新たなニーズに対応できるようにする。

以上の4つの観点から、新照射試験炉の炉心としては、総合的には50MW炉心が最適であると評価した。一方、50MW炉心による早期運転開始後、U-Mo燃料等の新燃料が使えるようになった場合には、50MW炉心における新燃料への置き換えや50MWコンパクト炉心に対する許可を追加で取得することにより、将来的に照射試験の内容や件数に応じて最適な炉心構成及び運転出力を選択して運転できるようにする。

なお、JMTRにおいてもLEU炉心の許可取得後、改良LEU炉心の許可を追加取得している。

表 4-10 新照射試験炉の概略仕様の評価

		50MW 炉心	100MW 炉心	50MW コンパクト炉心
ニーズを 満足させる ために必要 な照射性能	高速中性子束 (最大) [n/m <sup>2</sup> s]	○ (2×10 <sup>18</sup> )	○ (4×10 <sup>18</sup> *1)	○ (4×10 <sup>18</sup> *1)
	熱中性子束 (最大) [n/m <sup>2</sup> s]	○ (2×10 <sup>18</sup> )	○ (4×10 <sup>18</sup> )	○ (2×10 <sup>18</sup> )
	温度条件 [°C]	○ (約 45～約 2000*2)		
	照射雰囲気	○ (軽水、不活性ガス*2) (Pb-Bi 要検討)		
	同時照射孔数 [孔]	○ (40 以上)	○ (40 以上)	△ (30 以上*3)
	稼働率 [%]	○ (約 70)	△ (約 60)	○ (約 70)
照射利用の早期開始		○ (早い*4)	△ (やや遅い*4,*5)	△ (遅い*6)
照射利用 環境の整備	設備整備	○ (ホットラボとの一体的運用、工作施設の併設、研究開発拠点の整備)		
	建設コスト ランニングコスト	○ (低*4) ○ (低)	△ (高*5,*7) △ (高*8)	△ (高*6) ○ (低)
将来の新た なニーズへ の対応	炉心のフレキシビリティ	○ (炉心構成の変更が容易*9)		
	広い照射領域	○ (照射条件に応じて 200 程度の照射孔から選択可能)		
	照射設備等の新設・ アップグレードへの対応	○ (建家・炉室内の十分な設置スペース・作業しやすい構造、 技術開発試験施設の併設)		

\*1：核加熱率が約 2 倍になり試料温度が上がりやすくなるため、温度条件によっては試料寸法等の制限が生じる。

\*2：JMTR の照射実績より

\*3：超長期的ニーズに必要な同時照射孔数は確保

\*4：燃料仕様、配置とも実績がある JMTR と同様な設計 (新たな燃料要素等を開発することなく成立する仕様)

\*5：「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の「水冷却型研究炉の高出力炉 (10MW 以上、50MW 以下)」を超えるため現状は適用規則がない。安全審査 (グレーデッドアプローチ等) の面でもより厳しい要求となる。

\*6：新燃料 (高密度燃料) の開発 (設計、照射試験等)、製作、許認可対応が必要 (長期的ニーズには間に合わない。)

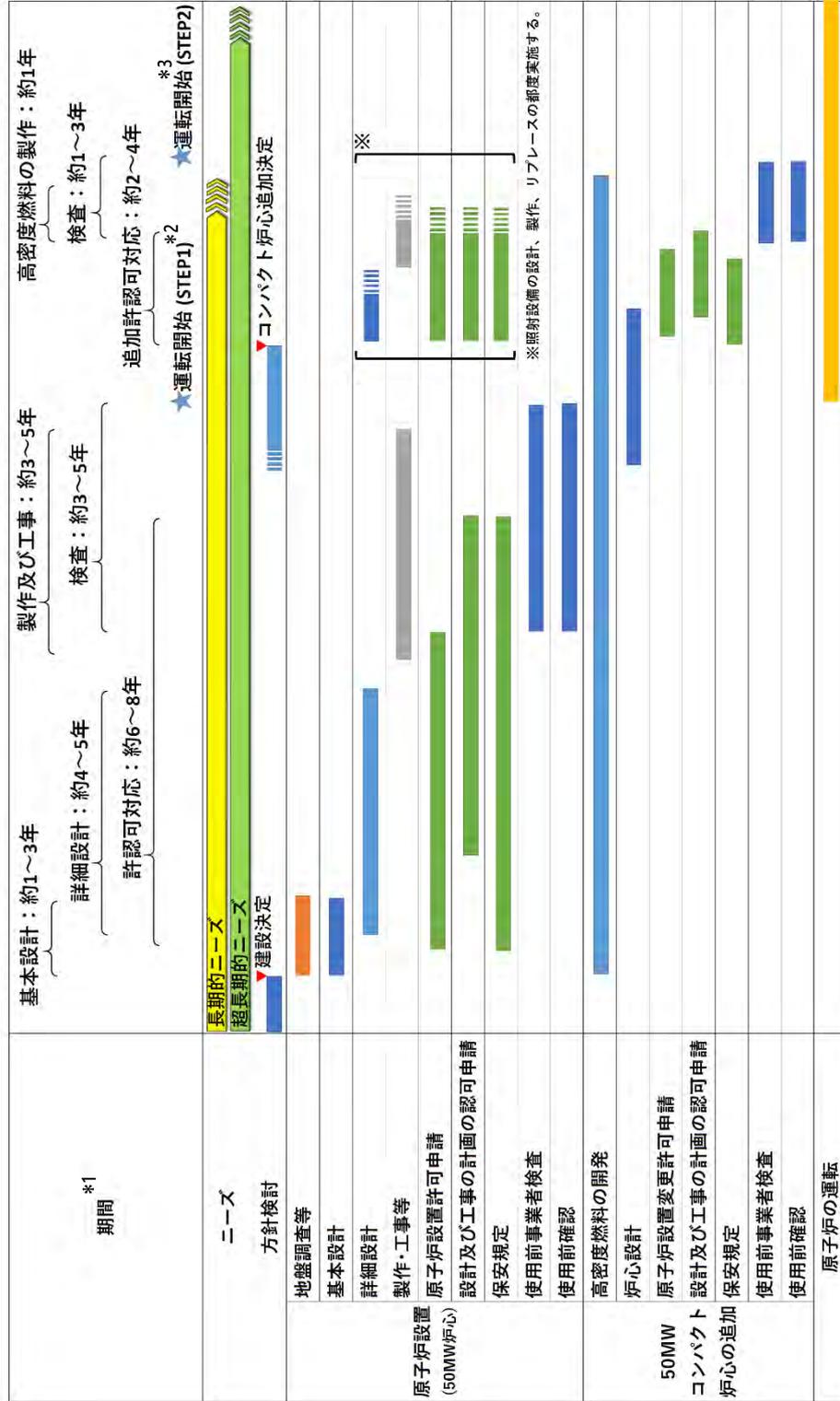
\*7：冷却能力の増強及びこれに対応する炉心要素の設計・製作が必要

\*8：燃料消費本数及び保守費用の増加 (低出力で運転することにより一部抑制可能)

\*9：他の炉心からコンパクト炉心への移行は、燃料要素等の炉心要素の入れ替えのみで行える炉心構造

新照射試験炉を建設するに当たっては、基本設計、詳細設計、許認可対応、製作、工事、検査の順で進めていくことになる。そこで、新照射試験炉の設置者、設置場所及び概略仕様並びに新照射試験炉の設置が決定した時点を起点とし、新照射試験炉として 50MW 炉心を選択した場合における新照射試験炉の設置・運転に向けた対応スケジュールを検討した。検討結果を図 4-9 に示す。本スケジュールから、新照射試験炉の設置決定から運転開始まで十～十数年を要すると考えられる。また、新照射試験炉の建設と並行して U-Mo 燃料ベースの高密度燃料の開発を進めた場合、高密度燃料に置き換えた 50MW 炉心又は 50MW コンパクト炉心の運転が行えるようになるまでには、50MW 炉心の運転開始からさらに数年が必要と考えられる。

なお、グレーデッドアプローチの適用や基本設計への JMTR の設計の大幅な活用等によって、設置に要する期間を短縮できる可能性がある。また、建設に向け、設計、燃料・資機材の調達、建設、運転上の課題の有無を早期に確認し、課題に対しては早期に対応していく必要がある。



\*1: グレードアップの適用、基本設計へのJMTRの設計の大幅な活用等によって短縮が図れる可能性

\*2: 50MW炉心による運転 (STEP1)

\*3: 50MW炉心 (新燃料版) と50MWコンパクト炉心から選択して運転 (STEP2)

図 4-9 新照射試験炉の設置・運転に向けた対応スケジュールの検討

#### 4.5 運営方法の検討

JMTR 運転時の施設運営における課題や海外における HBWR や JHR 等の海外炉の運営方法の調査結果を踏まえ、設置後の新照射試験炉において、ユーザーが利用しやすく、かつ、利用ニーズにきめ細かく対応した照射試験が行えるようなユーザーフレンドリーな運営を行うため、図 4-10 に示す 3 つの観点からなる運営体制を検討した。

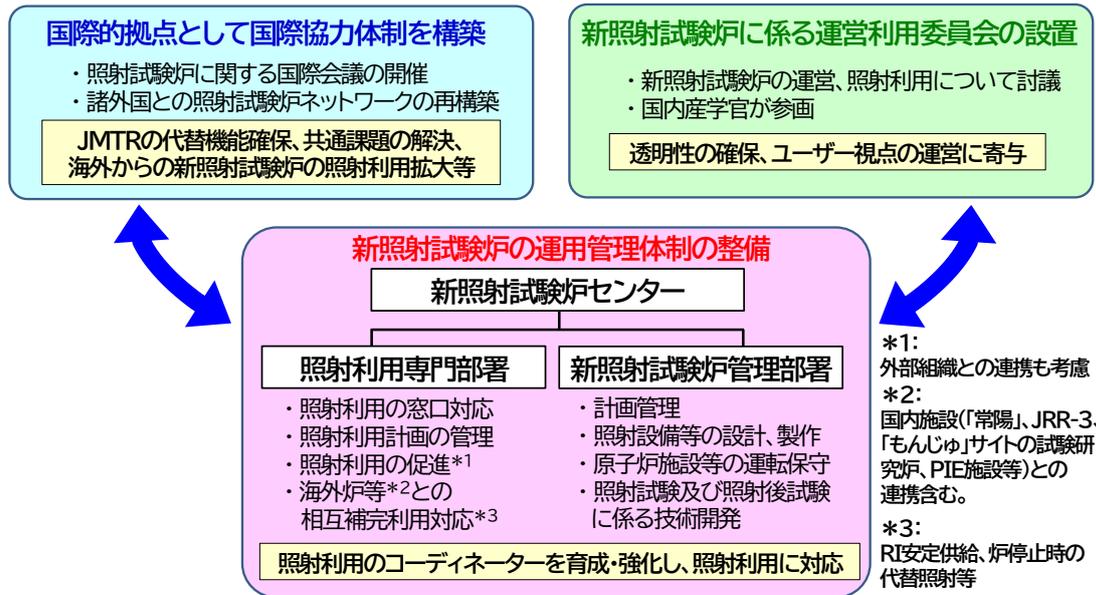


図 4-10 ユーザーフレンドリーな運営体制の構築

##### (1) 国際的拠点として国際協力体制を構築

照射試験炉に関する国際会議の開催を通じて、「JMTR 代替機能確保のための海外炉利用の推進」、「使用済ベリリウム製中性子反射体の処理処分等の共通課題の解決」、「海外からの新照射試験炉の照射利用拡大」、「海外炉等との戦略的パートナーシップの構築」等を効果的かつ効率的に行うこととする。なお、この国際会議に関しては、すでに原子力機構が先導して平成 20 年（2008 年）から平成 27 年（2015 年）まで毎年海外の照射試験炉運営機関の持ち回りで図 4-11 のように照射試験炉に関する国際シンポジウムを 8 回開催した実績があり、世界の照射試験炉間でプラットフォーム構築やネットワークの形成を行ってきた。今後、国内のユーザーのための海外炉利用を実現し、その海外炉利用のための照射キャプセル設計・製作を通じて、利用価値の高い照射データを提供するための照射技術、設計技術等を承継・発展させていく必要がある。加えて、これらの活動を基礎にして、米国、欧州、アジア諸国等とのネットワークを再構築し、新照射試験炉と世界の照射試験炉の特長を互いに生かした、地球規模での一体的研究・事業を可能にする。

また、諸外国との照射試験炉ネットワークを再構築することにより、研究者間の交流も図り、国内研究者のリーダーシップ等による国外の研究者の新照射試験炉への参入も加速・推進するように活動するとともに、世界で新設されようとしている照射試験炉情報も集め、新照射試験炉の設計・建設に資することとする。

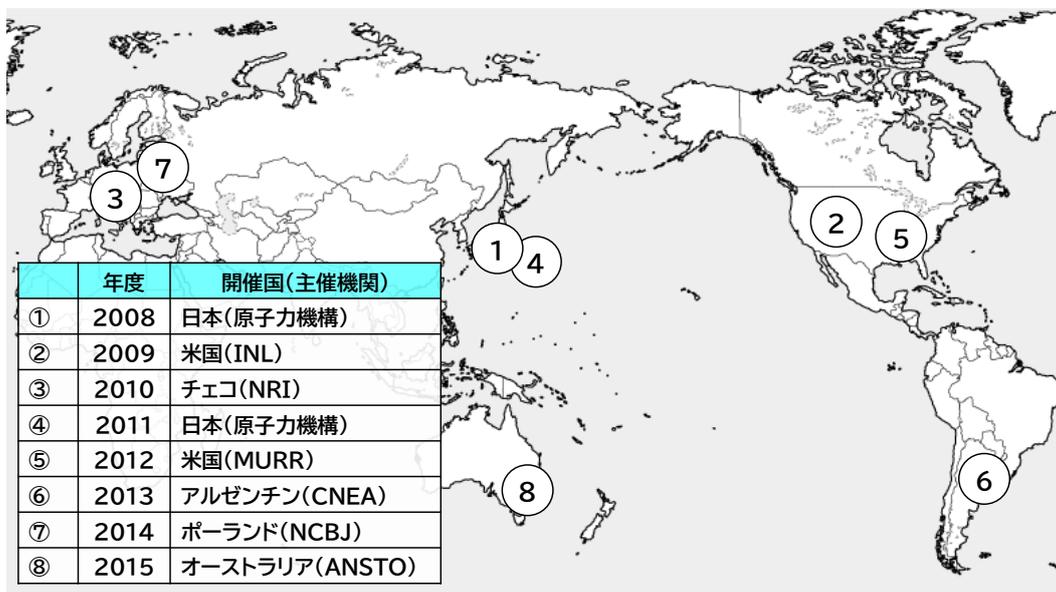


図 4-11 原子力機構が先導した「照射試験炉に関する国際シンポジウム」の実績

## (2) 新照射試験炉に係る運営利用委員会の設置

新照射試験炉の運営、照射利用について討議するステアリングコミッティを設置し、国内の産学官が参画することによって、透明性を確保し、かつ、ユーザー視点で新照射試験炉の運営が行えるようにする。

## (3) 新照射試験炉の運用管理体制の整備

新照射試験炉の設置者において、新照射試験炉センターの下に、照射利用を所掌する照射利用専門部署及び施設管理を所掌する新照射試験炉管理部署からなる実務体制を整備することによって、新照射試験炉の運用管理を適切に行えるようにする。

照射利用専門部署では、① 照射利用の窓口対応、② 照射利用計画の管理、③ 照射利用の促進対応及び④ 海外炉等との相互補完利用対応等の役割を担うとともに、国際協力体制や新照射試験炉に係る運営委員会に係る事務局対応も行うこととし、照射利用のコーディネーターを育成・強化し、照射利用に対応していく必要がある。

このうち、① 照射利用の窓口対応では、充実した技術支援体制を構築し、かつ、照射手続を簡素化し、多くのユーザーにとって使いやすい環境を実現する。② 照射利用計画の管理では、新照射試験炉の照射性能を熟知したうえで、最適な照射利用計画を策定・管理する。③ 照射利用の促進対応では、国内外に広く照射利用を募集し、高利用率を維持して設備の有効活用に資する。④ 海外炉等との相互補完利用対応では、RIの安定供給や照射孔の不足時、施設の更新、トラブルによる原子炉停止時の代替措置に係る海外炉等との相互確保を推進する（海外炉等には、「常陽」、JRR-3、「もんじゅ」サイトの試験研究炉、PIE施設等、国内施設との連携が含まれる。）。

なお、合理的な相互補完利用が行えるように、相互補完の方法について海外炉等と調整していく必要がある。

## 5. まとめ

JMTR の廃止決定により、我が国は第 5 次エネルギー基本計画に示されている軽水炉の安全性、信頼性・効率性向上のための技術開発や新型炉開発に必要な照射場を失い、国内において実用的なデータの取得ができなくなっており、運転技術や研究開発を行う原子力人材を育成することも困難となっている。工業用・医療用 RI 製造についても海外に依存するしかないが、生産国での利用が優先であり、国内への安定供給が困難な状況である。また、海外においても HBWR (Halden Boiling Water Reactor) を始め多くの高出力照射試験炉が高経年化により相次いで廃止されてきており、現在稼働している多くの照射試験炉も、今後 10 年後には廃止の可能性が高くなっている。このような中、海外では、フランスの JHR (Jules Horowitz Reactor)、アルゼンチンの RA-10 等の高出力照射試験炉の建設が進められている。一方、国内では「もんじゅ」サイトの試験研究炉の建設のための概念設計が開始されたが、中性子ビーム利用を主目的とした中出力が最も適切であるとの方向性が示されている。したがって、これまでの研究開発で培った技術を維持・高度化するための基礎基盤技術の確立も行いつつ、我が国における上述の社会的要請に応えるためには、「もんじゅ」サイトの試験研究炉に加えて、軽水炉等の燃料・材料の照射試験、RI 製造等にも対応できる高出力新照射試験炉の建設に向けた検討も必要不可欠である。

原子力機構では、平成 29 年 (2017 年) 4 月の JMTR の廃止決定及び平成 30 年 (2018 年) 4 月の原子力研究開発基盤作業部会の提言を受け、理事長の下に JMTR 後継炉検討委員会を設置し、新照射試験炉の建設に向けた検討を開始した。これまでに計 4 回の JMTR 後継炉検討委員会を開催し、国内外の状況も踏まえつつ、社会的要請・利用ニーズの再整理、海外施設利用に関する調査及び新照射試験炉の概略仕様の検討を行い、検討結果を取りまとめた。検討に当たっては、新照射試験炉に求められる利用ニーズ、国内における照射機能・施設運営・供用の在り方等について、産学官の参加のもとで議論し、明確化することを目的としてワークショップを開催し、ここでの議論の結果も反映させた。検討結果を以下に示す。

社会的要請・利用ニーズについては、「新照射試験炉が取り組むべき課題」を「軽水炉等の研究開発・安全性向上」、「科学技術・学術の向上」、「産業利用の拡大」及び「原子力人材の育成」の 4 つの分野で再整理した。その結果、「軽水炉等の研究開発・安全性向上」の分野では、軽水炉の高度化、安全性向上及び新型炉・次世代炉開発に係る照射試験、「科学技術・学術の向上」の分野では、材料照射損傷に関する研究及び放射線利用に係る照射試験、「産業利用の拡大」の分野では、Mo-99、 $\alpha$ 核種をはじめとした医療用・工業用の RI の安定供給のための製造やシリコン半導体製造並びに「原子力人材の育成」の分野では、照射試験・照射後試験及び原子炉運転管理に係る基盤技術の向上のための人材育成の強化等について、それぞれ取り組む必要があることが分かった。

これらの「新照射試験炉が取り組むべき課題」に対応できる新照射試験炉を建設することを目標に、「新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項」について検討し、「ニーズを満足させるための照射性能」(中性子束、照射孔数、照射環境等)、「照射利用の早期開始」、「照射利用環境の整備」(ホットラボとの一体的運用、工作工場の併設、利用料金の最適化)及び「将来の新たなニーズへの対応」(汎用性の高い炉心、照射設備の設置スペース等)の 4 項目を抽出した。

海外施設利用に関する調査を行った結果、国内ユーザーによる海外炉の利用では、高額な利用

料金、試料の輸出入における煩雑な手続、国際情勢等による輸送の停止、照射試験・照射後試験における実験条件の制御不良・利用制限・試料紛失、国内の照射技術・照射後試験技術を担う原子力人材の育成が困難となる等、多くの課題があったことを確認した。これらの課題を踏まえて海外炉の技術仕様等についても調査し、「新照射試験炉の概略仕様に反映すべき項目」として、「汎用性が高く、かつ、更新を考慮した設計及び機器選定」、「国内の利用ニーズ等に対応する照射機能の確保及び海外炉等との相互補完」及び「ユーザーフレンドリーな運営」の3項目を抽出した。

以上を踏まえ、「新照射試験炉が取り組むべき課題」に対応できる新照射試験炉を建設することを目標として新照射試験炉の概略仕様について検討した。検討結果については、ホットラボを含む新照射試験炉に係る主要仕様、建家の構成及び各施設・設備の基本概念、利用性の向上並びに設計方針の観点で整理を行った。その結果、JMTRをベースとした新照射試験炉を設置するとともに、工作施設、技術開発試験施設の設置、近隣施設との連携、利用者にとって照射利用しやすい環境の整備等を行うことによって、「新照射試験炉の概略仕様の検討において考慮すべき事項」に示す4項目に対応し、「新照射試験炉が取り組むべき課題」に対応した照射試験が行える見通しを得た。その際、最適な炉心は50MW炉心と考えられる。この新照射試験炉では、将来の新たなニーズに対応できるように必要に応じて将来的に照射性能を向上できる50MWコンパクト炉心のような異なる炉心の許可を追加取得することにより、照射試験の内容や件数に応じて最適な炉心構成及び運転出力を選択した運転が行える汎用性が高い炉心構造にするとともに、照射設備等の新設、アップグレードが行いやすい拡張性の高い建家構造とした。

新照射試験炉の設置決定後は、国際協力体制、産学官が参画する新照射試験炉の運営利用委員会や照射利用専門部署の実務体制等を整備し、ユーザーが利用しやすく、利用ニーズにきめ細かく対応した照射試験、海外炉等との相互補完によるRIの安定供給等が行えるユーザーフレンドリーな運営を行う。これにより照射利用を促進するとともに新照射試験炉を高稼働率で運転することにより、社会的要請・利用ニーズに確実に応え、かつ、これを通じて継続的にイノベーションを創出することができると考えられる。

新照射試験炉の建設に向けた今後の対応として、以下の4点を提案する。

- ・我が国における社会的要請・利用ニーズに応え、かつ、国際貢献に資する新照射試験炉を国の公共財に位置づけ、その早期設置決定に向けて新照射試験炉の役割及び設置場所のみならず、機能、安全性、資金、運営を含めて国民に十分ご理解いただけるよう、日本学術会議・小委員会などを活用し、国レベルの透明性の高い議論を進めていくこと。
- ・我が国における社会的要請・利用ニーズに対応するためには、新照射試験炉を早期に建設する必要がある。新照射試験炉の早期建設に向けて、グレーデッドアプローチの活用、段階的許認可の採用等に関して原子力規制委員会等との許認可に係る情報共有等を行い、規制プロセスのリスク低減を図ること。
- ・JMTRの廃止決定により、社会的要請である軽水炉の安全性・信頼性・効率性向上のための技術開発、革新的な原子炉開発、RI安定供給等のために必要な照射場が我が国から失われ、危機的状況にあると考えられる。このことから、我が国における照射研究を維持し、新照射試験炉の設置までつなげるため、照射研究の基盤維持、技術継承及び人材育成を行って

いくこと。

- 照射研究の維持及び新照射試験炉による国際貢献や国際協力に向けて、海外における社会的要請や利用ニーズの調査及びプロジェクトマネジメントが行える人材の育成を進め、国際的なプラットフォームの構築やネットワークの形成を図ること。

## 参考文献

- 1-1) 照射試験炉センター, JMTR 照射試験・照射後試験に関する技術レビュー, JAEA-Review 2017-016, 2017.
- 1-2) 原子力二法人統合準備会議, 原子力二法人の統合に関する報告書, 2003年9月19日, [https://www.mext.go.jp/b\\_menu/shingi/chousa/kaihatu/001/toushin/03091901.htm](https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/chousa/kaihatu/001/toushin/03091901.htm) (参照: 2021年2月3日) .
- 1-3) 日本原子力研究開発機構, 照射試験炉 JMTR の挑戦, 第50回原子力委員会, 2008年12月19日, <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryu2008/siryu50/siryu1.pdf> (参照: 2021年2月3日) .
- 1-4) 日本原子力研究開発機構, 施設中長期計画, 2017年4月1日(策定), [https://www.jaea.go.jp/about\\_JAEA/facilities\\_plan/keikaku.pdf](https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/facilities_plan/keikaku.pdf) (参照: 2021年2月3日) .
- 1-5) 文部科学省原子力科学技術委員会, 原子力研究開発基盤作業部会 中間まとめ, 2018年4月, [https://www.mext.go.jp/component/b\\_menu/shingi/toushin/\\_icsFiles/afieldfile/2018/04/25/1404311\\_2.pdf](https://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/_icsFiles/afieldfile/2018/04/25/1404311_2.pdf) (参照 2021年2月3日) .
- 2-1) 原子力安全研究協会, もんじゅサイトを活用した新たな 試験研究炉に関する調査, 2020年3月, [https://www.mext.go.jp/content/20200605-mxt\\_genshi-000007535\\_4.pdf](https://www.mext.go.jp/content/20200605-mxt_genshi-000007535_4.pdf) (参照: 2021年2月2日) .
- 2-2) 文部科学省研究開発局, 「もんじゅ」サイトに設置する試験研究炉の炉型及び今後の検討の進め方について, 2020年9月2日, [https://www.mext.go.jp/content/20200915-mxt\\_genshi-000009933\\_1.pdf](https://www.mext.go.jp/content/20200915-mxt_genshi-000009933_1.pdf) (参照: 2021年2月2日) .
- 2-3) 経済産業省, 「第5次エネルギー基本計画」, 2018年7月, [https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic\\_plan/pdf/180703.pdf](https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf) , [https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic\\_plan/pdf/180703\\_01.pdf](https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703_01.pdf) (参照: 2021年2月2日) .
- 2-4) 日本学術会議 総合工学委員会 原子力安全に関する分科会, 「研究と産業に不可欠な中性子の供給と研究用原子炉の在り方」, 2018年8月16日, <http://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-24-t265.pdf> (参照: 2021年2月2日) .
- 2-5) 原子力規制委員会, 「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」について, 2020年6月24日, <https://www.nsr.go.jp/data/000315571.pdf> (参照: 2021年2月2日) .
- 2-6) 原子力規制委員会, 「原子力規制委員会第2期中期目標」, 2020年2月, <https://www.nsr.go.jp/data/000303523.pdf> (参照: 2021年2月2日) .
- 2-7) 経済産業省 自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ, 軽水炉安全技術・人材ロードマップ (2017年3月改訂) , 2017年3月24日, [https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku\\_gas/genshiryoku/jishuteki\\_anzensei/pdf/20170324001-1.pdf](https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/jishuteki_anzensei/pdf/20170324001-1.pdf) (参照: 2021年2月3日) .

- 2-8) JMTR 運営・利用委員会 照射炉利用ニーズ調査専門部会, 照射炉の照射利用ニーズに関する調査報告書, 2016年12月,  
[https://www.mext.go.jp/b\\_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/087/shiryo/\\_icsFiles/afieldfile/2017/02/14/1381829\\_05.pdf](https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/087/shiryo/_icsFiles/afieldfile/2017/02/14/1381829_05.pdf) (参照: 2021年2月3日) .
- 2-9) 原子力規制庁, 「継続的な安全性向上に関する検討チーム」における検討状況について, 2021年1月6日, <https://www.nsr.go.jp/data/000339380.pdf> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-10) 照射試験炉センター, JMTR 照射試験・照射後試験に関する技術レビュー, JAEA-Review 2017-016, 2017.
- 2-11) OECD/NEA, Framework for Irradiation Experiments (FIDES), [https://www.oecd-nea.org/jcms/pl\\_15313/framework-for-irradiation-experiments-fides](https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_15313/framework-for-irradiation-experiments-fides) (参照: 2021年2月24日) .
- 2-12) 日本原子力産業協会, ロシア: 事故耐性燃料の原子炉試験で第一段階が完了, 2019年11月1日, <https://www.jaif.or.jp/191101-a> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-13) 日本原子力産業協会, 米エネ省が国立研でフラマトム社製・事故耐性燃料を試験, 2018年6月19日, <https://www.jaif.or.jp/180619-a> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-14) Challenge Zero, SMR 開発 (発電用、船舶用) 三菱重工業株式会社, <https://www.challenge-zero.jp/jp/casestudy/293> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-15) 資源エネルギー庁, 原子力イノベーション政策の追求, 2018年12月5日,  
[https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku\\_gas/genshiryoku/pdf/018\\_04\\_00.pdf](https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/018_04_00.pdf)  
(参照: 2021年2月3日) .
- 2-16) 日立製作所 原子力ビジネスユニット 日立 GE ニュークリア・エナジー, 高速炉開発会議 第13回戦略WG 高速炉の新たな可能性について, 2018年10月17日,  
[https://www.meti.go.jp/shingikai/energy\\_environment/kosokuro\\_kaihatsu/kosokuro\\_kaihatsu\\_wg/pdf/013\\_01\\_00.pdf](https://www.meti.go.jp/shingikai/energy_environment/kosokuro_kaihatsu/kosokuro_kaihatsu_wg/pdf/013_01_00.pdf) (参照: 2021年2月3日) .
- 2-17) 日本原子力研究開発機構 小野 清, 原子力学会 2018年春の年会 新型炉部会セッション (1) 第4世代原子炉の開発目標と展望, 2018年3月26日,  
[http://www.aesj.or.jp/division/ard/documents/AESJ-2018S-SDG\(1\).pdf](http://www.aesj.or.jp/division/ard/documents/AESJ-2018S-SDG(1).pdf) (参照: 2021年2月3日) .
- 2-18) 大田裕之他, 小型高速炉 4S と高速炉技術, 東芝レビューVol.65 No.12 (2010) ,  
[https://www.toshiba.co.jp/tech/review/2010/12/65\\_12pdf/a14.pdf](https://www.toshiba.co.jp/tech/review/2010/12/65_12pdf/a14.pdf) (参照: 2021年2月3日) .
- 2-19) 東芝エネルギーシステムズ, 安全性に優れた次世代炉・新型炉の追求,  
<https://www.toshiba-energy.com/nuclearenergy/rd/safety-reactor.htm> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-20) GE Hitachi Nuclear Energy, BWRX-300, <https://nuclear.gpower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/bwrx-300> (参照: 2021年2月3日) .

- 2-21) 日本原子力産業協会, 2019年の主な世界の原子力発電開発動向, 2020年3月,  
[https://www.jaif.or.jp/cms\\_admin/wp-content/uploads/2020/03/world\\_nuclear\\_trend2019.pdf](https://www.jaif.or.jp/cms_admin/wp-content/uploads/2020/03/world_nuclear_trend2019.pdf) (参照: 2021年2月3日) .
- 2-22) 文部科学省 核融合科学技術委員会, 原型炉開発に向けたアクションプラン, 2017年12月18日,  
[https://www.mext.go.jp/b\\_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/houkoku/1412800.htm](https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/houkoku/1412800.htm)  
 (参照: 2021年2月3日) .
- 2-23) 厚生労働省, がん対策推進基本計画(第3期) <平成30年3月9日 閣議決定>, 2018年3月,  
<https://www.mhlw.go.jp/stf/seisakunitsuite/bunya/0000183313.html> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-24) 日本学術会議 基礎医学委員会・総合工学委員会合同 放射線・放射能の利用に伴う課題検討分科会, 我が国における放射性同位元素の安定供給体制について, 2008年7月24日,  
<https://www.jastro.or.jp/medicalpersonnel/news/kohyo-20-t60-5.pdf> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-25) 原子力委員会 モリブデン-99/テクネチウム-99mの安定供給のための官民検討会, 「我が国のテクネチウム製剤の安定供給」に向けてのアクションプラン, 2011年7月7日,  
<http://www.cao.go.jp/oaep/mo-supply/houkokusho.pdf> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-26) 日本アイソトープ協会, アイソトープ等流通統計2020(2版),  
[https://www.jrias.or.jp/pdf/ryutsutokei2020\\_ver3.pdf](https://www.jrias.or.jp/pdf/ryutsutokei2020_ver3.pdf) (参照: 2021年2月3日) .
- 2-27) 河村弘他, <sup>99</sup>Moの準国産化に向けた取り組み, FBNews No.524, 2020年8月1日,  
[https://www.c-technol.co.jp/cms/wp-content/uploads/2020/08/FBN524\\_202008web.pdf](https://www.c-technol.co.jp/cms/wp-content/uploads/2020/08/FBN524_202008web.pdf)  
 (参照: 2021年2月3日) .
- 2-28) 竹内宣博, RI製造の視点から見た研究用原子炉の在り方, 2018年2月6日,  
[https://www.mext.go.jp/b\\_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/087/shiryo/\\_icsFiles/afieldfile/2018/02/19/1401284\\_3.pdf](https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/087/shiryo/_icsFiles/afieldfile/2018/02/19/1401284_3.pdf) (参照: 2021年2月3日) .
- 2-29) 東海旅客鉄道, 東海道新幹線「N700S」デビュー 革新技術の採用, <https://recommend.jr-central.co.jp/n700s/> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-30) ミライズ テクノロジーズ, 会社概要, <https://www.mirise-techs.com/> (参照: 2021年2月3日) .
- 2-31) C. Jensen, D. Wachs et al., Post-Halden Reactor Irradiation Testing for ATF: Preliminary Assessment and Recommendations, INL/EXT-18-46101 Revision 0, July, 2018.
- 2-32) C. Gonnier et al., ジュールホロビッツ材料照射試験炉と照射実験設備、照射計画について, 日本原子力学会 2019年秋の大会, 富山大学五福キャンパス, 2019, pp.507-510,  
<https://confit.atlas.jp/guide/event/aesj2019f/proceedings/list> (参照: 2021年2月3日) .
- 3-1) IAEA RRDB, <https://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx>
- 3-2) INL, FY 2009 Advanced Test Reactor National Scientific User Facility Users' Guide, INL/EXT-08-14709, <https://nsuf.inl.gov/File/ATRUUsersGuide.pdf> (参照: 2021年2月3日) .

- 3-3) Marshall, F. M., The Advanced Test Reactor - Testing Capabilities and Plans, July 2008.
- 3-4) Marshall, F. M., The Advanced Test Reactor National Scientific User Facility Overview, June 2013.
- 3-5) SCK·CEN, Access to irradiation capacity in the BR2 reactor , 2017, [http://trtr.org/wp-content/uploads/2017/10/S4\\_P3\\_svandyck\\_svandenbergh.pdf](http://trtr.org/wp-content/uploads/2017/10/S4_P3_svandyck_svandenbergh.pdf) (参照 : 2021 年 2 月 3 日) .
- 3-6) Brian, Boer, Fuel Safety Research Capabilities of the BR-2, GAIN Fuel Safety Research Workshop Idaho Falls, May 2017, <https://gain.inl.gov/SiteAssets/Fuel%20Safety%20Presentations/22%20Boer%20-%20SCK-CEN%20GAIN%20workshop.pdf> (参照 : 2021 年 2 月 3 日) .
- 3-7) S. Van Dyck et al., The new material irradiation infrastructure at the BR2 reactor, [https://www.igorr.com/Documents/2017-SYDNEY/Sharefile\\_full-papers\\_IGORR%202017/34%20paper\\_vandyck\\_igorr2017.pdf](https://www.igorr.com/Documents/2017-SYDNEY/Sharefile_full-papers_IGORR%202017/34%20paper_vandyck_igorr2017.pdf) (参照 : 2021 年 2 月 3 日) .
- 3-8) Ding, Li, Management of Operation & Utilization of China Advanced Research Reactor China Reactor, CIAE, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1575\\_CD\\_web/datasets/presentations/Session%20D/D08%20Dingli\\_China.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1575_CD_web/datasets/presentations/Session%20D/D08%20Dingli_China.pdf) (参照 : 2021 年 2 月 3 日) .
- 3-9) FNCA Research Reactor Network Project, FNCA Research and Test Reactors Catalogue December 2016, <https://www.fnca.mext.go.jp/english//rrn/FNCA%20Catalogue%202016.pdf> (参照 : 2021 年 2 月 3 日) .
- 3-10) Department of Research Reactor and Tandem Accelerator Research-Reactor-Technology Project Group, Forum for Nuclear Cooperation in Asia (FNCA), Activities of Research-Reactor-Technology Project in FNCA from FY2005 to FY2007 –Sharing Neutronics Calculation Technique for Core Management and Utilization of Research Reactors–, JAEA-Review 2010-025, July 2010.
- 3-11) Choo, K.N. et al., Material Irradiation in HANARO, KAERI, Contribution of HANARO to the R&D relevant to the SMART& VHTR Systems, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SupplementaryMaterials/TECDOC\\_1713\\_CD/template-cd/datasets/presentations/20\\_Korea\\_Cho.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SupplementaryMaterials/TECDOC_1713_CD/template-cd/datasets/presentations/20_Korea_Cho.pdf) (参照 : 2021 年 2 月 3 日) .
- 3-12) Kim, H. et al., Design Characteristics and Startup Tests of HANARO The newly In-service Korean Research Reactor, Heonil KIM, et al, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.33, No.7, p.523-538, July 1996, <https://www.tandfonline.com/doi/pdf/10.1080/18811248.1996.9731952?needAccess=true> (参照 : 2021 年 2 月 3 日) .

- 3-13) Lei, Zhu et al., Study of neutron flux calculation for material irradiation in HFETR, Fusion Engineering and Design 125 (2017) 641–646,  
<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0920379617306063> (参照：2021年2月3日) .
- 3-14) G. Li et al., Status and Activities of PIEs on Nuclear Fuel NPIC, IAEA TM-Smolence S2-P5,  
<https://hotlab.sckcen.be/Document.ashx?dt=web&file=/Proceedings/2011%20-%20Smolence,%20Slovakia/Papers/Session%202/G.%20Li%20-%20Status%20and%20activities%20of%20PIEs%20on%20nuclear%20fuel%20in%20NPIC.pdf&guid=091ba487-6c09-469f-9a30-8f91c842e8d6> (参照：2021年2月3日) .
- 3-15) Oak Ridge National Laboratory, High Flux Isotope Reactor (HFIR) User Guide, Revision 2.0, November 2015,  
<https://neutrons.ornl.gov/sites/default/files/High%20Flux%20Isotope%20Reactor%20User%20Guide%202.0.pdf> (参照：2021年2月3日) .
- 3-16) Joint Research Centre, High Flux Reactor (HFR) Petten,  
[https://ec.europa.eu/jrc/sites/jrcsh/files/hfr\\_mini\\_blue\\_book.pdf](https://ec.europa.eu/jrc/sites/jrcsh/files/hfr_mini_blue_book.pdf) (参照：2021年2月3日) .
- 3-17) P.R. Hania, MSR Irradiation Program at NRG Petten, MSR Workshop 2018, ORNL, US, 2018-10-04,  
[http://www.thoriumenergyworld.com/uploads/6/9/8/7/69878937/nrg\\_thec18\\_slides.pdf](http://www.thoriumenergyworld.com/uploads/6/9/8/7/69878937/nrg_thec18_slides.pdf)  
 (参照：2021年2月3日) .
- 3-18) Geert-Jan de Haas., The High Flux Reactor (HFR) Nuclear research at NRG IAEA consultancy meeting ‘Catalogue of research reactors’, Vienna, 10-12 June 2013,  
[https://neutronsources.org/media/\\_a\\_\\_haas\\_hfr\\_2013.pdf](https://neutronsources.org/media/_a__haas_hfr_2013.pdf) (参照：2021年2月3日) .
- 3-19) Ishihara, M. et al., Proceedings of the International Symposium on Materials Testing Reactors, JAEA-Conf 2008-011, July 2008.
- 3-20) RIAR ROSATOM, Loop-Type Reactor MIR Core Arrangement,  
<http://niiar.ru/eng/node/226> (参照：2021年2月3日) .
- 3-21) V.V. Kalygin et al., ENHANCEMENT OF HIGH-FLUX RESEARCH REACTOR SM BASED ON THE RESULTS OF EXPERIMENTS AT THE CRITICAL ASSEMBLY, Joint stock Company “State Scientific Center - Research Institute of Atomic Reactors”, November 2014.
- 3-22) 花川裕規, ハルゲン炉における共同照射試験の現状調査, JAEA-Review 2012-018, June 2012.
- 3-23) Margaret McGrath, Introduction to IFE and the OECD NEA Halden Reactor Project.
- 3-24) Boyd, W. et al., Atomic Energy of Canada, Ltd. “THE NRU REACTOR”, Atomic Energy of Canada Limited, 1959.

- 3-25) C. Gonnier et al., Experimental Devices in Jules Horowitz Reactor and First Orientations for the Experimental Programs, <https://euronuclear.info/meetings/rrfm2018/proceedings/Wednesday/New%20Projects%20II/RRFM2018-A0127-fullpaper.pdf> (参照：2021年2月3日) .
- 3-26) C. Gonnier et al., ジュールホロビッツ材料照射試験炉と照射実験設備、照射計画について、日本原子力学会 2019 年秋の大会、富山大学五福キャンパス, 2019, pp.507-510, <https://confit.atlas.jp/guide/event/aesj2019f/proceedings/list> (参照：2021年2月3日) .
- 3-27) The European Strategy Forum on Research Infrastructures, ESFRI Roadmap 2018 Part 3 PROJECTS & LANDMARKS, <http://roadmap2018.esfri.eu/media/1049/roadmap18-part3.pdf> (参照：2021年2月3日) .
- 3-28) Stichting Voorbereiding Pallas-reactor, PALLAS-reactor schematische weergave van de geplande pool-type reactor, <https://www.pallasreactor.com/en/pallas-activities/realisation-reactor/the-design-2/> (参照：2021年2月3日) .
- 3-29) H. Blaumann et al., “RA-10: A New Argentinian Multipurpose Research Reactor,” Proc. International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization (2011).
- 3-30) H. Blaumann et al., “The construction stage in the RA-10 Reactor Project,” Proc. 18<sup>th</sup> International Group on Research Reactors (IGORR) Conference (2017).
- 3-31) 日本原子力研究所 大洗研究所 材料試験炉部, JMTR 照射ハンドブック, 1994年4月.
- 3-32) Gilles, B. et al., The Jules Horowitz Research Reactor A new high performance Material Testing Reactor working as an International User Facility, 16<sup>th</sup> IGORR Conference-IAEA TM Meeting, November 2014.
- 4-1) 日本原子力研究開発機構 大洗研究所高速実験炉部, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所 (南地区) 高速実験炉原子炉施設 (「常陽」) の原子炉設置変更許可申請の概要 (2018年10月26日補正内容を含む) , 2018年11月12日.
- 4-2) 日本原子力研究開発機構 大洗研究所高速実験炉部, 高速実験炉原子炉施設 (「常陽」) MK-IV炉心の核特性における炉心構成の幅と不確かさの変化範囲の考慮について, 2019年2月18日.
- 4-3) 日本原子力研究開発機構, 照射炉の代替機能について, 原子力科学技術委員会 原子力研究開発基盤作業部会 (第2回) , 2017年5月29日, 2017.
- 4-4) 花川裕規, ハルデン炉における共同照射試験の現状調査 JAEA-Review 2012-018, 2012.
- 4-5) H. Eriksson et al., Evaluation of the Swedish participation in the Halden Reactor Project 2006-2014, 2016:29, 2016.
- 4-6) 照射試験炉センター, JMTR 照射試験・照射後試験に関する技術レビュー, JAEA-Review 2017-016, 2017.
- 4-7) 小向文作他, JMTR 改良 LEU 炉心の核特性解析, JAERI-Tech 2002-067, 2002.

- 4-8) Werner, C.J. et al., MCNP Version 6.2 Release Notes, LA-UR-18-20808, 2018.
- 4-9) Shibata, K. et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering, J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30, 2011.
- 4-10) Okumura, K. et al., SRAC2006: A Comprehensive neutronics calculation code system, JAEA-Data/Code 2007-004, 2007.
- 4-11) Okumura, K. et al., COREBN: A Core burn-up calculation module for SRAC2006, JAEA-Data/Code 2007-003, 2007.
- 4-12) Kaminaga, M., COOLOD-N2: A Computer Code, for the Analyses of Steady-state Thermal-hydraulics in Research Reactors, JAERI-M 94-052, 1994.
- 4-13) Nagaya, Y. et al., MVP/GMVP Version 3 : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAEA-Data/Code 2016-018, 2017.
- 4-14) Lee, K. et al., Fabrication of Atomized LEU-7wt.%Mo Powder for KUCA Core Conversion, 40<sup>th</sup> International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, 2019.
- 4-15) Wilson, E.H. et al., US High Performance Research Reactor LEU Conversion Design and Qualification Progress, 40<sup>th</sup> International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, 2019.
- 4-16) C. Gonnier et al., The Jules Horowitz Research Reactor Experimental devices and first orientations for the experimental programs, 18<sup>th</sup> meeting of the International Group On Research Reactors, 2017.
- 4-17) 岩井孝他, 試験・研究炉用分散型燃料の高温時における核分裂生成物の放出率測定試験果, JAERI-M 90-027, 1990.
- 4-18) 小森芳廣他, JMTR 低濃縮燃料炉心の特性試験結果, JAERI-Tech 95-020, 1995.
- 4-19) 試験炉・研究炉用燃料核燃料対策委員会 ウランモリブデン (U-Mo) 燃料調査分科会, ウランモリブデン (U-Mo) 燃料調査報告書 (2008 年度) JAEA-technology2009-062, 2010.
- 4-20) 日本学術会議 総合工学委員会 原子力安全に関する分科会, 提言 研究と産業に不可欠な中性子の供給と研究用原子炉の在り方, 2018 年 8 月 16 日.

## JMTR後継炉検討委員会名簿

委員長	寺井 隆幸	東京大学 名誉教授	第1～4回委員会
委員	渥美 法雄	電気事業連合会 原子力部長	第1～2回委員会
	岡嶋 成晃	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 原子力科学研究所 原子力エネルギー基盤連携センター センター長	第1～4回委員会
	小澤 隆	一般社団法人日本電機工業会 原子力部長	第3*～4回委員会
	加治 芳行	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 原子力科学研究所 原子力基礎工学研究センター 副センター長	第3～4回委員会
	河村 弘	株式会社千代田テクノロ 営業統括本部 特別参与	第1*～4回委員会
	後藤 俊治	公益財団法人高輝度光科学研究センター 光源基盤部門 部門長	第1～4回委員会
	関村 直人	東京大学 大学院工学系研究科 原子力国際専攻 副学長・教授	第1～4回委員会
	高木 直行	東京都市大学 大学院工学研究科 共同原子力専攻 教授	第1～4回委員会
	竹田 貴代子	日本製鉄株式会社 技術開発本部 鉄鋼研究所 材料信頼性研究部 主幹研究員	第1～4回委員会
	多田 伸雄	一般社団法人日本電機工業会 原子力部長	第1～2回委員会
	谷川 博康	国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 六ヶ所核融合研究所 ブランケット研究開発部 次長	第1～4回委員会
	永井 康介	東北大学 金属材料研究所 材料照射工学研究部門 教授	第1～4回委員会
	中熊 哲弘	電気事業連合会 原子力部長	第3～4回委員会
	中島 健	京都大学複合原子力科学研究所 副所長・教授	第1～4回委員会
	中村 武彦	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門 副部門長 安全研究センター センター長	第1～4回委員会
	中村 伸貴	公益社団法人日本アイソトープ協会 医薬品部長	第1～4回委員会
オブザーバー	青砥 紀身	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 理事 高速炉・新型炉研究開発部門 部門長	第1～4回委員会
	上田 尚之	文部科学省 研究開発局 原子力課 課長補佐	第1回委員会
	利根川 雄大	経済産業省 資源エネルギー庁 電力・ガス事業部 原子力政策課 課長補佐	第1～2回委員会
	長田 有生	文部科学省 研究開発局 原子力課 課長補佐	第2～4回委員会
	中谷 絵里	経済産業省 資源エネルギー庁 電力・ガス事業部 原子力政策課 課長補佐	第3～4回委員会
	三浦 幸俊	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 理事 原子力科学研究部門、安全研究・防災支援部門 部門長	第1～4回委員会
事務局	岩月 仁	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 事業計画統括部 研究副主幹	第4回委員会
	神永 雅紀	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 副所長 環境技術開発センター センター長	第1～4回委員会
	楠 剛	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 環境技術開発センター 材料試験炉部 部長	第1～4回委員会
	竹本 紀之	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 環境技術開発センター 材料試験炉部 技術課 マネージャー	第3～4回委員会
	立松 研二	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 事業計画統括部 技術主幹	第1～3回委員会
	土谷 邦彦	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 環境技術開発センター 材料試験炉部 次長	第1～4回委員会
	那珂 通裕	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 環境技術開発センター 材料試験炉部 次長	第1～4回委員会
	山浦 高幸	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 環境技術開発センター 材料試験炉部 技術課 課長	第1～4回委員会

\*オブザーバーとして参加

## JMTR 後継炉検討委員会開催実績

回数	日時	場所	議題
第 1 回	平成 31 年 3 月 26 日(火) 10 : 00~12 : 10	航空会館 8 階 801 会議室	(1) JMTR 後継炉の検討の進め方について (2) JMTR を廃止検討施設として位置付けた経緯について (3) JMTR 後継炉に向けた利用ニーズの再整理について (4) その他
第 2 回	令和元年 7 月 1 日(月) 14 : 00 ~16 : 30	航空会館 7 階 701 会議室	(1) 第 1 回 JMTR 後継炉検討委員会議事について (2) JMTR 後継炉に向けた社会的要請・利用ニーズの再整理について (3) 海外炉の調査結果について (中性子照射に関する技術動向調査含む) (4) JMTR 後継炉の概略仕様の検討について (5) その他
第 3 回	令和 2 年 9 月 3 日(木) 15 : 30 ~18 : 20	リモート会議 (Webex)	(1) 第 2 回 JMTR 後継炉検討委員会議事について (2) 海外施設利用に関する調査について (中性子照射に関する技術動向の調査含む) (3) JMTR 後継炉に向けた社会的要請・利用ニーズの再整理について (4) JMTR 後継炉の概略仕様の検討について (5) その他
第 4 回	令和 3 年 3 月 9 日(火) 10 : 00 ~12 : 10	リモート会議 (Webex)	(1) 第 3 回 JMTR 後継炉検討委員会議事について (2) 概略仕様報告書について (3) その他

## 新たな照射試験炉の建設に向けたワークショップについて

JMTR 後継としての新たな照射試験炉の建設に向けた検討を進めることを目的とした「JMTR 後継炉検討委員会」において、公開の場で広く照射試験への理解を促すとともに、利用ニーズの意見聴取等を目的としたワークショップの開催を提案された。また、ワークショップについては、新たな照射試験炉の在り方等に関する意見交換の場として定期的に開催すること、議論の場を国内に限定せずに開催することも検討するよう提案された。これらの提案を受け、新たな照射試験炉の建設に向けたワークショップを開催した。

本ワークショップでは、新たな照射試験炉に対する利用ニーズの明確化を目的とし、軽水炉安全性向上、新型炉・次世代炉開発等の原子力研究開発、材料基礎研究等の科学技術・学術研究、RI 製造等の産業利用等に関して、産業界、学术界におけるステークホルダーによる講演（各 30 分）とともに、新たな照射試験炉に求められる利用ニーズ、国内における今後の照射機能の在り方、施設運営・供用の在り方等について、パネルディスカッション（90 分）による自由な議論が行われた。開催日程、開催方法等を以下に示す。また、ワークショップ要旨集を参考資料 2 に示す。

- ・開催日程：（1 日目）令和 2 年 12 月 22 日（火） 10：20-16：30  
（2 日目）令和 2 年 12 月 23 日（水） 10：30-17：10
- ・開催方法：FUKURACIA 丸の内オアゾとリモート接続によるハイブリッド開催
- ・参加者数：131 名（講演者及びパネリスト 19 名、コーディネーター 4 名、座長 3 名（うち 1 名は講演者）含む）

なお、参加者のご所属は以下のとおり。

法人（国立研究開発法人、公益社団法人及び一般社団法人）：49 名、

大学：34 名、メーカー：23 名、日本原子力学会：17 名、

行政機関（経済産業省及び文部科学省）：6 名、茨城県：1 名、病院：1 名

# 照射炉の照射利用ニーズ に関する調査報告書

平成 28 年 12 月

JMTR 運営・利用委員会

照射炉利用ニーズ調査専門部会

# 目次

## 要旨

1. はじめに .....	1
2. 軽水炉の安全性向上に係る利用 .....	3
3. 科学技術の向上に係る利用 .....	12
4. 産業に係る利用 .....	20
5. 試験研究炉に係る世界の状況 .....	27
6. まとめ .....	32
参考文献 .....	38

## 付録

付録 1. 照射炉利用ニーズ調査専門部会の構成.....	40
付録 2. 審議の経過.....	41
付録 3. 国内外の主な試験研究炉.....	43

## 要 旨

平成23年3月に起こった福島第一原子力発電所(以下「福島第一原発」という。)事故以後、原子力を取り巻く状況は大きく変化している。平成26年4月に「エネルギー基本計画」が閣議決定され、原子力発電はエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源として位置づけられた。平成26年12月には、「エネルギー関係技術開発ロードマップ」が経済産業省により示された。また、平成27年6月には、総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会及び日本原子力学会の特別専門委員会において、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が取りまとめられ、我が国の軽水炉の安全性向上を効率的に実現する技術開発及び人材育成の将来に向けた道筋が示された。

しかしながら、福島第一原発事故後の原子力の安全対策に関しては、平成25年7月に発電用原子炉に係る新規規制基準、また平成25年12月に試験研究用原子炉施設に係る新規規制基準が施行され、各原子炉施設では再稼働に向けて新規規制基準に基づく適合性確認のための審査を受けているところである。原子力発電所では、川内、高浜及び伊方のPWR5基が新規規制基準に合格し再稼働したが、試験研究炉はいまだ再稼働していないのが現状である。

一方、日本原子力研究開発機構は、平成29～40年度まで(第4期中長期目標期間末まで)を対象に、「施設の集約化・重点化」、「施設の安全確保」及び「バックエンド対策」を「三位一体」で整合性のある総合的な計画として具体化した「施設中長期計画案」を平成28年10月に公表し、国内唯一の材料試験炉であるJMTRも廃止検討施設として位置付けられた。このJMTRについては、国内に代替機能を有する炉が無い施設であるため、施設の検討においては利用ニーズを的確に把握して進める必要がある。

そこで、JMTR運営・利用委員会の下に照射炉利用ニーズ調査専門部会を設置し、照射炉の利用ニーズを調査することとした。JMTRの利用ニーズについては、平成24年9月に同委員会の下に分科会を設置し、「福島第一原子力発電所事故後におけるJMTRの照射利用ニーズに関する中間報告書」としてとりまとめている。このため、調査に当たっては同報告書を参考に、その後の上記情勢の変化を踏まえて検討した。なお、JRR-3等のビーム利用に係る利用ニーズについては、別途調査が行われ、次期研究用原子炉(ビーム炉)の利用ニーズ調査報告書(JAEA-Review 2014-054)としてまとめられているため、本利用ニーズの調査では対象外とした。

軽水炉の利用分野、基礎基盤研究の利用分野及び産業利用分野に分けて利用ニーズの調査を行い、下記の検討結果を得た。

- 福島第一原発事故の原因分析に基づく十分な検討のもとで、軽水炉システムの安全性高度化に向けた目的の共有化とともに、軽水炉の安全性向上に関する個々の研究開発課題を抽出して、原子力安全基盤形成の観点に立った俯瞰的な課題整理を行い、研究開発スキームの体系化が図られた。その中において照射炉を必要とする燃料・材

料の研究課題が挙げられている。これらに対応するには、中性子照射において照射条件を系統的に設定できる利点を有している照射炉を活用して課題対応に当たることが必要不可欠である。

○科学技術の向上を目指した原子力工学に係る研究については、軽水炉を中心とした既存原子炉の安全に関わる材料基盤研究、将来の事故耐性燃料・材料に関する研究、バックエンドやアクチノイド元素及び新物質探索に係る研究、核融合炉・高速増殖炉・高温ガス炉などの将来炉に係る関連材料や燃料等の研究、放射化分析等の中性子を利用した研究に係る照射試験等の利用ニーズがある。これらの利用ニーズを満たし、研究アクティビティを維持・発展するには海外炉による代替では困難であり、我が国に照射炉及び照射後試験等が行えるホットラボ施設を持つことが必要である。

○産業利用に関しては、これまで RI 製品の多くを輸入に頼ってきているのが現状であるが、世界の試験研究炉の高経年化にともなう廃止によって、特に、100%を輸入している<sup>99</sup>Mo などの入手もさらに困難な状況となることが予想されている。特に、将来的に利用が見込める医療用分野の RI 製品の研究開発においても、RI 原料の最低限の国産化は不可欠である。RI 製造に係る定常的な利用ニーズの他にも、半導体向け NTD シリコンウエハーの需要の増大や <sup>3</sup>He の需要の急増に伴う需給バランスの崩れなどの状況が続く、多大な利用ニーズがある。

○海外の試験研究炉も高経年化が進んでおり、高出力の試験研究炉が 2025 年頃には 3 基程度になると予想される。日本においても、JMTR をはじめ JRR-3 や KUR のような中高出力の試験研究炉は高経年化を迎え、維持管理が困難な状況となりつつある。このため、我が国が原子力分野に係る国際的なリーダーシップを発揮し、特に近隣アジア諸国の中核として貢献するためには、これまでに蓄積した照射技術及び照射後試験技術を維持・継承し、国際的な研究開発に活用できる照射炉及び照射後試験等が行えるホットラボ施設が必要不可欠である。

福島第一原発事故以降も、各国では原子力に対する安全性検証と安全強化に向けた取り組みが行われ、原子力発電の開発と利活用はこれまでと同様であり、原子力発電に係る技術開発の利用ニーズには変化がないものと考えられる。また、科学技術の向上に係る研究アクティビティを維持・発展させるとともに、産業分野での要求に対応する技術開発のための利用ニーズがある。このような背景から、約40年間にわたり蓄積してきたJMTR等の照射技術や照射後試験技術を活用し、人材育成や技術継承を着実にを行い、我が国がリーダーシップを発揮し、原子力分野への国際貢献を果たす上でも、今後の国内照射炉の在り方について検討を進めていくことが急務と考えられる。

以上述べた調査結果に基づき、本専門部会から今後の国内での照射試験や照射炉の

あり方について、以下を提言する。

- 1) 世界の原子力を先導してきた我が国にとって照射炉は基盤施設として必須であり、次期照射炉を視野に入れた中核的照射試験施設を早急に確保すること。
- 2) 軽水炉開発、科学技術の向上、産業利用などの利用ニーズに十分対応するように、これまで蓄積してきた照射技術、ホットラボでの照射後試験技術を継承すること。また、原子力に係る人材を育成すること。
- 3) 原子力分野に係る国際的なリーダーシップを発揮し、特に近隣アジア諸国の中核として貢献すること。

今後のJRR-3やKURの高経年化も鑑みると、我が国として研究炉をどう位置付けるのかの議論がなされることとなろう。その際、本報告書の調査結果が次期炉の検討にも活用されることを期待する。

## 1. はじめに

本報告書は、平成 24 年 9 月に JMTR 運営・利用委員会\*下に設置された「照射利用ニーズ調査分科会」において「福島第一原子力発電事故後における JMTR の照射利用ニーズに関する中間検討報告書」としてまとめられたものを、その後の情勢の変化も踏まえて、再度まとめなおしたものである。本報告書作成にあたっては、JMTR 運営・利用委員会の下に「照射炉利用ニーズ調査専門部会」(以下「本専門部会」という。)を平成 28 年 11 月に設置し、本専門部会及び JMTR 運営・利用委員会で審議を行った。

福島第一原発事故以後、原子力を取り巻く状況は大きく変化したが、平成 26 年 4 月に「エネルギー基本計画」<sup>1)</sup>が閣議決定され、原子力は安全の確保を大前提に、エネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源として位置づけられた。これに基づき、平成 26 年 12 月に「エネルギー関係技術開発ロードマップ」<sup>2)</sup>が経済産業省から公表され、原子力発電に対して、軽水炉の安全性向上、廃止措置、放射性廃棄物の処分、核燃料サイクルの推進と廃棄物の減容化・有害度低減など、具体的な研究・技術開発項目が示された。さらに、平成 27 年 6 月には総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会及び原子力学会の特別委員会のもと、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」<sup>3)</sup>が取りまとめられ、我が国の軽水炉の安全性向上を効率的に実現する技術開発及び人材育成の将来に向けた道筋が示された(図 1.1 参照)。これにより、日本国内の原子力発電比率の如何に関わらず、安全対策の更なる高度化は不可避であり、福島第一原発事故から得られた知見を活用し、原子力エネルギー利用が国際的に推進される中で、さらなる安全対策の高度化に対して中心的な役割を担うことが必要となった。

しかしながら、福島第一原発事故後の原子力の安全対策に関しては、平成 25 年 7 月に発電用原子炉に係る新規規制基準、平成 25 年 12 月には試験研究用原子炉施設に係る新規規制基準が施行され、各原子炉施設では再稼働に向けて新規規制基準に基づく適合性確認のための審査を受けているところである。国内の原子力発電所では、川内、高浜及び伊方の PWR5 基が新規規制基準に合格し再稼働<sup>4)</sup>したが、試験研究炉はいまだ再稼働していないのが現状である。このため、科学技術向上に関する原子力工学の基礎基盤研究、既存原子炉の安全に関わる燃料・材料基盤研究、将来炉に係る燃料・材料の研究、放射化分析等の中性子を利用した研究、産業利用のための RI 製造開発等を国内で円滑に進めることができず、さらにこれらの研究に携わる人材育成にも影響する状況が続いている。

一方、日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」という。)は、平成 29～40 年度まで(第 4 期中長期目標期間末まで)を対象に、「施設の集約化・重点化」、「施設の安全確保(新規規制基準対応・耐震化対応、高経年化対策、リスク低減対策)」及び「バックエンド対策(廃止措置、廃棄物の処理処分)」を「三位一体」で整合性のある総合的な計画として具体化した「施設中長期計画案」<sup>5)</sup>を平成 28 年 10 月に公表し、国内唯一の材料試験炉であ

---

\* 日本原子力研究開発機構理事長の諮問委員会

る JMTR も廃止検討施設として位置付けられた。JMTR は、これまで国内唯一の照射炉として、再稼働を目指し、新規規制基準への対応を行ないつつ、再稼働に向けて、利用ニーズに合わせた照射技術開発を進めている。一方、世界のほとんどの試験研究炉は、高経年化が進んでおり、フランスの OSIRIS、カナダの NRU など、高出力の試験研究炉は稼働から 50 年以上経過しているものも多い。このため、新たな次期照射炉として、JHR 及び PALLAS などが検討されているが、建設が開始されている JHR 以外はまだ計画もしくは設計段階である。

JMTR については、国内に代替機能を有する炉が無い施設であるため、施設の検討においては利用ニーズを的確に把握して進める必要がある。そこで、上記のような情勢に鑑み、軽水炉の安全性、科学技術の向上及び産業に係る利用ニーズの調査を行い、照射炉の必要性に係る検討及び世界の試験研究炉の状況を把握し、日本が今後も主導的立場を果たすための検討を行った。なお、JRR-3 等のビーム利用に係る利用ニーズについては別途調査が行われ、次期研究用原子炉(ビーム炉)のニーズ調査報告書<sup>6)</sup>にまとめられているため、本利用ニーズの調査では対象外とした。

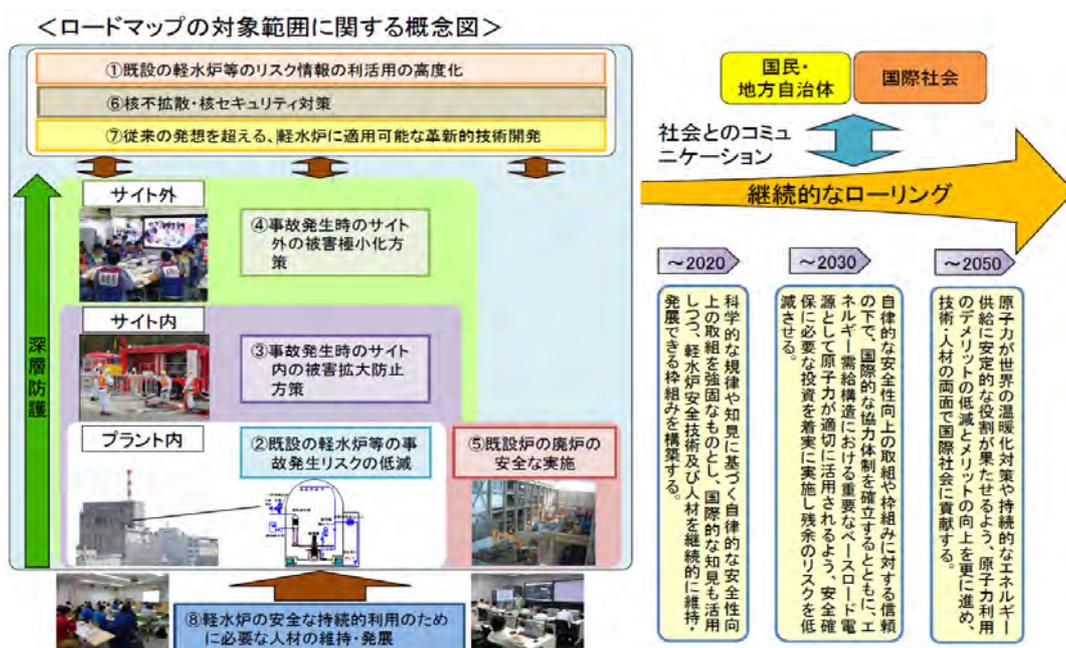


図 1.1 軽水炉安全技術・人材ロードマップの必要性と役割<sup>3)</sup>

## 2. 軽水炉の安全性向上に係る利用

### (1) 概要

経済産業省総合資源エネルギー調査会原子力小委員会の自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループにおいて、「エネルギー基本計画」で示された方針を踏まえ、軽水炉の安全技術・人材の維持・発展に重点を置き、国、事業者、メーカー、研究機関、学会等関係者間の役割を明確化した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が策定された。福島第一原発事故の原因分析に基づく十分な検討のもとで、軽水炉システムの安全性高度化に向けた目的の共有化と共に、軽水炉の安全性向上に関する個々の研究開発課題を抽出して原子力安全基盤形成の観点に立った俯瞰的な課題整理を行い、研究開発スキームの体系化が図られた。その中において照射炉が必要な燃料・材料の研究課題が挙げられている。これらによって得られる研究成果は最新知見として規制側が活用する学協会規格に反映され、より一層、軽水炉システムの安全性向上が図られることとなる。一方、規制側としては、こうした改訂状況を注視するとともに、当該規格の技術評価を行う上で必要な技術的知見の整備にあたり、自らが実施する研究課題や今後の対応方針が示されている。これらの課題に対して、産官学、特に官においては推進側と規制側を含めた合理的な研究開発を実施するためのシステムを構築し、効率的に進めることも必要となる。

また、原子炉等規制法の改正により運転期間延長認可制度が施行され、発電用原子炉を運転することができる期間は運転開始から原則40年とし、その満了までに特別点検等を経て認可を受けた場合に20年を上限として1回に限り延長が認められることとなった。しかし、単に運転60年の影響評価に留まらず、運転期間を超える期間での影響評価を適切に行うとともに、手法の信頼性を確認するための基盤的知見を取得し、技術的に合理的な運転期間について継続して検討する必要がある。

なお、廃炉が決定されたプラントもあり、廃炉材や実機廃却材（以下「廃炉材等」という。）を活用した研究が今後本格化される状況にある。そこでは、厚板鋼材の破壊靱性分布、照射と長時間熱時効の重畳効果等の廃炉材等の利用により極めて効果的なデータ取得が期待される。しかし、この場合には、材料と照射条件の組み合わせが制限されるため、廃炉材等のデータからのみでは、例えば高照射量側の材料挙動を外挿するには限界がある。照射条件（中性子束、温度、スペクトル等）を系統的に変えることができる照射炉の利用と廃炉材等の活用を相補的に実施することにより、異なった照射条件下での材料挙動を関連づけてゆく「照射相関法」を用いた材料劣化予測評価手法の高度化を行うことで、より一層廃炉材等のデータの有効性が高まる。

以下の章では、軽水炉の安全性向上に係る照射炉の利用ニーズについて記述する。なお各項目には、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の課題調査票の整理番号を【軽水炉安全技術・人材ロードマップ No.】にて付記するとともに具体的な課題名を章末に記載した。

### (2) 燃料

- 1) 燃料の照射試験【S111M107\_d18-1\*1】【S111M107\_d18-2\*2】【S111M107\_d17-1\*3】

燃料の安全性に関しては、異常の発生防止や拡大防止、設計基準事故の拡大防止を含む深層防護の各層の防護レベルを高めることが求められる。

「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」において燃料に係る課題が挙げられており、その中では、性能を向上させつつ安全性を高めるための技術的要素として、燃料そのものの改良に加え、安全評価手法や基準類を含む技術情報基盤、制度的基盤、人材・施設基盤の維持・充実の重要性が示されている。福島第一原発事故以降、こうした認識は強まってきていると考えられ、これらの課題を解決するためには、多様な出力や冷却条件で燃料を照射し、通常時だけでなく異常時の燃料挙動を調べるとともに限界性能を評価するための照射試験が必要である。

特に、安全性を向上させた燃料の開発及び実用化に関しては、燃料材料の特性評価等に係る炉外試験に加え、実機に近い高速中性子束環境を再現できる照射炉を用いて行う実機仕様の燃料棒を対象とした異常過渡試験、限界性能試験、等が必要となる。また、通常運転時、異常過渡時のみならず、設計基準事故(DBA)やそれを超える設計拡張状態(DEC)時の燃料挙動を把握するための試験実施も必要である。これらの試験対象には 10×10 燃料なども含まれる。しかしながら、現在、核セキュリティの観点で海外への使用済燃料の輸送が困難となっており、日本国内で使用された燃料を対象とした照射試験の実施においては、試験に必要な条件を有する国内の照射炉を利用する方が、海外炉を利用するよりもコスト及び使用済燃料輸送に係るリスクの観点で極めて有利である。

従来、軽水炉燃料の開発にあたっては、多額の費用をかけ、多様な候補材を照射炉で照射するなどして設計等に必要データを取得すると共に燃料材料のスクリーニングを進めてきた。しかしながら、今後の燃料開発においては、費用対効果を考慮しつつ設計及び安全評価に必要なデータ及び知見を取得していくことが肝要であり、より迅速かつ効率的に照射試験等を進めることが必要かつ重要となる。このような形で開発等を行うためには、燃料設計者がモデル計算に必要な照射データを精査し、研究者が精度の高いデータを提供していく様な「モデル先行型プロジェクト」が望ましい。特に、燃料ペレットの高燃焼度における照射クリープ、気泡スエリング、高温熱物性値については、データや事象の解明が不十分であるため、モデル先行型プロジェクトとして研究を進める必要がある。

## 2) 高度化混合酸化物(MOX)燃料の照射試験【S111M107\_d17-1<sup>\*3</sup>】

MOX 燃料に関しては、核燃料サイクルの議論が行われているが、資源の有効利用、廃棄物低減化等の観点で有効であることから、今後もその開発を継続する必要があると考えられる。高富化度や、FP ガス放出低減等を目的とした高度化 MOX 燃料の開発においても照射試験は不可欠であり、MOX 燃料の照射試験が可能な照射炉が存在する意義は非常に大きい。

## 3) 事故耐性燃料【M199L199\_d20<sup>\*4</sup>】

福島第一原発事故を契機に、設計基準事故を超えた場合においても、炉心溶融を含む大規模炉心損傷及び多量の水素発生を生じにくくする、あるいはそれらの事象の影響を緩和する、いわゆる「事故耐性」を高めた燃料材料の開発が世界的に進められている。この

事故耐性を高めた燃料材料のうち、被覆管材料に関しては、上記の「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」においてその取り組みの重要性が示されている。

日本の事故耐性被覆管材料の開発においては、燃料設計に必要な各種照射試験データ(材料照射データ、燃料棒照射データ)を、米国オークリッジ国立研究所の混合スペクトル炉(HFIR)やノルウェー・エネルギー技術研究所のハルデン炉(HBWR)などを用いて一部先行的に取得する計画であるが、実用化に向けては様々な条件下での照射試験によりデータを蓄積し、体系的にデータを整備していく必要がある。この照射データの体系的整備のために海外炉を継続使用した場合は多額の照射費用の支出が避けられず、日本の事故耐性被覆管材料の開発においては、国内の照射炉を用いた照射試験が必要不可欠である。

これら事故耐性燃料の開発を加速するためには、事故耐性燃料そのものに加え、事故耐性材料(制御棒やチャンネルボックス)の照射下における基礎物性や照射下における挙動評価が必要で、これら日本独自の燃料及び材料の開発のためにも照射炉を用いた照射試験が望まれる。

#### 4) 高耐食・低水素吸収被覆管材料等の照射試験【S111M107\_d18-1\*1】 【S111M107\_d18-2\*2】【S111M107\_d17-1\*3】

現在、耐食性の向上を目的として改良された被覆管材料の開発が進められているが、炉内での表面腐食、水素吸収、高中性子束条件でのクリープ速度、等のデータ及び知見を拡充していくことが依然として必要かつ重要である。これらのデータ及び知見を得るためには照射炉を用いた照射試験が不可欠であり、特に、高中性子束条件でのクリープ速度に係る試験については、高中性子束条件を達成できる照射炉が必須であり、照射クリープ機構の解明や照射クリープの定式化のためには、照射炉を中核とした金属学、電子顕微鏡の専門家を含む研究体制を構築して研究する必要がある。同様な照射研究はハフニウム(Hf)等の制御棒材料に対しても重要である。

### (3) 材料

#### 1) 原子炉圧力容器

##### 1-1) 照射脆化予測【S111M107\_d36\*5】【S111\_d37\*6】

運転期間延長認可制度において監視試験の追加実施が要求されるなど、高経年化対策上大きな問題である照射脆化は適切に予測・評価することが重要である。照射量が高い監視試験データが蓄積されたこと、高経年プラントで関連温度の実測値が規格による予測式から乖離する傾向がみられたことから、国内脆化予測法及び原子炉圧力容器の健全性評価方法の学協会規格が改定され、脆化予測法については規制当局による技術評価が行われたが、最新知見の反映による継続的な見直しが必要である。

照射脆化は照射温度や中性子束に依存し、これらの依存性は溶質原子クラスターやマトリックス損傷等の脆化因子によって異なる。国内脆化予測法は照射によるこれらマイクロ組織変化と機械的性質の変化がモデル化されている。脆化予測の信頼性向上には、特定の照射条件・化学成分の監視試験片の分析に加え、照射条件を系統的に制御した照射試験による脆化挙動の把握、最新の分析手法や計算科学的手法も組み合わせた照射損傷機

構分析が必要である。

#### 1-2) 破壊靱性評価【S111M107\_d36\*5】【S111\_d37\*6】

原子炉圧力容器の健全性評価においては、容器内面のステンレスオーバーレイクラッド(以下、クラッド)下の母材内表面に半楕円欠陥を想定し、加圧熱衝撃事象において生じる応力拡大係数よりも、脆化予測法により設定される照射後の破壊靱性が上回っていることを確認する。

ここで、脆化予測法は関連温度移行量を評価するものであり、その妥当性は監視試験(シャルピー遷移温度シフト)により確認される。このため、照射試験により高照量領域におけるシャルピー遷移温度シフトと破壊靱性シフトとの相関を確認する必要がある。

監視試験片は母材の代表値として鋼材板厚の1/4深さから採取されている。一方、厚板である原子炉圧力容器鋼は製造時においても板厚方向に機械的特性の分布を有しており、健全性評価において欠陥を想定する母材内表面のクラッド近傍には、クラッド溶接による溶接熱影響部が形成される。照射試験により原子炉圧力容器板厚内の照射脆化感受性の分布を評価し、監視試験の代表性を確認することは、原子炉圧力容器の健全性評価の信頼性を高める上で重要である。

原子炉圧力容器鋼の破壊靱性は、破壊靱性のばらつきを考慮した評価が行えるようマスターカーブ法の考え方を適用し、シャルピー遷移温度又は破壊靱性参照温度を指標とした破壊靱性遷移曲線として設定される。これに関連し、監視試験片から破壊靱性参照温度を評価可能な小型(4mm厚)破壊靱性試験片(Mini-C(T))が実用化されつつある。未照射材においては、小型試験片を用いてマスターカーブ法の標準サイズである1インチ厚破壊靱性試験片(IT-C(T))と同等の破壊靱性参照温度が評価可能であることが確認されているが、照射試験により、照射材の破壊靱性参照温度の寸法依存性等を確認する必要がある。

また、応力拡大係数が破壊靱性を上回る場合の詳細評価として、応力拡大係数が減少する過程では破壊が生じないという高温予荷重効果及び原子炉圧力容器板厚内での亀裂伝播停止が考慮されるため、これらに係る照射データの取得が必要である。

## 2) 炉内構造物

### 2-1) 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)【S111M107\_d36\*5】【S111\_d37\*6】

照射誘起応力腐食割れ(IASCC)とは、中性子照射によってオーステナイト系ステンレス鋼(以下、ステンレス鋼)の高温水環境中での粒界割れが促進する事象であり、BWR、PWRいずれにおいても、中性子照射に伴う材料劣化要因の上位に挙げられている。これまでIASCC挙動を調べる研究では、あらかじめ中性子照射を受けた材料を対象として炉外のホットセル内の試験装置を用いて、実機炉水環境を模擬した高温水環境下での材料試験を実施するという方法、すなわち照射後試験が実施されており、併せて機構論的な検討が進められてきている。近年、BWR通常一次系水質(NWC)模擬環境下において、中性子照射量の増加に伴って亀裂進展速度が大きくなる傾向があることがわかってきた(図 2.1)。この結果を炉心シュラウドの健全性評価に反映するため、現在、ASME Section XIでは照射ステンレス鋼の亀裂進展速度線図の事例規格化の検討が進められている。一方、PWR一次系

環境下で用いられている冷間加工ステンレス鋼では、中性子照射の影響で応力腐食割れ発生のしきい応力が低下することが明らかになってきた。PWR ではこの事象を IASCC として捉え、PWR 炉内のバップルフォーマーボルトの割れとの関連性に着目したデータの拡充と機構論的な検討が行われている。

応力腐食割れ(SCC)は、材料、環境、応力の 3 因子が重畳した時に発現するとされており、IASCC における中性子照射の影響は材料因子の加速に寄与していると考えられている。原子炉炉心では、材料因子への加速効果に加え、環境因子への放射線(中性子及びガンマ線)照射効果、すなわち高温水中のラジオリシスによる加速効果を考慮する必要がある。図 2.2 は、BWR の炉心環境下における水のラジオリシスを計算コードで評価した結果であるが、SCC を加速する環境因子である酸化剤(過酸化水素)濃度が上昇していることが判る。しかし、材料に対して中性子照射、ガンマ線照射、高温高压水による腐食が同時に作用するような条件下での IASCC の挙動については、十分な知見が得られていない。IASCC 現象の適正な評価と対策技術の確立にとって、上に述べた諸因子の同時作用効果に関するデータを取得し、通常の照射後試験データを補完する定量的な知見を蓄積することが不可欠である。また、現在、実機軽水炉模擬高温水環境での照射下試験を実施し、き裂進展速度等のデータを取得・公開しているのはノルウェーのハルデン炉のみであるが、運転年数もかなり経っており軽水炉模擬高温水ループを有する新たな照射炉が必要となっている。新たな照射炉では、材料へ中性子を照射し、これらを炉心の高温水ループに再装荷して照射下でのき裂進展試験を実施するための技術開発を進め、要素技術を確立し、照射下での各種 IASCC 評価試験によって中性子照射されたステンレス鋼の高温高压水中における粒界割れ感受性やき裂進展速度データを取得することによって、詳細なメカニズム検討と規格基準の信頼性の向上の面で重要な役割を果たすことが求められている。

さらに、これまでは主に照射炉による照射材を用いた照射後試験により IASCC 進展速度データが取得されてきたが、実機における非破壊検査データに基づく IASCC 進展速度データとの比較から加速試験に基づく実験室データと実機データとの乖離が問題となっている。この問題を解決するために国内における廃炉材等を用いた評価試験を行い、照射炉での照射材との比較検討を行うことが重要である。

## 2-2) 破壊靱性低下【S111M107\_d36\*5】【S111\_d37\*6】

一般社団法人日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格において、照射ステンレス鋼の破壊靱性値が示されており、この値が炉内構造物の破壊評価で用いられる。

近年の照射ステンレス鋼の破壊靱性試験結果によると、照射後においてもステンレス鋼は十分延性に富んでいるため、有効な破壊靱性値を得るためには大きなサイズの試験片が必要であることが判ってきている。照射炉に装荷できる試験片体積には制限があること、また大きな試験片を装荷した際に、照射温度の均一性に問題が生じるケースも指摘されている。そのため、大きな試験片に対してもより均一な照射が可能な中性子照射場の確保も必要である。

また、二相ステンレス鋼において、フェライト相に生じる熱時効脆化は経年劣化事象として古くから知られており、最近では炉内構造物のステンレス鋼溶接金属の経年劣化評価と

して、熱時効と照射の重畳による破壊靱性低下を考慮する必要性が指摘されている。炉内構造物の溶接金属で高照射量の中性子照射を受ける部位はPWRの炉心槽とBWR炉心シールド胴部であり、その損傷量は数dpaと見積もられており、照射の影響を把握しておくことは重要である。

### 2-3) 耐照射劣化対策材料・技術の開発【S111\_d37\*6】【M199L199\_d20\*7】

制御棒は挿入性の確保に関わる構造健全性の維持が常に求められている。そのため、耐IASCC対策材の検討が行われている。また、中性子吸収材にハフニウムを用いること等により、制御棒の効率性の向上も図られている。

新材料を含む新たな劣化対策技術を炉内構造物に適用するに当たっては、開発段階において非照射条件で選定した候補材・候補技術に関わる照射データを取得し、その効果を確認すると共に、新材料に対しては耐食性、延性、組織変化等の基礎特性の評価、施工技術に対しては、他の部位に悪影響を及ぼさないことや効果の持続性の確認が重要である。このような場合にも照射炉を用いた中性子照射が必要である。

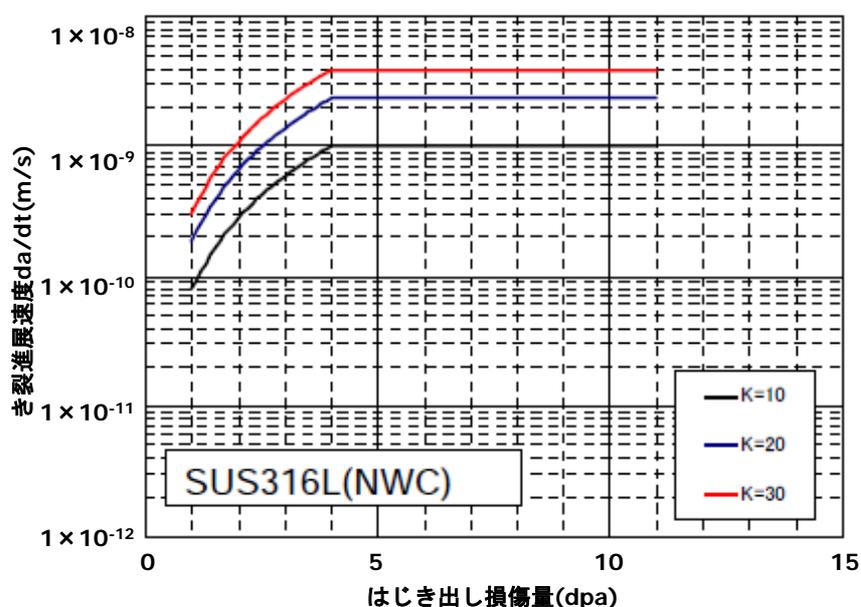


図 2.1 BWR 通常一次系水質(NWC)模擬条件下におけるステンレス鋼のはじき出し損傷量と亀裂進展速度の関係<sup>7)</sup>  
(1 dpa=7 × 10<sup>24</sup> n/m<sup>2</sup>(E>1 MeV)で換算)

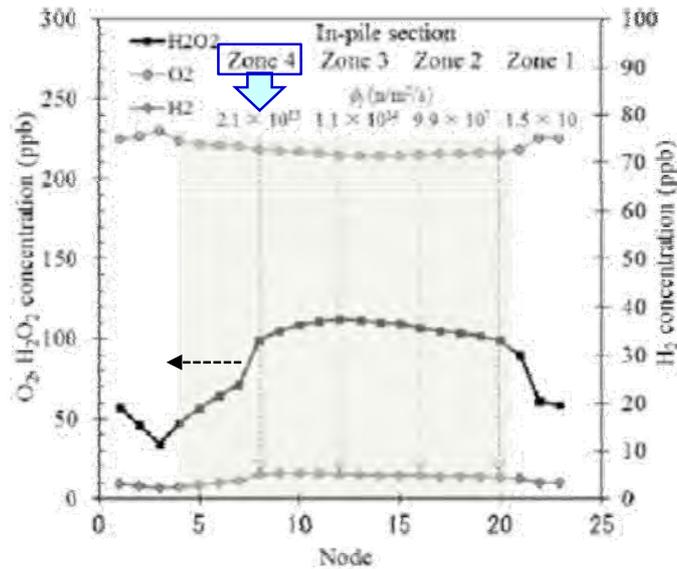


図 2.2 水の放射線分解によって生成する酸化剤(酸素(O<sub>2</sub>)、過酸化水素(H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>)  
及び還元剤(水素(H<sub>2</sub>))の濃度に関する計算コード結果<sup>8)</sup>  
(図中ハッチングで示した炉心領域において、放射線照射による過酸化水素濃度の  
上昇が認められ、水のラジオリシスによってより厳しい酸化雰囲気となっている)

#### 2-4) 水化学【S111M107\_d36<sup>\*5)</sup>】【S111\_d33-1<sup>\*8)</sup>】

近年の発電用原子炉における水化学技術の改良は、原子炉一次冷却系統での定検時被ばくの低減、BWRにおけるステンレス鋼及びニッケル基合金の SCC (IASCC)緩和、PWRにおけるニッケル基合金の PWSCC (Primary Water Stress Corrosion Cracking)緩和に力点が置かれており、これらの研究開発は非照射下の一次系模擬高温水条件で取得されたデータに基づいて進められている。

上述のように、原子炉炉心では水のラジオリシスにより、特に SCC の環境因子の面では SCC を加速させる側にシフトしている。BWR 一次系では、環境パラメータである腐食電位 (ECP)を下げることによる SCC 緩和効果が知られているが、炉心領域の放射線照射場においても類似の効果が発現するのか、また最適制御となる目標値は幾らなのか等を、照射炉を使った照射下試験で確認しておくことが必要である。また、PWR では、原子炉の運転時間の増加に伴ってニッケル基合金の PWSCC が顕在化してきており、特に対策材への取替えが出来ない箇所に対して、溶存水素(DH)濃度を調整して環境条件を緩和する検討が進められている。現在、DH 濃度管理値の最適化検討において、欧米各国は DH 濃度を増やす方向を検討しているのに対し、日本は減らす方向である。いずれにせよ、水のラジオリシスによって炉水の腐食環境がどのように変化し、対策箇所の環境緩和に有効かどうかの確認は、照射炉での照射下試験でのみ可能である。さらに、水化学制御の効果を確認するには、環境パラメータの計測と計測データに基づいた水化学モデル計算コードによる評価が不可欠であり、照射炉の高温水ループに計測用センサーを装荷して水化学試験を実施しデータを収集することによって計算コードの改良を行う必要がある。

以上のように、水化学制御によって構造材料の経年劣化の緩和を図る場合、燃料健全

性やプラントの主系統用配管の減肉等への影響を確認する必要がある。特に、水素注入、アルカリ注入、亜鉛注入、貴金属注入、酸化チタン注入などの水質改良を行った場合の副作用として、燃料被覆管の腐食、クラッド付着および AOA (Axial offset anomaly: 燃料棒軸方向熱出力異常分布)等への影響がないことを確認するためにも、照射炉の高温水ループを用いた照射試験が必要である。

### 3) 実機材【S111M107\_d36\*5】【S111\_d37\*6】

原子炉圧力容器の照射脆化評価は、これまで照射炉の照射条件と監視試験片等のデータに基づいて策定された規格基準に基づいていたが、実際の運転履歴に伴う中性子照射を経験した材料から得られたデータとの照合はほとんどなかった。先にも述べたように、既に廃止措置が決まった原子炉の廃止措置過程で入手可能な廃炉材等を使った試験データは、現行評価手法の妥当性の検証や裕度の把握、未点検部位の健全性確認等に資することが可能と考えられ、関心が高まりつつある。

国外では、国際共同研究として、廃炉材等を用い、原子炉圧力容器の照射脆化、炉内構造物の IASCC、ケーブル絶縁劣化、コンクリート劣化に関する研究が進められており、一部の研究には国内の研究機関も参加している。

国内でも、新型転換炉の廃炉材等を用いて、ステンレス鋳鋼の熱時効と粒界型応力腐食割れ感受性、コンクリート劣化の評価が行われた。また、軽水炉の廃炉材等を用いた研究については、原子炉圧力容器の照射脆化とコンクリート劣化を対象とした評価が進められている。なお、今後廃止措置が進むプラントから廃炉材等を採取して各種材料評価研究が進められるものと考えられるが、それに先立ち、国内の産業界では、研究ニーズの整理、研究方針及び研究を進める上での問題点の検討が進められている。また規制当局においても、同様に廃炉材等を活用した研究に向け、計画を立案することを表明している。

### (4) 計測機器【S111\_d30\*9】【S111\_d32\*10】【S-111\_d11-2\*11】

福島第一原発事故では、事故発生後から原子炉と格納容器の計装系が十分機能せず、事故直後の状況を的確に判断できなかった。このため、過酷事故にも耐えうる計測機器開発が必要とされており、原子炉・格納容器計装系や使用済燃料プール計装系などを対象とした過酷事故環境下でも計測可能な水位、温度、線量率、水素濃度の計測システム開発が進められている。例えば、図 2.3 に示す様に、原子炉水位計としてヒータ加熱に対する液相／蒸気相の温度上昇の違いを利用し検知する方法が検討されているが、放射線環境下では熱電対の出力特性が変わる可能性があるため、照射試験による校正評価も含めた実証試験が必要である。

また、サイト内の事故拡大防止対策及びサイト外の被害極小化対策の一環として、耐放射線性カメラや炉内情報監視システムの開発を行い、監視の多様化及び高度化の開発が進められており、炉心情報を取得するための計測線や機器に対する中性子環境下での特性評価を進める必要がある。

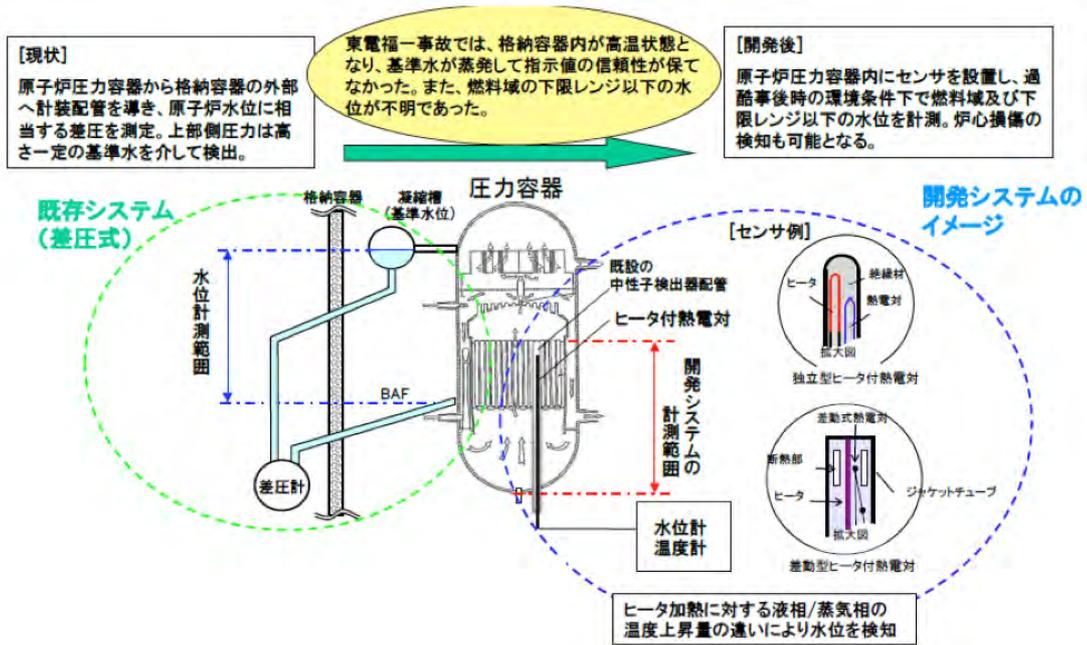


図 2.3 熱電対式原子炉水位計システムの適応例<sup>9)</sup>

(5) コンクリート構造物【S111M107\_d36<sup>\*5</sup>】【S111\_d37<sup>\*6</sup>】

高経年化技術評価では、コンクリート強度に影響を及ぼす放射線照射量の目安を中性子照射量  $10^{24}$  n/m<sup>2</sup>、ガンマ線照射量  $2 \times 10^8$  Gy としており、その妥当性の検証が必要である。また、東京電力福島第一原子力発電所施設に関しては、事故後の格納容器内はコンクリート材料が放射線の影響を受けていることが想定され、その影響を含めた安全性の検証も必要となっている。コンクリートの強度低下に及ぼす放射線の影響を明らかにするためには、化学的、物理的因子を明確にし、照射に伴う劣化のメカニズムを解明する必要がある、このためには照射試験が不可欠である。

- \*1 燃料の信頼性向上と高度化
- \*2 燃料の信頼性向上 (燃料の基準等整備と安全裕度評価手法の明確化)
- \*3 炉心・熱水力設計評価技術の高度化
- \*4 事故時耐性燃料・制御棒の開発
- \*5 高経年化評価手法・対策技術の高度化
- \*6 構造材料の高信頼化
- \*7 事故時耐性燃料・制御棒の開発
- \*8 被ばく低減技術の高度化 (水質管理技術、遠隔操作・ロボット技術、放射線防護技術)
- \*9 重大事故等 (SA) 対策機器の保全管理の確立
- \*10 状態監視・モニタリング技術 (予兆監視・診断、遠隔監視・診断等) の高度化
- \*11 SA 時計装、SA 対応設備の多様化と高度化及び設備の設計技術

### 3. 科学技術の向上に係る利用

#### (1) 概要

科学技術の向上に係る利用に関しては、大学及び研究機関における原子力工学の基礎基盤研究等を中心に現在の状況及び利用ニーズについて調査を行った。国内で唯一の材料試験炉である JMTR が運転できず、科学技術向上に関する原子力工学の基礎基盤研究が、国内で円滑に遂行し難い状況が続いており、これらの研究への影響及び研究に携わる人材の育成への影響が懸念される状況が続いている。科学技術の向上に係る利用分野では、軽水炉を中心とした既存原子炉の安全に関わる材料基盤研究、将来の事故耐性燃料・材料に関する研究、バックエンドやアクチノイド元素及び新物質探索に係る研究、核融合炉、高速増殖炉、高温ガス炉などの将来炉に係る関連材料や燃料等の研究、放射化分析等の中性子を利用した研究に係る照射試験等の利用ニーズがある。これらの利用ニーズを満たし、研究アクティビティを維持・発展するには海外炉による代替では困難であり、我が国に照射炉及び照射後試験等が行えるホットラボ施設を持つことが必要である。

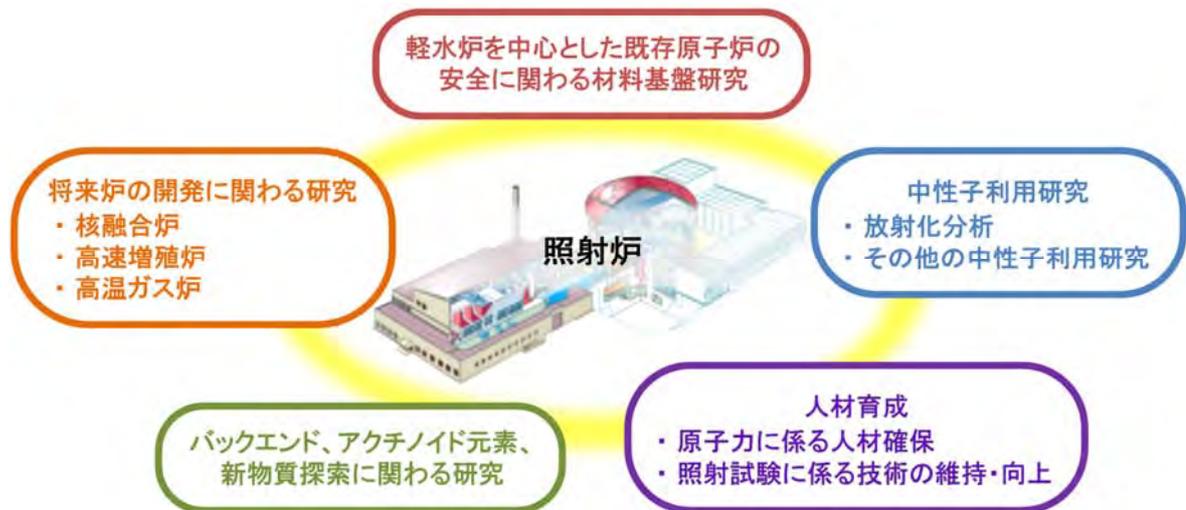


図 3.1 科学技術の向上に係る照射炉の利用ニーズ

#### (2) 軽水炉を中心とした既存原子炉の安全に関わる材料基盤研究

東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター（東北大金研大洗センター）の大学共同利用を介した多くの材料劣化、照射損傷メカニズムに関する学術・基礎基盤研究が行われている。平成 18 年の JMTR 停止後は、ベルギー SCK・GEN の BR2 炉を代替として使用しており、現在も引き続き強いニーズがある。

圧力容器鋼に用いられている低合金鋼、シュラウドやその他炉内構造物の多くに用いられている各種ステンレス鋼、オーバーレイクラッドや一次系配管に用いられる二相ステンレス鋼、ニッケル合金などの脆化や応力腐食割れに関わる材料の照射損傷機構の研究が主たる対象である。また、これら材料のモデル合金 (Fe-Cu や Fe-Cr 合金など) を用いた照射損傷機構の基礎研究も幅広く行われている。さらに、福島第一原発事故後を契機に、冷却

材喪失等の過酷条件においても損傷しにくく、高い信頼性を有する事故耐性燃料(ATF)被覆管候補材料の FeCrAl 系酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼や SiC/SiC 複合材料等を対象に、照射硬化や溶接接合部における強度特性変化に関するメカニズム解明(ODS 鋼)、照射に伴う耐食性劣化、照射に伴う熱伝導率低下、寸法変化に伴う割れ等に関するメカニズム解明(SiC/SiC)について、基礎基盤研究のニーズがある。

軽水炉は、既に廃止措置が決まった原子炉の廃炉材等を活用した研究が今後本格される状況にあるが、廃炉材等のデータだけでは、将来、高経年化が進んだ時に、現在想定されていない未知の事象が起きる可能性も考えられる。そのようなときに、学術的な研究機関を中心に照射損傷機構の解明にすぐに取り組めるような体制を照射炉を含めて維持・強化することが極めて重要である。

### (3) 将来炉の開発の関わる研究

東北大金研大洗センターでは、上記の軽水炉関連材料のみならず、低放射化フェライト鋼、ODS 鋼、炭化ケイ素複合材料、バナジウム合金、これらの溶接・接合材など、将来炉(核融合炉を含む)の関連材料の研究が数多く行われている。また、福島第一原発事故以降は、将来炉においても事故耐性燃料・材料に関する研究ニーズが新たに生じている。

これらの材料は、軽水炉と比べてより高照射量領域の理解が不可欠であり、照射炉のスペックとしては同じ大洗地区に所在する高速炉常陽の適合性が高い場合があるが、試料装荷から照射後実験を行うまでの期間が短期間で可能な汎用の照射炉は、

- ① タイムリーに成果を挙げていくことが重要な学術研究にとって必要不可欠であること。
- ② Na 冷却炉とは異なりトラブル等に対処することが容易で汎用性が高く、継続的に系統的なデータ取得が可能なこと。
- ③ 新材料開発においては、いきなり数 dpa レベルの高い照射だけを行っても、損傷機構は複雑であるため、まずは汎用の照射炉での損傷機構の基礎を理解することが不可欠であること。

などのため、その重要性は極めて高く、引き続き多くのニーズが見込まれる。

近年、高照射量領域の中性子照射の代替として、イオン照射や電子線照射の研究が増加している。これらの研究は短期間で高照射量までの照射が可能なことから基礎研究としての重要性は高いが、照射領域が試料表面の数ミクロンに限定されマイクロ組織観察や硬さ測定等のデータ取得に限定されること、加速試験に伴う照射速度の影響も考えられることから、マクロな機械特性等のデータが取得可能な中性子照射とは本質的に異なる場合が多いこともよく知られている。それらの差違を定量的に理解するためにも同じ材料を用いた中性子照射材料の研究は欠かせない。

次に、主として原子力機構や量子研究機構を中心とした具体的な将来炉の研究に関わる照射炉利用ニーズについて、以下にまとめる。

#### 1) 核融合炉

核融合原型炉を目指した炉内機器開発においては、中性子遮蔽、燃料(トリチウム)生

産、エネルギー取り出しを担う増殖ブランケット、および除熱排気機能を担うダイバータが重要機器として位置付けられる。その照射研究開発においては、特にその構造材料の開発において、核融合炉内環境下の特徴である 14MeV 核融合中性子重照射に対する耐性が第一義的に問われる。この要求に対して、核融合中性子源としての IFMIF (国際核融合材料照射施設) および早期実現を目指した A-FNS (先進核融合中性子源) 等の開発が進められている。一方、中性子源の運転が実現されるまでは米国 HFIR や常陽等の高線量照射が可能な照射場での評価実験が中心となる。

一方、機能材料(トリチウム増殖材・中性子増倍材)の開発や、ブランケットシステム開発として実証すべき機能および構造健全性の検証においては、比較的大きな照射体積を用いた中性子照射環境下での評価が、工学的成立性を実証するうえで必須と考えられる。ITER-TBM が実環境下での実証試験として必須の開発項目であることは言うまでもないが、照射量および照射継続時間が限られており、定常運転/重照射環境での実証試験とはなりえない。一方 IFMIF や A-FNS の照射場は核融合中性子の連続照射場として ITER とは差別化できるものの、照射体積が非常に小さいため、小型モデル化システムの検証実験が計画されているが、工学的信頼度(統計精度)を有する実証実験を実施する照射場としては不十分であると予想される。

よって、照射炉に求められるニーズとしては、十分な照射体積を有する中性子照射場であるという特徴を活用した中性子照射環境下システム試験が提示される。すなわち、以下の3つのカテゴリーの照射試験が期待される。

- ・ 照射下環境試験(照射下高温高圧トリチウム水流動腐食試験)
- ・ 照射下機能試験(In-situ トリチウム増殖・増倍機能試験、トリチウム回収・管理・計測試験、絶縁性能確認試験)
- ・ 照射構造体照射試験

このような照射下システム試験を実施するにあたっては、照射場として以下の機能を有することが期待される。

- ① 計装多様性を有する、温度制御、核熱解析に優れた照射試験場
- ② 大型試験体照射が可能な照射場
- ③ 照射下試験(その場測定、ガススweep、流動水循環制御等)が可能である照射場
- ④ 大型試験体の照射後試験・検査が可能なホットラボ
- ⑤ トリチウム、Li、Be の取扱および廃棄が可能なホットラボ

## 2) 高速増殖炉

経済性に優れる高速増殖炉の実現には、燃料の高燃焼度化によるサイクルコストの低減、プラントの高温化による発電効率の向上が不可欠である。高速増殖炉サイクル実用化研究開発では、炉心燃料の取出平均燃焼度約 150GWd/t、冷却材の出口温度約 550°C が開発目標となっており、これらはピーク燃焼度約 250GWd/t、ピーク照射量約  $5 \times 10^{27} \text{ n/m}^2$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) (約 250dpa)、被覆管の最大使用温度約 700°C に相当する。このような従来にない高燃焼度・高照射量・高温での使用に耐える高性能燃料として、太径・中空 MOX ペレット燃料や ODS 鋼被覆管等の開発が進められている。これらを実用化するためには、基礎

的な照射挙動データを新たに取得するための要素ごとの照射試験や、照射性能を実証するための燃料ピン・集合体の照射試験(定常・過渡)が不可欠である。

近年は、放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発の一環として、高速炉を用いたマイナーアクチノイド(MA)含有、高Pu富化度、高次化Pu組成等の均質サイクルMOX燃料の新規照射試験が検討されている。MA及びPuの核変換による増減量を評価・検証するとともに、照射中の燃料の熱的・機械的挙動のデータを幅広い照射条件、燃料仕様範囲で取得して、燃料設計の妥当性を確認することが期待される。使用済み燃料中に含まれるMAを分離し、高速炉の他に加速器駆動システム(ADS)により短半減期核種に核変換する研究が進められている。Amに代表されるMAを高濃度で含有した酸化物、金属、窒化物、サーメット等の先進的な核変換燃料の照射挙動と性能を評価するためには、高速中性子場での照射試験が不可欠である。また、種々の形態の先進的燃料に対応できる、不活性雰囲気での試験が可能なホットセル施設を付随することが望ましい。

また、上記以外にも、金属燃料や制御棒要素(B<sub>4</sub>Cペレット等)の新規照射試験が検討されている。

これら照射試験を含む高速炉の燃料材料開発は、第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)をはじめとする国際協力において研究協力が進められており、世界的に共通の照射試験ニーズがある。

### 3) 高温ガス炉

高温ガス炉は、燃料として耐熱性に優れ、放射性物質の閉じ込め性能が高い被覆粒子燃料や、減速材として熱容量が大きく耐熱性が高い黒鉛、冷却材として化学的に安定なヘリウムガスを用いており、原理的に軽水炉で想定されるようなシビアアクシデントが起らず、多様な熱利用が可能であるなど環境負荷低減に貢献する原子力システムである。

近年、中国において実証炉の建設、商用炉の計画が進められており、また、米国、EU、韓国、英国、ポーランド、インドネシア等で高温ガス炉開発の計画が進められている。我が国では、原子力機構の高温工学試験研究炉(HTTR)の建設、運転で培った技術を基に、エネルギー基本計画に沿って、国際協力の下、高温ガス炉の実用化に向けた研究開発を進めている。

また、日本を含む世界の8カ国と1機関が参加している第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)において、次世代原子力システムの一つとして超高温ガス炉(VHTR)が選定され、燃料・燃料サイクル、材料、水素製造技術の分野において研究協力が進められている。

このような背景において、高温ガス炉の実用化に向けて、被覆粒子燃料及び黒鉛について、重照射条件での照射特性の評価が必要である。現在、高燃焼度(160GWd/t)燃料開発に向けて破損率の燃焼度依存性を調べるため、国際協力を通じたデータ取得、評価コード検証が進められている。また、炉心黒鉛材料についても、HTTRの使用条件を超える中性子照射量まで設計用評価式を拡張するため、国際協力を通じた照射データ(照射寸法変化、縦弾性係数、熱伝導率、強度、照射クリープなど)の取得、評価式の検証等が進められている。

高温ガス炉の実用化後も、被覆粒子燃料、黒鉛材料の高度化の観点から、高温照射試験の潜在的なニーズはある。

また、HTTR の使用済み燃料、黒鉛の照射後特性変化を検査することが計画されている。被覆粒子燃料については照射による追加破損の有無、黒鉛については HTTR に装荷されているサーベイランス試験片の寸法、表面観察、曲げ強さ、ヤング率、熱膨張係数、熱伝導率などが検査される。さらに、HTTR 原子炉圧力容器材料(2.25Cr-1Mo 鋼)のサーベイランス試験も実施される計画である。この様な観点から、照射後試験のできるホット施設の潜在的なニーズがある。

#### (4) バックエンドやアクチノイド元素、新物質探索に関わる研究

照射により得られた超ウラン元素などを用いて、原子炉を使用する際に発生する使用済み核燃料の安全な処理・処分に関する基礎・応用研究が、東北大金研大洗センターにて幅広く行われている。

また、超ウラン元素を原料として超ウラン化合物を育成し、磁性と超伝導の共存・競合を調べる強相関電子系の研究等、基礎物理学についてのニーズがある。さらに、照射による中性子核変換及びキャリアドーピングの精密制御による新現象、新物質探索のイノベーション発掘に向けたニーズが見込まれる。加えて、照射により得られたアクチノイド元素や劣化ウランを用いた電池の研究もニーズとして見込まれる。

#### (5) 中性子利用研究

##### 1) 放射化分析

日本における中性子放射化分析で使用できる試験研究炉は、JMTR、JRR-3 と京大炉(KUR)のみに限られている。特に、JMTR のような高い中性子束を有する試験研究炉は、JRR-3 や KUR を利用したのでは実施できない放射化分析を可能にする点で有用である。

中性子放射化分析法は、厚みのある試料の全試料(bulk)分析に適し、多くの元素が高い中性子吸収断面積を持つことから、非破壊で多元素を定量化することができる特徴をもつ。この熱中性子による(n,  $\gamma$ )反応を用いる分析に加えて、高線束の熱外中性子による(n, p)反応を利用した放射化分析が可能であり、より多くの元素に対する定量値が得られる他、微量試料の分析も可能である。

中性子放射化分析法では、中性子照射後の試料が放出するガンマ線を測定して元素の定量を行う。ガンマ線は単色のエネルギーを持つので、高エネルギー分解能を有するゲルマニウム半導体検出器を利用することにより、試料を破壊せずに多くの元素の定量値を得ることができる。この方法は、機器中性子放射化分析(INAA)と呼ばれ、化学操作を要さないことから分析操作が簡便であり、また、試料への外部からの汚染が及びにくいことから、信頼性の高い分析値が得られるメリットがある。半面、共存する元素からの影響は避けがたく、微量に存在する元素を定量するにはそうした妨害共存元素を化学的に除去する必要がある。

照射後に放射化学的分離操作を行って、目的元素を選択的に分離し、その放射能を測定して定量する方法は、INAA と区別して放射化学的中性子放射化分析(RNAA)と呼

ばれる。RNAA は上記の通り、共存する元素の影響を受けず、また、化学操作に伴う損失が補正でき、また、一度中性子で照射すればその後の化学操作中の汚染は分析値には影響しないという分析上の大きなメリットがあるため、高確度の定量値が得られる。

JMTR のように高い中性子束を有する炉を利用すれば高い確度も望めることから、高確度・高感度の分析が可能となり、“究極の元素分析法”を実現することができる。RNAA を実施するためには、中性子照射後に化学分離操作を行うことの出来る設備(化学分離セル、放射化学実験室など)が必要である。これまで RNAA 法を用いて宇宙試料、標準試料、高純度材料(半導体を含む)等の分析が行われており、他の分析では得られない成果を挙げている。今後も、こうした対象を含めて、学術的利用、産業利用の両面での利用が見込まれる。

JMTR のような高い中性子束を有する試験研究炉を用いたもう一つの大きな分析利用例として、Ar-Ar 年代測定法への利用が挙げられる。この方法は、元素分析を行う狭義の中性子放射化分析とは異なるが、中性子による核反応を利用する分析法として、特筆すべき手法と言える。 $^{40}\text{K}$  は半減期  $1.27 \times 10^9$  年で  $\beta^-$  壊変および EC 壊変を起こして、 $^{40}\text{Ca}$ 、 $^{40}\text{Ar}$  にそれぞれ壊変する。この  $^{40}\text{K}$ - $^{40}\text{Ar}$  壊変系を用いるのが年代測定法で最もよく知られている K-Ar 年代法であるが、その年代値をより確度を高く求める為に開発された年代測定法が Ar-Ar 年代測定法である。この方法では、年代測定しようとする試料に中性子を照射して  $^{39}\text{K}(n, p)^{39}\text{Ar}$  反応を起こした後に、試料中の Ar を抽出して Ar の同位体比測定を行う。この方法を用いると、親核種であるカリウムを別途測定する必要がなく、一度の測定で年代値が得られる。また、温度を変化させて Ar ガスを抽出し、抽出温度ごとの年代値を求めることが出来るので、確度の高い年代値が求められる。ここで利用する核反応は熱外中性子による(n, p)反応で、Cd 比の小さな高い中性子束をもつ原子炉が望ましく、JMTR はその要望をかなえる日本で唯一の原子炉である。

年代測定は、例えば考古学にとってなくてはならない手法であり、学術的に非常に重要な情報をもたらすほか、使用済み核燃料の地層処分を検討する際の地層の安定性等を評価する場合においても、重要な役目を果たすことから、今後、JMTRが廃炉になる場合には、その代替となる試験研究炉の建設が切望されるところである。

## 2) その他の中性子利用研究

中性子利用研究の大きな分野として、中性子散乱等の中性子ビーム利用がある。これらは、通常、試料位置での中性子束を最大にするため、炉心をコンパクトにするなど、照射炉と異なる方針で設計が行われることが多い。また、最近では加速器中性子源利用に移行する傾向も顕著である。しかし、安定した大面積定常ビームが必要とされる分野も多く、そのような分野では加速器中性子源は利用できず、さらに、単に高い中性子束を求めるより、炉室外における高度な実験エリアが必要となるものも多い。この結果、実験環境を整えることにより照射炉における中性子利用は非常に有望なものとなる。

例えば、ホウ素中性子補足療法(BNCT)研究においては、熱外中性子の広範囲かつ安定した照射ビームが必須である。また患者への照射だけでなく、動物照射、細胞照射さらには機器開発も行われる。加速器照射施設は実用レベルにまで達しているが、BNCT その

ものはいまだ初期段階に過ぎない。今後、BNCT の適用拡大や基礎研究の発展のために、高度かつ多様な要求に応える照射施設の要望が大きい。

また、大面積高中性子束ビームの取り出しや、炉心とは切り離しつつ高線量率照射場を実現できる水平実験孔を設置することにより、以下のような大きな研究分野が開ける。

#### ① 中性子イメージング(中性子ラジオグラフィ)

大電力・高温・高圧・水素等の爆発物・火力等の利用も行われるため、原子炉近くにおける大面積照射エリアだけでなく、スーパーミラー中性子導管等を用いて原子炉から隔離された広い実験エリアが必要とされる。特に動画像においては、パルス源では原理的に取得不可能であり、原子炉中性子源が求められている。

#### ② 陽電子利用研究

材料研究等に必須な研究手段であり、水平実験孔を利用することにより、高線量率が必要な陽電子発生照射場から実験位置まで陽電子を効率的に導くことができ、優れた大強度陽電子応用装置が実現可能である。

#### ③ 中性子散乱研究

比較的狭い遷移運動量・エネルギー領域を詳細に測定する場合には、パルス源より定常源が優れていることから、中性子小角散乱や非弾性散乱装置等が原子炉中性子源に求められている。これらは、J-PARC や JRR-3 でも最も競争率の高い実験装置であり、極めて広範囲な物質研究に利用され、多くの成果をあげている。また、特に小角散乱装置は KUR でも盛んに用いられていることからわかるように、最高クラスの中性子束を得られない場合でも、多くの利用が行われている。

#### ④ 即発線分析

原理的には放射化分析と同様である。中性子ビームを用いて炉外で測定を行うため、他の微量元素分析法と比較して若干測定精度は低いが、短寿命核種に適用できること、さらには大型試料の一部のみを選択して測定できる等の長所があり、バルク測定であるため確度が高いことや測定の簡便さから、多くの分野での利用が期待できる。

また、水平実験孔利用によって炉心から切り離された領域における大容積高自由度照射場を実現することにより、化学・生物・物質等に関する照射下における In-situ 研究が可能となる。KUR の B2 実験孔では、冷凍されたホウ素薬剤取り込み済み細胞の照射が計画されるなど、これまでにない新しい分野が切り開かれつつある。さらに、RI 生成では、メスバウアー測定やトレーサー実験を行うための線源生成があり、これらにおいても既に極めて多様な利用実績がある。線量がそれほど高くない位置では、雰囲気や温度などの試料環境を厳密に制御しつつ中性子を照射し、かつ原子炉運転中に自由に試料取り出しを行うことができる。このような装置は、照射研究の基礎的な分野における利用実績があり、今後も十分な需要が見込める。

#### (6) 人材育成

JMTR が平成 18 年に停止してから、すでに 10 年が経過した。その間、海外炉の代替な

どによって、かろうじて照射炉を利用する研究コミュニティは保たれてきたが、大学における関連講座の消滅が相次ぎ、現状は非常に厳しい状況といわざるを得ない。原因は多岐に及ぶが、特に JMTR のような照射炉が稼働していない状況は、最も大きな影響を及ぼしている。このような状況は、単なる研究分野の停滞にとどまらず、将来必要不可欠な人材の枯渇に直面し、取り返しのつかない事態になると強く懸念される。

照射炉は、より小規模の中性子利用炉とは異なり、放射化した照射後試料の扱いなど、多くの経験とノウハウを必要とする。また、最先端の研究に必要な新たな照射キャプセルの設計・製作や照射条件の評価・解析手法の高度化等は、海外炉を用いる場合には非常に困難が伴うため、これらの設計・製作や評価・解析技術等のノウハウの維持・向上、研究者・技術者の育成には国内に照射炉及びホットラボ施設が存在することが不可欠である。

## 4. 産業に係る利用

### (1) 概要

産業に係る利用に関しては、試験研究炉を用いて製造される放射性同位元素 (Radioisotope: 以下、「RI」という。)、中性子ドーピング法 (NTD 法) による半導体製造など、産業利用されている製品を中心に調査を行った。これまで RI 製品の多くを輸入に頼ってきているのが現状であるが、今後、世界の試験研究炉の高経年化にともなう廃止によって、例えば、100%を輸入している  $^{99}\text{Mo}$  などの入手もさらに困難な状況となることが予想されている。特に、将来的に利用が見込める医療分野での RI 製品の研究開発においても、開発に供する RI 原料の最低限の国産化は不可欠である。RI 製造に係る定常的な利用ニーズの他にも、半導体向け NTD シリコンウエハーの需要の増大や  $^3\text{He}$  の需要の急増に伴うことによる需給バランスの崩れなどの状況が見込まれており、試験研究炉に対する産業界における多大な利用ニーズがあることを確認した。

### (2) 放射性同位元素の製造

RI は研究、工業、医療など広い分野で利用されているが、市場としては医療分野での RI 利用がほとんどで、この内、診断薬として用いられる  $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$  がインビボ検査全体の約 8 割を占めている。通常の RI の製造は、中性子との核反応を利用するものと荷電粒子との反応を利用するものに大別される。中性子との核反応を利用する  $^{99}\text{Mo}$  の製造法には、濃縮ウランターゲットを核分裂させる方法と、 $^{98}\text{Mo}$  をターゲットとして中性子放射化させる方法がある。これまで世界で利用されてきた  $^{99}\text{Mo}$  のほとんどは前者の核分裂法によって試験研究炉を用いて行われており、我が国では、この全てを海外からの輸入に頼ってきた。このため、RI の安定供給に関して、日本学術会議や原子力委員会にて審議され、「我が国における放射性同位元素の安定供給体制について」<sup>10)</sup> や「我が国のテクネチウム製剤の安定供給」に向けてのアクションプラン<sup>11)</sup> の報告書がまとめられた。

平成 21～22 年のカナダとオランダの試験研究炉の故障による停止やアイスランド火山噴火による飛行停止による供給危機が  $^{99}\text{Mo}$  の供給に大きな支障をきたしたことは記憶に新しい。このため、需要の一部を国産化するための研究開発が行われているものの、平成 23 年 3 月に東日本大震災が起こり、平成 25 年に施行された試験研究用等原子炉に対する新規制基準への対応により、現在、我が国の試験研究炉は 1 基も稼働していない。

一方、海外の試験研究炉も稼働から 50 年近く経過し、高経年化したものがほとんどであり、 $^{99}\text{Mo}$  製造主要炉であったフランスの OSIRIS は平成 27 年に停止し、平成 28 年から廃炉の検討が開始されていること、カナダの NRU も平成 30 年 3 月をもって停止することが決定され、平成 28 年 10 月 31 日に  $^{99}\text{Mo}$  の定常生産を終了したこと<sup>12)</sup> などの報告がされている。現在  $^{99}\text{Mo}$  製造に供されている他の試験研究炉も、オーストラリアの OPAL を除いて、今後 10 年の内には停止・廃炉が計画されている。しかしながら、代替となる新たな試験研究炉の設計・建設は進んでいないのが現状であり、このため、RI の製造に多大な支障をきたすことが予想される。

医療用に限らず全ての RI の内、中性子との核反応を利用して製造する RI について、「国内で開発した RI」、「利用度の高い RI」、「研究のために国産化が必要な RI」及び「国内安定供給のために国産化が急務とされている RI」の観点から、調査を行った。これらの具体例を表 4.1 から表 4.4 に示す。また、代表的な RI の供給量の推移を図 4.1 に示す。

「国内で開発した RI」については、海外からの代替品の入手は困難であり、国内製造が不可欠なものとして開発されたものである。例えば、医療用の小線源として開発された  $^{198}\text{Au}$  については、図 4.1(d) に示す通り、供給に大きな支障が生じ、安定的な供給確保が困難な状況が続いている。

表 4.1 国内で開発した RI

核種	半減期	生産方法	用途・特記事項
$^{192}\text{Ir}$	73.83d	$^{191}\text{Ir}(n, \gamma) ^{192}\text{Ir}$	工業用(非破壊検査)、 $\phi 2.0 \times 2.0\text{mm}$ Ir ペレット、370GBq(10Ci)/個(使用時)
$^{60}\text{Co}$	5.269y	$^{59}\text{Co}(n, \gamma) ^{60}\text{Co}$	工業用(計測機器)、 $\phi 0.46 \times 10\text{mm}$ 及び $\phi 0.91 \times 15\text{mm}$ Co ニードル、37MBq(1mCi)、185MBq(5mCi)、370MBq(10mCi)、740MBq(20mCi)
$^{169}\text{Yb}$	32.0d	$^{168}\text{Yb}(n, \gamma) ^{169}\text{Yb}$	工業用(非破壊検査)、 $\phi 1.0 \times 2.0\text{mm}$ $\text{Y}_2\text{O}_3$ ペレット、370GBq(10Ci)/個(使用時)
$^{198}\text{Au}$	2.6937d	$^{197}\text{Au}(n, \gamma) ^{198}\text{Au}$	医療用(舌癌治療)、 $\phi 0.8 \times 2.5\text{mm}$ Au グレイン、185MBq(5mCi)/個

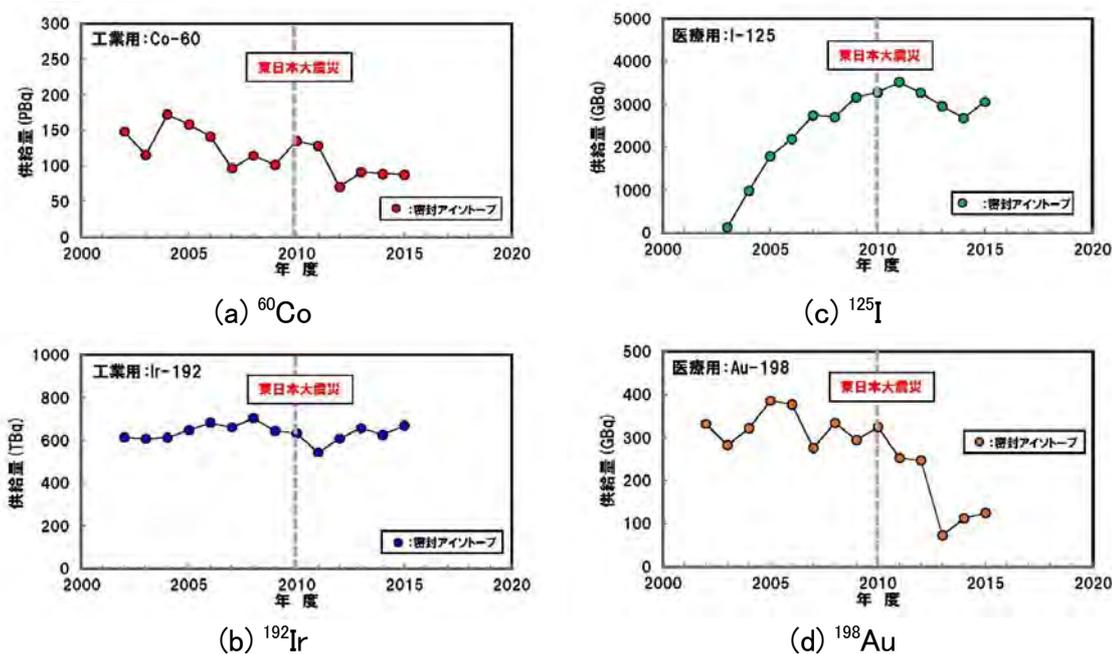
表 4.2 利用度の高い RI

核種	半減期	生産方法	用途・特記事項
$^{60}\text{Co}$	5.269y	$^{59}\text{Co}(n, \gamma) ^{60}\text{Co}$	工業用(滅菌用線源)、スラグ $\phi 6 \times 25\text{mm}$ またはディスク $\phi 7 \times 1.1\text{mm}$ (密封カプセル寸法: $\phi 11.1 \times 451.5\text{mm}$ )、296~480TBq(8,000~13,000Ci)/本
$^{192}\text{Ir}$	73.83d	$^{191}\text{Ir}(n, \gamma) ^{192}\text{Ir}$	工業用(非破壊検査)、 $\phi 1 \times 0.5\text{mm}$ ウエハー $\times 2$ 枚、370~1,110Gq(10~30Ci)/個 医療用(小線源治療)370GBq[10Ci]/1 個
$^{125}\text{I}$	59.4d	$^{124}\text{Xe}(n, \gamma) ^{125}\text{Xe}$ $\beta \rightarrow ^{125}\text{I}$	医療用(前立腺がん治療)、 $^{124}\text{Xe}$ ガスループ又は密封照射、15MBq/個
$^{89}\text{Sr}$	50.53d	$^{88}\text{Sr}(n, \gamma) ^{89}\text{Sr}$	医療用(疼痛緩和薬)、酸化ストロンチウム( $\text{SrO}$ )を照射、強 $\beta$ : 1.495MeV(100%)

「利用度の高い RI」について、工業用  $^{60}\text{Co}$  や  $^{192}\text{Ir}$  は、図 4.1(b) 及び(c) に示す通り、震災後もほぼ横ばいの供給量となっている。特に、 $^{192}\text{Ir}$  線源は非破壊検査として使用されるが、その検査項目として重要なものであり、半減期が比較的短い(74 日)ことから、定期的かつ安定的に供給する必要がある。震災前までは、JRR-3 や JMTR での製造によって、国内供給が可能であったが、震災以降、海外炉での製造を余儀なくされ、安定供給だけでなく、価格高騰の問題にも繋がっている。これらの RI については、将来の安定供給を見据えて国産化を進める必要がある。

また、表 4.2 には示していないが、新たに  $^{223}\text{Ra}$  が治療薬として欧米で平成 25 年に、日本では平成 28 年 3 月に認可された。欧米では既に広く利用され、我が国でも発売開始(平成 28 年 6 月)以来急速に利用が拡大している。 $^{223}\text{Ra}$  の製造は、 $^{226}\text{Ra}$  を原子炉等で照射して

製造される  $^{227}\text{Ac}$  のジェネレータから抽出される。一方、 $^{223}\text{Ra}$  は、医薬品として限られた機関からしか入手できず、研究開発が困難であり、国産化が必要な RI である。



※: JRR-3 は平成 22 年 11 月まで稼働

図 4.1 代表的な RI の供給量の推移<sup>13)</sup>

「研究のために国産化が必要な RI」について、表 4.3 に示す核種は全て医療用である。前述の  $^{223}\text{Ra}$  の  $\alpha$ 線核種が初めて治療用放射性医薬品に承認されたことも契機となって、これまで診断薬としての利用が大きかった放射性医薬品が、がん治療等に用いる RI 内用療法薬として、その効能が注目され、新たな医薬品としての発展を遂げようとしている。

一方、大学研究所等では先駆的な医療用 RI の開発を進めて、日本発の放射性治療薬を開発する機運が非常に高まりを見せている。研究開発を進めるには、その原料として必要な RI が容易に国内で入手できる環境づくりは最低限必要な条件である。日本で加速器製造核種の開発はできても、原子炉製造の核種の開発ができないのでは、世界の開発状況と比較して大変なハンデを負うことになる。表 4.3 中の  $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$  及び  $^{186}\text{Re}$  については、JMTR の改修までは、JAEA で原料核種を定期的に製造して医薬品開発の一役を担っていたものであり、今後、製品化の可能性を追求するためには、国産化による供給が欠かせないものである。

前述の通り、カナダの NRU は平成 30 年 3 月をもって停止することが決定され、平成 28 年 10 月 31 日から  $^{99}\text{Mo}$  の定常生産は終了している。このような状況から、すでに  $^{99}\text{Mo}$  の安定供給が不安定になったというわけではないが、世界的な安定供給へのリスクは高まったと言える。米国では、DOE が主導となり、 $^{99}\text{Mo}$  国産化のためのシナリオを策定し、ミズーリ大学 MURR での  $(n, \gamma)$ 法による製造と加速器による製造などによって、国産化の実現に向けた取り組みを行っている<sup>14)</sup>。

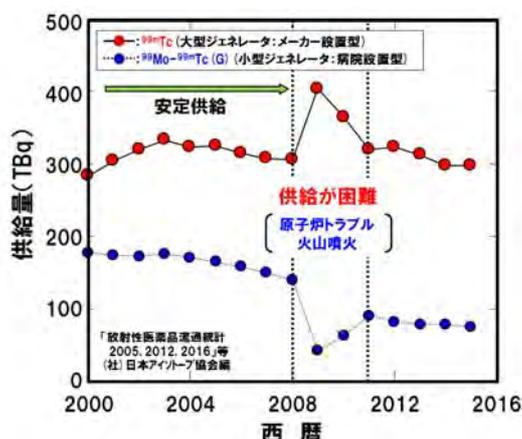
表 4.3 研究のために国産化が必要な RI

核種	半減期	生産方法	用途・特記事項
$^{188}\text{W}-^{188}\text{Re}$	69.4d/17h	$^{186}\text{W} (n, \gamma) ^{187}\text{W}$ $^{187}\text{W} (n, \gamma) ^{188}\text{W}$ $\beta \rightarrow ^{188}\text{Re}$	医療用(核医学診断・がん治療薬)、 $^{188}\text{Re}$ ジェネレーター、MAB 標識がん治療薬、強 $\beta$ : 0.965MeV(25.6%), 2.12MeV(71.0%)、 $\text{WO}_3$ 粉末を照射
$^{186}\text{Re}$	3.72d	$^{185}\text{Re} (n, \gamma) ^{186}\text{Re}$	医療用(核医学診断・がん治療薬)、MAB 標識がん治療薬 強 $\beta$ : 0.939MeV(92.2%)、Re 金属粉末を照射
$^{177}\text{Lu}$	6.73d	$^{176}\text{Yb} (n, \gamma) ^{177}\text{Yb}$ $\beta \rightarrow ^{177}\text{Lu}$	医療用(がん治療薬)、MAB 標識がん治療薬 強 $\beta$ : 0.497MeV(78.6%)、 $\text{Yb}_2\text{O}_3$ 粉末を照射

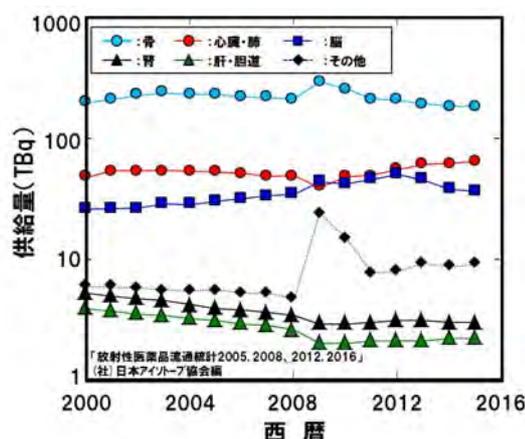
「国内安定供給のために国産化が急務とされている RI」としては  $^{99}\text{Mo}$  があげられ、安定供給の観点から、少なくとも国内需要量の一部でも国産化で確保しておくことが重要である。 $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$  ジェネレータ医薬品の供給量と  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  注射剤の供給量を図 4.2 に示す。図 4.2 に示す通り、 $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$  は核医学診断薬として重要な核種である。試験研究炉を用いた  $^{99}\text{Mo}$  の製造装置の概念図(例)を図 4.3 に示す。内閣府官民合同検討会での検討結果に基づいて、我が国においてもより実現性のある  $^{99}\text{Mo}$  国産化計画を再構築する必要がある。

表 4.4 国内安定供給のために国産化が急務とされている RI 製品

核種	半減期	生産方法	用途・特記事項
$^{99}\text{Mo}-^{99\text{m}}\text{Tc}$	66h/6h	$^{98}\text{Mo}(n, \gamma) ^{99}\text{Mo}$	医療用(核医学診断薬)、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ジェネレータ原料、 $\text{MoO}_3$ ペレットを照射、 $^{99}\text{Mo}$ :37TBq(1000Ci)/週、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ :~11TBq(300Ci)/日



(a) インビボ用  $^{99}\text{Mo}-^{99\text{m}}\text{Tc}$  医薬品の供給量



(b)  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  注射剤の供給量

図 4.2 インビボ用  $^{99}\text{Mo}-^{99\text{m}}\text{Tc}$  医薬品の供給量と  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  注射剤の供給量<sup>15)</sup>

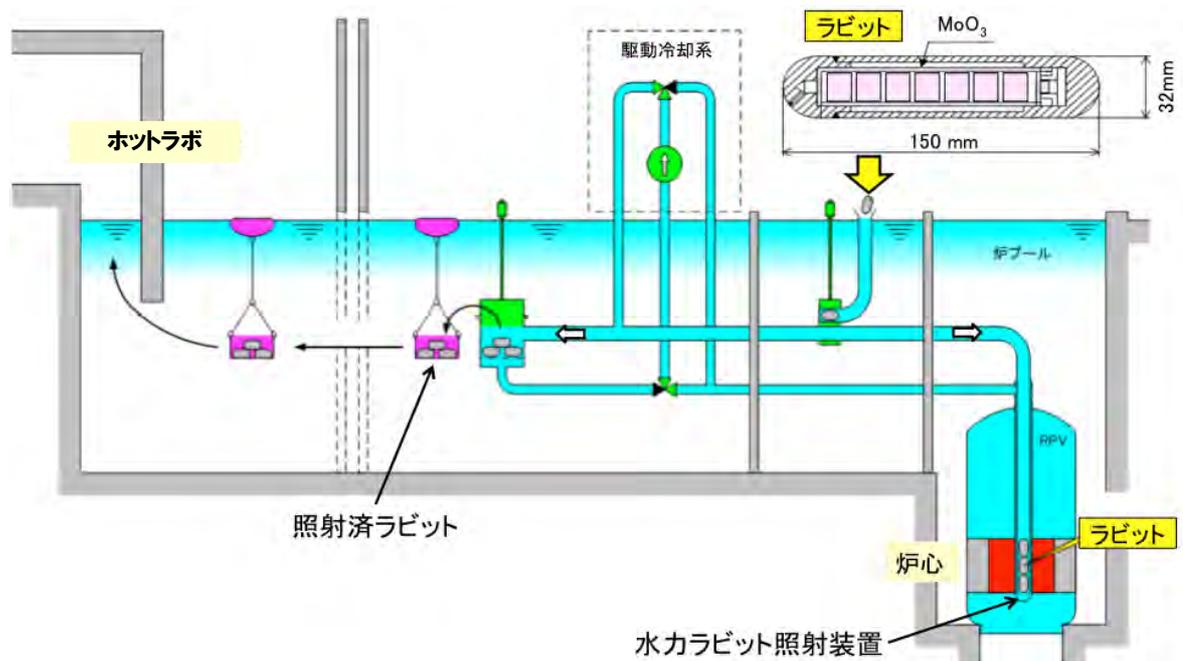


図 4.3 水ラビット照射装置を利用した  $^{99}\text{Mo}$  の製造概念図(例)

### (3) NTD シリコン半導体製造

中性子ドーピング法(NTD 法)では、他の半導体製造方法と比べて均一性の高い高抵抗のパワー半導体用シリコン単結晶が製造できる。他の製造方法では、厳しい抵抗仕様(品質管理)を満足させることは困難である。近年、パワー半導体の需要は伸びてきており、平成 23 年の IAEA 報告書<sup>16)</sup>では、概算ではあるが、2030 年時点では IGBT(insulated gate bipolar transistor)半導体向け NTD シリコンウエハーの需要が約 2000t と予想している試算もある。

シリコンの照射は、図 4.4 に示す通り、1950 年代から開始され、2010 年代には 16 ヶ国の試験研究炉で製造されている。また、製造開発をしている国も 7 ヶ国あり、製造施設は増加傾向にある。一方、日本の JRR-4 やフランスの OSIRIS などの試験研究炉は廃炉となっており、製造施設を確保することも今後の課題となっている。現在、海外(韓国、中国、豪州、ベルギー、チェコ、等)で行われており、これらの中では高速中性子による損傷が少ない重水減速炉で照射しているものもある。これらの照射は、条件が整えば国内での生産は十分可能と考えられるが、新規照射装置を導入する際の費用対効果が大きな課題となっている。

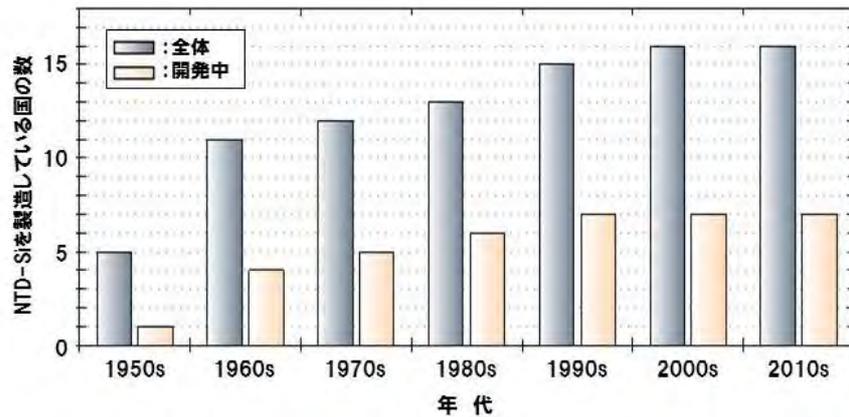


図 4.4 NTD 法により Si 半導体を製造している国の数<sup>17)</sup>

#### (4) $^3\text{He}$ 製造

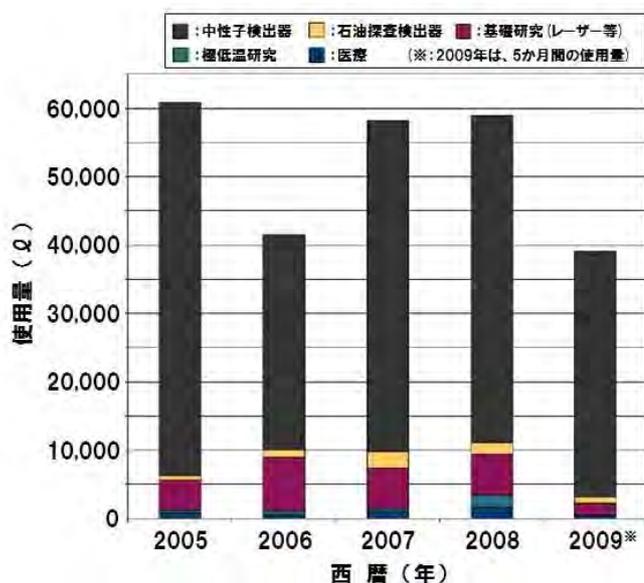
$^3\text{He}$  は大気中では  $^4\text{He}$  の 100 万分の 1 しか存在しない。 $^3\text{He}$  は中性子断面積が大きいこと、 $^4\text{He}$  より密度、沸点、臨界点が低いことなどの利点から、中性子検出器、石油探査用検出器、基礎研究、極低温研究、医療分野等で利用されている。 $^3\text{He}$  は水素爆弾の原材料である三重水素を作る際の副産物として生産・貯蔵されてきたものの、現在、米口の核軍縮が進み、その生産量は減少している。一方、平成 13 年の同時多発テロ事件以降、核物質の密輸を阻止するため、米政府は各空港等に  $^3\text{He}$  を使った中性子検出器を大量に配備し始めたこと(図 4.5 参照)、米国内に大量の  $^3\text{He}$  を必要とする新たな中性子散乱実験施設の建設が計画されたことなどから、平成 20 年を境に受給バランスが大きく崩れ、 $^3\text{He}$  不足と価格高騰という深刻な問題が起きた<sup>18)</sup>。ちなみに、平成 2 年当初の  $^3\text{He}$  の価格は、約 1.5 万円/ℓであったのが、現在は約 15 万円/ℓと約 10 倍となっている。

平成 21 年に予想された  $^3\text{He}$  の予想需要量(10 年間)を図 4.6 に示す。本図より、中性子検出器の配備はほぼ完了し、その需要は減少傾向にあるものの、各国で新たな中性子散乱実験施設が整備され、基礎研究等で大量の  $^3\text{He}$  が必要と予想されている。このため、前述のとおり、 $^3\text{He}$  は不足状態が続き、現在も入手が困難な状況である。我が国においては、例えば、J-PARC での核破砕研究のために必要な  $^3\text{He}$  量は約  $16\text{m}^3/5$  年、極低温研究のために  $2.5\sim 4.5\text{ m}^3/\text{年}$  の利用が見込まれている。また、医療分野においても、肺や食道など呼吸器系を磁気共鳴イメージング(MRI)で診断するときの理想的なトレーサースガスとして  $^3\text{He}$  ガスが使用され、医療機器(超偏極ヘリウム 3-MRI、等)が実用化の段階となっている。

現在、 $^3\text{He}$  を用いない中性子検出器の開発が進められているものの、 $^3\text{He}$  の代替元素がない研究分野では、安定的な供給が必要である。このため、中性子を Li に照射して  $^3\text{H}$  を製造し、そのベータ崩壊による減衰を経て、 $^3\text{He}$  製造を検討することは、試験研究炉の利用の観点からも重要と考えられている。

例えば、JMTR クラスの試験研究炉を用いて、天然同位体比を有する Li を照射した場合、 $^3\text{H}$  生成量は、1g(金属 Li として換算)あたり約  $2.8\text{TBq}(75\text{Ci})/\text{サイクル}$  の  $^3\text{H}$  が製造できる。照射する Li 化合物及び照射容器の大きさに依存するが、照射キャプセル 1 本・1 サイクルあたり  $3.7 \times 10^{14}\text{Bq}(10,000\text{Ci})$ (約 1g の  $^3\text{H}$ )程度の  $^3\text{H}$  を製造することが可能である。また、濃縮  $^6\text{Li}$  を原料にすれば、天然同位体比の約 10 倍の製造も期待できる。このように、試験研

究炉を用いて、初期段階では大量の  $^3\text{H}$  製造を行い、貯蔵する施設を準備する必要がある。一方、 $^3\text{H}$  の半減期が 12.3 年と長いことから、所定の  $^3\text{H}$  の製造ができれば、 $^3\text{H}$  の崩壊分を補充しながら長期間にわたる安定供給の可能性を見いだせると考えられる。



(a)  $^3\text{He}$  の使用内訳(2005～2009 年)

(b) 中性子検出器の配備例

図 4.5  $^3\text{He}$  の使用内訳とテロ対策用中性子検出器の配備例<sup>19)</sup>

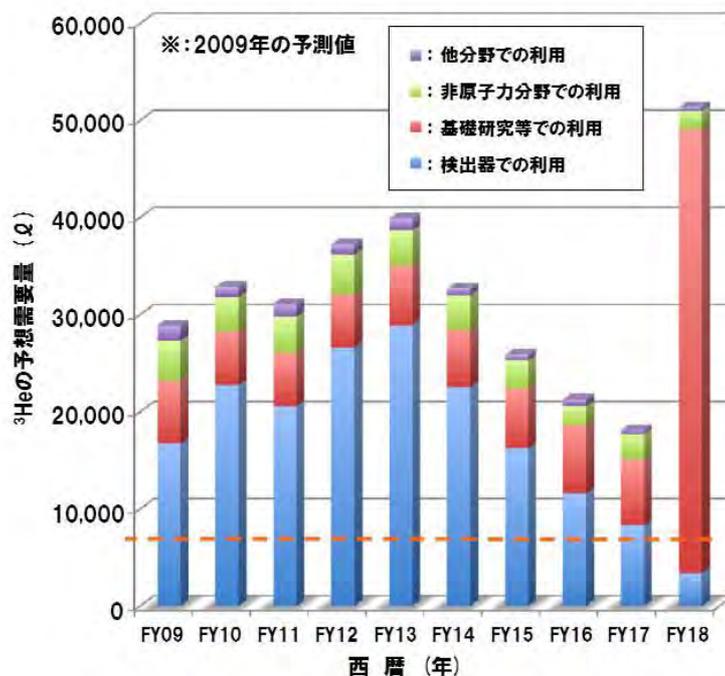


図 4.6  $^3\text{He}$  の予想需要量<sup>19)</sup>

## 5. 試験研究炉に係る世界の状況

### (1) 概要

海外の試験研究炉は高経年化が進んでおり、高出力の試験研究炉は 2025 年頃には 3 基程度になると予想される。日本においても、JMTR をはじめ JRR-3 や KUR のような中高出力の試験研究炉は高経年化を迎え、維持管理が徐々に困難な状況となりつつある。このため、我が国が原子力分野に係る国際的なリーダーシップを発揮し、近隣アジア諸国の中核として貢献するためには、これまでに蓄積した照射技術及び照射後試験技術を維持・継承し、国際的な研究開発に活用できる照射炉が必要不可欠である。

本章では、海外の試験研究炉の状況、国際協力による活動、特にアジアを中心とした国際協力、既存原子力施設を有効活用した試験研究炉のあり方等の調査を行った。

### (2) 世界の試験研究炉の状況

平成 22 年に OECD/NEA において、「原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設」に関する報告書<sup>20)</sup>が出された。この報告書では、各国の財政的な理由で既存の原子炉へのサポート、新たな原子炉の開発、計画や先進的な原子炉の研究に関する活動が抑制される傾向であること、これにより、今日までの原子力開発の過程で蓄積してきた試験データの維持・継承さえも危うくなる傾向であることなどを懸念するとして、各国の原子力研究施設のデータベースが構築されている。本データベースは、国別、施設の種類(原子炉、加速器等)、利用領域(ADS、燃料研究など)またはその施設を所有する組織でまとめられている。試験研究炉についても、①ニーズの特定、②新施設の建設、③原子炉寿命の延長、④国際協力の強化、⑤専門的知識、技術の保存について、現状と将来の状況に関して分析されている。一方、資源エネルギー庁による平成 26 年度原子力発電施設広聴・広報等事業の一環として進められた「原子力発電立地国における原子力発電施設立地地域との関係の変容に関する調査」において、東日本大震災で起こった福島第一原発事故以降、各国で原子力に対する安全性検証と安全強化に向けた取り組みが行われているものの、原子力発電の開発と利活用はこれまでと同様であるのが現状である<sup>21)</sup>。このような背景から、原子力に対する利用ニーズは変化がないものと考えられる。

世界の主要試験研究炉の比較を図 5.1 に示す<sup>22)</sup>。OECD/NEA の報告書にも記載されているように、海外の試験研究炉は高経年化が進んでおり、平成 27 年にベルギーにある BR-2 は炉内構造物の更新を行い、今後 10 年間の運転継続が決まったものの、フランスの OSIRIS は平成 28 年、カナダの NRU は平成 30 年に廃止もしくは廃止予定となっている<sup>23)</sup>。また、高経年化による故障により頻繁に停止しているオランダの HFR についても 2024 年に廃止予定である。ノルウェーの HBWR は、平成 28 年 10 月に放射能漏れが発生し、現在原因を調査しているところである<sup>24)</sup>。一方、新たな次期照射炉として、JHR 及び PALLAS などがあるが、建設が開始されている JHR 以外はまだ計画もしくは設計段階であり、OECD/NEA の報告書が出されて以降、大きな進展はない。RI 製造や中性子ビーム実験用の試験研究炉は、ヨルダン、韓国、アルゼンチン、ブラジル、南アフリカ等で建設が計画さ

れているが、軽水炉等の燃料・材料の照射試験を行うためには十分な中性子束が得られない。このような現状から、2025 年頃には、世界に高出力の試験研究炉が 3 基程度(アジア圏(中国を除く)に限っては 0 基)となり、原子力を支える照射炉の必要性は更に高まると予想される。

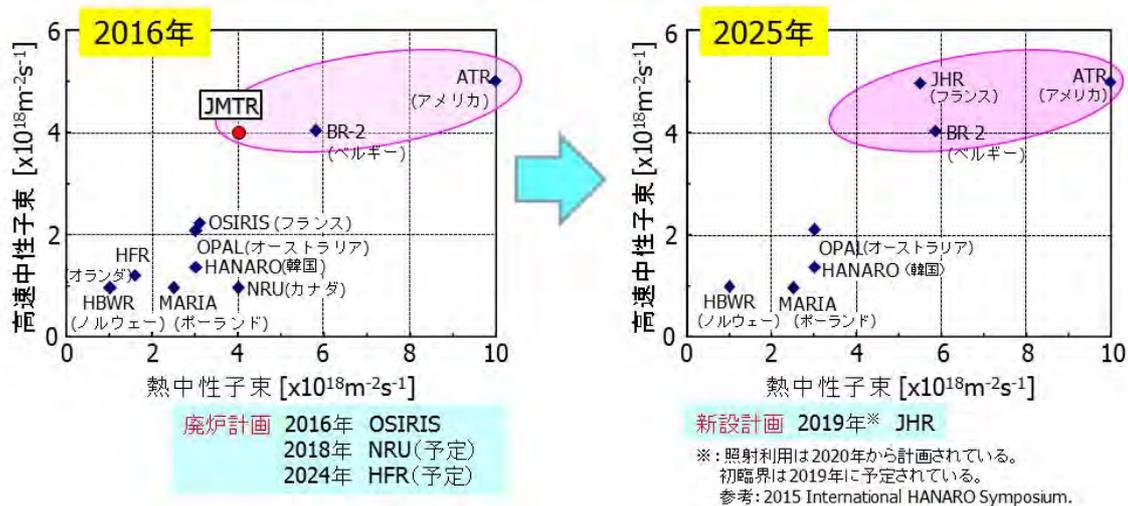


図 5.1 世界の主要試験研究炉の比較

一方、非 OECD 諸国であるロシア、中国、インドでは、将来の原子炉や核燃料サイクル施設の具体的な開発が進められている<sup>25-26)</sup>。例えば、中国では、稼働中及び建設中の原子力発電所はそれぞれ 30 基及び 24 基(平成 28 年 1 月 1 日現在)であるが、計画中原発は 275 基もある。また、最近では HTGR や核融合炉開発も含め、次世代炉の開発も精力的であり、実証炉、実用炉の建設計画もある。中国では、HWRR(熱出力 15MW)が平成 19 年に廃止されたが、研究開発のための試験研究炉(CARR: China Advanced Research Reactor)が平成 22 年 5 月に臨界となり、稼働している。CARR は、熱出力 60MW で、熱中性子束は  $8 \times 10^{18}n/m^2/s$  と高く、垂直照射孔及び水平照射孔を有しており、中性子散乱研究から燃料・材料研究まで、幅広い分野で実施できると記載<sup>22)</sup>されているものの、海外からの利用は困難と考えられる。

### (3) アジア諸国を中心とした国際的な展開

近隣アジア諸国との原子力分野の協力を一層効率的に、かつ効果的に推進するために、平成 2 年 3 月に「第 1 回アジア地域原子力協力国際会議(ICNCA)」を開催して以来、地域間協力の進め方について原子力開発利用を担当する大臣クラスが率直に意見を交換する会合として、この「アジア地域原子力協力国際会議」開催を重ね、同時に特定テーマについての実務的協力を実施してきた。その後、平成 11 年 3 月に開催された「第 10 回アジア地域原子力協力国際会議」で、効果的かつ組織的な協力活動への移行を目的とした新たな枠組みである「アジア原子力協力フォーラム(FNCA: Forum for Nuclear Cooperation in Asia)」への移行が合意され、日本(文部科学省)主導のもと、平成 12 年から活動が開始されている。当初、加盟国は 9 カ国(日本、オーストラリア、中国、インドネシア、韓国、マレーシア、フ

イリピン、タイ、ベトナム)であったが、その後バングラデシュ(平成18年)、カザフスタン及びモンゴル(平成22年)が加盟し、12カ国となった<sup>27)</sup>。

現在、FNCAは、4分野(研究炉利用開発、放射線利用開発、原子力安全強化、原子力基盤強化)において10件の協力プロジェクトがあり、各分野でのワークショップ等で意見交換や情報交換を行っている。プロジェクトの概要を表5.1に示す。

表 5.1 FNCA プロジェクトの概要(平成26年)<sup>28)</sup>

分野	プロジェクト名	プロジェクト概要
(1) 研究炉利用開発		
	・研究炉ネットワーク	各国の試験研究炉の理解を深め、研究者のレベル向上と試験研究炉の相互利用促進を図る。医療用Rが焦点。
	・中性子放射化分析	中性子放射化分析技術を向上して社会経済の発展に活用することを目指す。当面は地球化学、食品、環境を分析対象。
(2) 放射線利用開発		
健康	・放射線治療	多施設共同臨床試験による子宮頸がん、上咽頭がん、乳がん等の標準的放射線治療のプロトコル(治療手順)の確立、治療レベルの向上と普及。
産業/環境	・放射線育種	ガンマ線、イオンビーム等による放射線誘発突然変異を利用し、農作物の品種改良、食料増産、高品質化に貢献。2014年から、少量農薬、高収量、耐病、耐旱等に優れた「持続可能な農業のためのイネの突然変異育種」の開発が課題。
	・バイオ肥料	放射線滅菌による有害な土壌微生物の滅菌した有用なバイオ肥料の開発。
	・電子加速器利用	工業分野における電子加速器、ガンマ線の広範な利用と実用化の促進。
(3) 原子力安全強化		
	・原子力安全マネジメントシステム	知見・経験の交換を通して安全マネジメントシステムに対する理解を促進し、またピアレビュー(専門家評価)による原子力施設の安全性向上を目的。
	・放射線安全・廃棄物管理	放射線安全および放射性廃棄物管理の経験から得られた知見の交換、情報の共有により安全性の向上を図る。
(4) 原子力基盤強化		
	・人材養成	原子力技術基盤の前提となる人材養成活動を支援、ワークショップの開催、オンラインデータベース(アジア原子力教育訓練プログラム:(ANTEP)の運営。
	・核セキュリティ・保障措置	核セキュリティ・保障措置の重要性の認識を共有し、情報交換や人材養成、研究開発の推進などを通じその強化を図る。

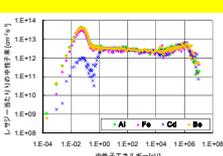
特に、研究炉利用開発の分野では、(1)研究炉ネットワークと(2)中性子放射化分析の2つのプロジェクトで活動が行われ、どちらも試験研究炉の重要性が指摘されている。放射化分析プロジェクトでは環境評価を行うことを目指して、各種環境試料の分析に焦点をあてた。特に、アジアの大都市における大気環境を評価する目的で大気浮遊塵の系統的採取・分析を実施し、大気環境の時系列変化を追った。また、鉱物資源品質評価を目指して、放射化分析法の適用性を多角的に検討した。このような社会経済的な効果を高めるプロジェクトを実施することにより、中性子放射化分析法、更には試験研究炉の重要性を強くアピールすることにつながっている。このような活動を通じて、原子力技術基盤の確立及び人材育成を図り、原子力の安全性向上を図る必要がある。具体的には、これまで JMTR 等で蓄積してきた照射技術及び照射後試験技術の継承、アジア諸国における医療診断用の<sup>99</sup>Mo製造の安定供給など、核不拡散やテロ対策を考慮しながら検討を継続することが重要である。

これまで JMTR では、欧米及びアジアの中核試験炉として、国際的に活用されるような関係構築を目指し、汎用照射試験炉に関する国際会議(平成20年から年1回開催(8回))<sup>29)</sup>や汎用照射試験炉に関するアジア国際会議(平成23年から4回開催)を通じて、各国の試

験研究炉の現状と照射技術に関する情報交換を行ってきた。また、アジアを中心に海外の若手技術者・研究者を招き、JMTR を活用した体験型のオンサイト研修(図 5.2)を実施し(平成 23 年から年 1 回開催(計 6 回開催し、8 か国から計 93 名が参加))、これにより人材育成を継続して実施してきた<sup>30)</sup>。

エネルギー需要が増加しているアジア諸国を中心に、化石燃料資源の獲得を巡る国際競争の緩和や地球温暖化対策等のため、これからも原発が増えていく状況にある。特に、前節のとおり、今後数十年内に隣国である中国に数百基の原発が林立する現実を見据える必要があり、これは日本のみならず隣接するアジア諸国においても重大な課題である。このような中で、原子炉の安全性、エネルギー安全保障、原子力人材育成等の観点から、日本が今後も主導的立場を果たしていくことは極めて重要であり、その中核的な施設として国内に照射炉を持つことは必要不可欠である。

### <カリキュラムの概要>

<p><b>照射ラビットの設計</b> 照射条件を満足させるための核計算及び熱計算を実施しながら、照射ラビットの設計を実習。</p> 	<p><b>照射試料の中性子照射量評価</b> 照射ラビットに装荷した放射化ワイヤの放射化量をGe半導体検出器で測定に係る実習</p> 
<p><b>照射試料の照射後試験</b> JMTR ホットラボで模擬照射ラビットの解体、試験片の取出し、引張試験等を実施</p> 	<p><b>照射試験炉の運転模擬体験</b> 照射試験炉シミュレータを用いた原子炉や照射試験設備の運転模擬実習</p> 

➡ 実践的な研修により原子力人材育成に寄与

### <研修実績>

第1回	2011/8/1~12	カザフスタン、タイ	10名
第2回	2012/7/22~8/11	カザフスタン、タイ、インドネシア、マレーシア、ポーランド	16名
第3回	2013/7/8~26	カザフスタン、タイ、インドネシア、マレーシア、ポーランド、ベトナム、アルゼンチン	18名
第4回	2014/7/22~8/8	カザフスタン、タイ、インドネシア、マレーシア、ポーランド、ベトナム、日本	19名
第5回	2015/7/21~31	カザフスタン、タイ、インドネシア、マレーシア、ポーランド、ベトナム、日本	17名
第6回	2016/7/25~8/5	カザフスタン、タイ、インドネシア、マレーシア、ポーランド、ベトナム、日本	13名

➡ 計93名

図 5.2 JMTR における海外研修のカリキュラム及び実績

#### (4) 国際的な利用を目指した取組み

これまで多くの試験研究炉は 1960 年代に運転を開始し、競争力のあるコストでセキュアかつクリーンな電力を大規模供給できる原子力発電の安全性向上に役立ってきたほか、多岐の分野にわたり貢献してきている。しかしながら、ほとんどの試験研究炉が建設後 30 年以上を経過しており、平成 16 年に 274 基であったが、平成 19 年には 245 基に減少している。さらに、今後、OSIRIS、NRU、HFR などの高出力試験研究炉が高経年化のために停止していくことになる。

原子力開発の過程で蓄積してきた試験データを維持・継承するためには、今後減少する試験研究炉を有効に活用することが必要であり、原発の安全性を向上させるためには、国

際的な協力が必要不可欠となる。さらに、試験研究炉で生産される RI の利用は、医療分野や工業分野で必要なものであり、これらを支える基礎基盤技術である照射技術は技術継承、人材育成を通して継続的に維持・向上していく必要がある。

JMTR は、国内最大の高中性子束及び広い照射領域を有する照射炉であり、長年にわたり開発・蓄積してきた照射技術や照射後試験技術を活用して、軽水炉の安全研究をはじめ、高温ガス炉、高速増殖炉、核融合炉、基礎研究など幅広い分野から多くの利用ニーズに対応してきた。また、これらの要求を満足するために、必要に応じた新たな照射設備の整備、炉内計測機器の開発を含めた照射技術並びに照射後試験技術の開発を進めることにより、照射試験の高度化を実現してきた。具体的には、発電炉の安全研究のための軽水炉燃料の出力急昇試験や軽水炉環境下での軽水炉炉心構造材の IASCC 試験、高温ガス炉材料開発のための高温照射試験、核融合炉材料の開発のための ITER の運転条件等を模擬した照射試験などである。これらを活用して実現し得る多種多様な照射環境での高度な照射試験は、海外の試験研究炉で容易に代替できないものも少なくなく、JRR-3 も数十年後には廃止となることを考えると、日本においても、利用ニーズに対応していくためには、海外炉利用のみでは限界があり、蓄積した照射技術及び照射後試験技術を継承する次期照射炉の検討を開始することが重要となっている。



図 5.3 大洗地区・東海地区に設置されている照射後試験施設群 <sup>31)</sup>

原子力機構大洗研究開発センター近郊には、図 5.3 に示すように、原子力機構の NSRR、常陽等の燃料・材料試験が可能な原子炉、各種の照射後試験施設、東北大学をはじめ、民間の照射後試験施設が隣接しており、このような施設群が比較的狭い範囲で密集している地域は、世界でもほとんど他には例がない。このため、これらの施設群及びこれまでに蓄積されてきた照射技術・照射後試験技術を活用し、我が国の利益を最大限に確保しつつ、国際的協力に貢献できる原子力研究開発施設群を考える時期になっている。

## 6. まとめ

本専門部会において、「エネルギー基本計画」の策定後の照射炉の利用ニーズについて再調査を行った。本基本計画に基づき、「エネルギー関係技術開発ロードマップ」や「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が取りまとめられ、原子力発電に対して、軽水炉の安全性向上、廃止措置、放射性廃棄物の処分、核燃料サイクルの推進と廃棄物の減容化・有害度低減などに関する研究・技術開発が求められていることが確認されるとともに、原子力に係る人材育成について、将来に向けた道筋が示された。一方、日本原子力研究開発機構は平成 28 年 10 月に、材料試験炉 JMTR 及びホットラボを廃止対象検討施設とすることを施設中長期計画案として公表した。これらの背景のもと、委員、専門委員及びオブザーバーの方々の協力も得て、現在の照射炉に係る利用ニーズを調査し、照射炉の必要性について検討した。検討結果の概要を以下に示すとともに、各分野の具体的な利用ニーズについて表 6.1 にまとめた。

- 福島第一原発事故の原因分析に基づく十分な検討のもとで、軽水炉システムの安全性高度化に向けた目的の共有化とともに、軽水炉の安全性向上に関する個々の研究開発課題を抽出して、原子力安全基盤形成の観点に立った俯瞰的な課題整理を行い、研究開発スキームの体系化が図られた。その中において照射炉を必要とする燃料・材料の研究課題が挙げられている。これらに対応するには、中性子照射において照射条件を系統的に設定できる利点を有している照射炉を活用して課題対策に当たることが必要不可欠である。
- 科学技術の向上を目指した原子力工学に係る研究については、軽水炉を中心とした既存原子炉の安全に関わる材料基盤研究、将来の事故耐性燃料・材料に関する研究、バックエンドやアクチノイド元素及び新物質探索に係る研究、核融合炉・高速増殖炉・高温ガス炉などの将来炉に係る関連材料や燃料等の研究、放射化分析等の中性子を利用した研究に係る照射試験等の利用ニーズがある。これらの利用ニーズを満たし、研究アクティビティを維持・発展するには海外炉による代替では困難であり、我が国に照射炉及び照射後試験等が行えるホットラボ施設を持つことが必要である。
- 産業利用に関しては、試験研究炉を用いて製造される RI、NTD 法による半導体製造など、既に産業で利用されている製品を中心に調査を行った。これまで RI 製品の多くを輸入に頼ってきているのが現状であるが、世界の試験研究炉の高経年化にともなう廃止によって、100%を輸入している  $^{99}\text{Mo}$  などの入手もさらに困難な状況となることが予想されている。特に、将来的に利用が見込める医療用分野の RI 製品の研究開発においても、開発に供する RI 原料の最低限の国産化は不可欠である。RI 製造に係る定常的な利用ニーズの他にも、半導体向け NTD シリコンウエハーの需要の増大や  $^3\text{He}$  の需要の急増に伴うことによる需給バランスの崩れなどの状況が続き、試験研究炉に対する産業界における多大な利用ニーズがある。

○海外の試験研究炉も高経年化が進んでおり、高出力の試験研究炉が 2025 年頃には 3 基程度になる予想される。日本においても、JMTR をはじめ JRR-3 や KUR のような中高出力の試験研究炉は高経年化を迎え、維持管理が徐々に困難な状況となりつつある。このため、我が国が原子力分野に係る国際的なリーダーシップを発揮し、特に近隣アジア諸国の中核として貢献するためには、これまでに蓄積した照射技術及び照射後試験技術を維持・継承し、国際的な研究開発に活用できる照射炉及び照射後試験等が行えるホットラボ施設が必要不可欠である。

福島第一原発事故以降も、各国では原子力に対する安全性検証と安全強化に向けた取り組みが行われ、原子力発電の開発と利活用はこれまでと同様であり、原子力発電に係る技術開発の利用ニーズには変化がないものと考えられる。また、科学技術の向上に係る研究アクティビティを維持・発展させるとともに、産業分野での要求に対応する技術開発のための利用ニーズがある。このような背景から、約40年間にわたり蓄積してきたJMTR等の照射技術や照射後試験技術を活用し、人材育成や技術継承を着実にを行い、我が国がリーダーシップを発揮し、原子力分野への国際貢献を果たす上でも、今後の国内照射炉の在り方について検討を進めていくことが急務と考えられる。

以上の調査結果に基づき、本専門部会から今後の国内での照射試験や照射炉のあり方について、本専門部会から以下を提言する。

- 1) 世界の原子力を先導してきた我が国にとって照射炉は基盤施設として必須であり、次期照射炉を視野に入れた中核的照射試験施設を早急に確保すること。
- 2) 軽水炉開発、科学技術の向上、産業利用などの利用ニーズに十分対応するように、これまで蓄積してきた照射技術、ホットラボでの照射後試験技術を継承すること。また、原子力に係る人材を育成すること。
- 3) 原子力分野に係る国際的なリーダーシップを発揮し、特に近隣アジア諸国の中核として貢献すること。

表 6.1 「福島第一原発事故前」、「福島第一原発事故後」、「エネルギー基本計画策定以降」の照射利用ニーズの整理

表中の斜字表記は追加または変更した項目

大項目	福島第一原発事故前*	福島第一原発事故後	「エネルギー基本計画」策定以降
	JMTR 再稼働 C&R 時の項目	平成 24 年 9 月の中間報告書	現状及び今後の項目
軽水炉の 安全性 向上に係る 利用	(1) 燃料 ・異常過渡試験 ・定常照射試験  ・MOX 燃料の照射試験 ・新合金被覆管の照射試験	(1) 燃料 ・燃料異常過渡試験*2 ・限界性能試験 ・事故模擬試験 ・MOX 燃料の照射試験*2  ・被覆管材料の照射試験(次世代炉)*2 ・被覆管材料の照射試験(安全性向上)	(2) 燃料 ・燃料異常過渡試験*2 ・限界性能試験 ・事故模擬試験 (DBA, B-DBA) ・MOX 燃料の照射試験*2  ・事故耐性燃料被覆管の照射試験 ・事故耐性燃料の照射試験 ・高耐食・低水素吸収材燃料被覆管の照射試験 ・高耐食・低水素吸収材燃料の照射試験
	(2) 材料 ・压力容器鋼の照射試験 ・応力腐食割れ試験 ・照射補修部の照射試験	(2) 材料 ・高経年化対策材料照射試験*2 ・照射誘起応力腐食割れ試験 ・耐照射劣化材の開発 ・高精度照射脆化予測技術開発 ・監視試験の高度化(破壊靱性評価手法を含む。) ・実機材を用いた試験 ・炉内構造部材の照射試験(次世代炉)*2	(3) 材料 ・高経年化対策材料照射試験*2 ・照射誘起応力腐食割れ試験 ・耐照射劣化材の開発 ・高精度照射脆化予測技術開発 ・監視試験の高度化(破壊靱性評価手法を含む。) ・実機材を用いた試験 ・炉内構造部材の照射試験(次世代炉)*2  ・制御棒材料(Hf 等)の照射成長特性 ・廃炉材の照射試験(照射量を追加) ・事故耐性材料(制御棒やチャンネルボックス)の照射試験

			<p>・水化学研究 (左欄(3)・水科学研究に対応) (改良水質の影響評価、事故時の化学挙動解明を含む)</p> <p>(4) 計測機器 ・計測機器の照射試験</p> <p>(5) コンクリート構造物 ・コンクリートの照射試験</p>
<p>科学技術の 向上に係る 利用</p>	<p>(1) 基礎基盤研究 ・原子炉材料挙動評価の応用研究 ・照射損傷過程の解明 ・アクチノイドの物性解明 ・地球・宇宙年代測定</p>	<p>(3) その他 ・水化学研究 ・計測機器の照射試験 ・コンクリートの照射試験</p> <p>(1) 基礎基盤研究 ・照射損傷機構の解明</p> <p>・アクチノイド等を利用した新物質の創成</p> <p>・中性子放射化分析</p>	<p>(2) 軽水炉を中心とした既存原子炉の安全に関わる基礎研究 ・压力容器などの炉内構造物の照射損傷機構 ・照射促進応力腐食割れ ・事故耐性燃料被覆管材料開発 ・今後起こりうる未知の事象に対応する基礎基盤研究</p> <p>(4) バックエンドやアクチノイド元素、新物質探索に係る研究 ・廃棄物分離・処分に関する基礎研究 ・アクチノイド等を利用した新物質の創成、新現象の発見</p> <p>(5) 中性子利用研究 1) 放射化分析 ・(n, <math>\gamma</math>)反応を利用した放射化分析 ・(n, p)反応を利用した放射化分析 ・放射化学的中性子放射化分析 (RNAA) ・Ar-Ar 年代測定法 2) その他の中性子利用研究 ・ホウ素中性子補足療法 (BNCT) 研究 ・中性子イメージング (中性子ラジオグラフィ) ・陽電子利用研究 ・中性子散乱研究 ・即発線分析 ・化学・生物・物質等に関する照射下における <i>in situ</i> 研究</p>

			<ul style="list-style-type: none"> <li>・メスバウアー測定やトレーサー実験を行うための RI 生成</li> </ul>
		<p>(3) 将来炉の開発の関わる研究</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低放射化フェライト鋼、ODS 鋼、炭化ケイ素複合材料、バナジウム合金等の基礎研究</li> <li>・事故耐性燃料・材料開発</li> </ul>	
<p>(2) 高温ガス炉の開発</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐熱性被覆燃料の照射試験</li> <li>・セラミック系構造材料の高温照射試験</li> </ul>	<p>(2) 高温ガス炉の開発</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・被覆粒子燃料の照射試験</li> <li>・黒鉛等の照射試験</li> </ul>	<p>(3) 3). 高温ガス炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・被覆粒子燃料の照射試験</li> <li>・及び黒鉛等の照射試験</li> </ul>	
<p>(3) 核融合炉の開発</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ブランケットの炉内機能試験</li> <li>・ブランケット構造材の照射試験</li> <li>・計測機器等の動作確認試験</li> </ul>	<p>(3) 核融合炉の開発</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ブランケットの照射試験(液体金属、溶融塩等を含む)</li> <li>・機能性材料の複合環境下での照射試験</li> <li>・計測機器の照射試験</li> </ul>	<p>(3) 1). 核融合炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・照射下環境試験(照射下高温高圧トリチウム水流動腐食試験)</li> <li>・照射下機能試験(In-situトリチウム増殖・増倍機能試験、トリチウム回収・管理・計測試験、絶縁性能確認試験)</li> <li>・照射構造体照射試験</li> </ul>	
<p>(4) 高速炉の開発</p>	<p>(4) 高速炉の開発</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・U-Am 系燃料の照射試験</li> </ul>	<p>(3) 2). 高速増殖炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・太径・中空 MOX ペレット燃料や ODS フェライト鋼被覆管等の照射試験</li> <li>・金属燃料や制御棒要素(B<sub>4</sub>C ペレット等)の新規照射試験</li> </ul>	

				(6) 人材育成 ・原子力に係る人材確保 ・照射試験に係る技術の維持・向上
	(1) ラジオアイソトープ製造 ・医療用短半減期 RI	(1) ラジオアイソトープ製造 ・ <sup>99m</sup> Mo などの国産化が必要な RI	(2) ラジオアイソトープ製造 ・ <sup>99</sup> Mo、 <sup>192</sup> Ir、 <sup>223</sup> Ra(2016年認可)などの医療用 RI の国産化 ・ <sup>192</sup> Ir、 <sup>60</sup> Co などの工業用 RI の安定供給 ・先駆的な医療用 RI の開発	
産業利用	(2) NTD シリコン半導体製造 ・大口径シリコン単結晶の照射	(2) NTD シリコン半導体製造 ・パワー半導体用シリコン半導体、	(3) NTD-Si 半導体 ・パワー半導体用シリコン半導体	
	(3) その他	(3) その他 ・ <sup>3</sup> He の製造	(4) <sup>3</sup> He ・ <sup>3</sup> He の製造(2008年を境に需給バランスの崩れ)	
国際的な利用		国際照射試験センターを母体にした IAEA プロジェクトなど	・FNCA 等を活用したアジア圏の研究炉利用開発の活性化 ・海外研修による技術伝承及び人材育成 ・既設原子炉施設と次期照射炉を組合せた原子力研究開発施設群の整備	

\*1: JMTR 運営・利用委員会、「我が国における材料試験用原子炉の役割と JMTR のあり方等に関する検討報告書」、平成 18 年 3 月より

\*2: 福島第一原発事故前から継続しているニーズ

## 参考文献

- 1) 「エネルギー基本計画」、平成 26 年 4 月 11 日(閣議決定).  
<http://www.meti.go.jp/press/2014/04/20140411001/20140411001.html>.
- 2) 経済産業省、「エネルギー関係技術開発ロードマップ」、平成 26 年 12 月.  
[http://www.enecho.meti.go.jp/category/others/for\\_energy\\_technology/003.html](http://www.enecho.meti.go.jp/category/others/for_energy_technology/003.html).
- 3) 自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ・日本原子力学会 安全対策高度化技術検討特別専門委員会編、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」、平成 27 年 6 月.  
[http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyuu/jishutekianzensei/report\\_000.html](http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyuu/jishutekianzensei/report_000.html).
- 4) 電気事業連合会、<http://www.fepc.or.jp/theme/re-operation/>。 ※: 高浜 3 号及び 4 号は、平成 28 年 3 月 9 日の大津地方裁判所における再稼働禁止の仮処分命令により停止中。
- 5) 日本原子力研究開発機構、「施設中長期計画案」、平成 28 年 10 月.  
[https://www.jaea.go.jp/about\\_JAEA/facilities\\_plan/](https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/facilities_plan/)
- 6) 日本原子力研究開発機構、「次期研究用原子炉(ビーム炉)のニーズ調査報告書 JAEA review 2014-054」、平成 27 年 4 月.  
<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2014-054.pdf>
- 7) 独立行政法人 原子力安全基盤機構: BWR 型原子力発電所炉内構造物 IASCC 評価ガイド(案)(平成 21 年 3 月).
- 8) S. Hanawa et al., Nuclear Technology 183, 136-148 (2013).
- 9) 2012 年 5 月付け事故時計装システム検討会資料より抜粋
- 10) 日本学術会 議基礎医学委員会・総合工学委員会合同放射線・放射能の利用に伴う課題検討分科会編、「提言: 我が国における放射性同位元素の安定供給体制について」、平成 20 年 7 月.
- 11) モリブデン-99/テクネチウム-99m の安定供給のための官民検討会編、「『我が国のテクネチウム製剤の安定供給』に向けてのアクションプラン」、平成 23 年 7 月.
- 12) Nuclear Energy Agency, “The Supply of Medical Radioisotopes – 2016 Medical Isotope Supply Review: <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc Market Demand and Production Capacity Projection 2016-2021-”, Nuclear Development NEA/SEN/HLGMR(2016)2, March 2016.
- 13) (社)日本アイソトープ協会編、「放射線利用統計」及び「アイソトープ等流通統計 2016 年」、等.
- 14) Nature, News Feature, 11 December 2013.  
<http://www.nature.com/news/radioisotopes-the-medical-testing-crisis-1.14325>, 等.
- 15) (社)日本アイソトープ協会編「放射性医薬品流通統計 2005, 2012, 2016」、「放射性医薬品流通統計 2005, 2012, 2016」、等.
- 16) International Atomic Energy Agency, “Neutron Transmutation Doping of Silicon at Research Reactors”, IAEA-TECDOC-1681, 2012.

- 17) IAEA 研究炉データベース.  
<http://nucleus.iaea.org/RRDB/Content/Util/SiDoping.aspx>
- 18) 東京大学大学院理学系研究科物理学専攻福山研究室(低温物理学)の HP.  
[http://kelvin.phys.s.u-tokyo.ac.jp/fukuyama\\_lab/japanese/research/helium3.html](http://kelvin.phys.s.u-tokyo.ac.jp/fukuyama_lab/japanese/research/helium3.html)
- 19) Richard Kouzes, “Overview of  $^3\text{He}$  Supply Issues”, IEEE Workshop on  $^3\text{He}$  Alternative, Nov. 2010.
- 20) 原子力機関経済協力開発機構編、「原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設 (Research and Test Facilities Required in Nuclear Science technology)」、OECD 2010 NEA No. 6947、(2010).
- 21) 株式会社アイ・ビー・ティ編、「平成 26 年度原子力発電施設広聴・広報当事業(原子力発電立地国における原子力発電施設立地地域との関係の変容に関する調査)」、平成 27 年 3 月.
- 22) IAEA 研究炉データベース.  
<http://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx>
- 23) Nuclear Energy Agency, “The Supply of Medical Radioisotopes – 2016 Medical Isotope Supply Review:  $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$  Market Demand and Production Capacity Projection 2016–2021–”, Nuclear Development NEA/SEN/HLGMR(2016)2, March 2016.
- 24) 産経ニュース、ノルウェー原子炉で事故、小規模な放射性物質漏れ.  
<http://www.sankei.com/world/news/161025/wor1610250052-n1.html>
- 25) 科学技術振興機構中国総合研究交流センター、「中国の原子力分野における研究開発の現状と動向」、平成 28 年 3 月.
- 26) 広瀬崇子、「政治学の諸問題 VIII – インドの原子力政策：福島語の原子力発電の推進 –」、専修大学法学研究所紀要、37、(2012)P.P.57-82.
- 27) Forum for Nuclear Cooperation in Asia(FNCA)のホームページ.  
<http://www.fnca.mext.go.jp/index.html>.
- 28) FNCA ニュースレター(2014 年 3 月).
- 29) 石原正博 他、「Proceedings of the 4th International Symposium on Material Testing Reactors; December 5–9, 2011, Oarai, Japan」、JAEA–Conf 2011–003(2012).
- 30) 江口祥平 他、「JMTR 及び関連施設を活用した実践型オンサイト研修(2015 年度)」、JAEA–Review 2016–001、(2016).
- 31) JMTR 利用検討委員会、「我が国における材料試験用原子炉の役割と JMTR のあり方等に関する検討報告書」、平成 18 年 3 月より抜粋.

# 新たな照射試験炉の建設に向けた ワークショップ°

## 要旨集

令和 2 年 12 月 22 日～23 日

FUKURACIA 丸の内オアゾ

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

高速炉・新型炉研究開発部門

# 新たな照射試験炉の建設に向けたワークショップ°

## 開催日程

### 【1日目】

日時：令和2年12月22日（火） 10:20～16:30

場所：FUKURACIA 丸の内オアゾ 15階 会議室 C※

### 【2日目】

日時：令和2年12月23日（水） 10:30～17:10

場所：FUKURACIA 丸の内オアゾ 16階 ホール A※

※ リモート接続との併用によるハイブリッド開催

# 講演プログラム

1日目 令和2年12月22日(火)

15階 会議室C

<10:20~10:30>

【オープニング】 ◎ 伊藤 洋一 (日本原子力研究開発機構 副理事長)

<10:30~15:00>

【第1部：原子力研究開発における利用ニーズ】

座長：中村 武彦

(日本原子力研究開発機構  
安全研究・防災支援部門  
副部門長)

1-1 社会のニーズに応える：継続的安全性向上の基盤として

◎ 関村 直人 (東京大学 副学長 大学院 工学系研究科 教授)

1-2 新たな照射試験炉への期待 \* 未来社会に大きく貢献 \*

◎ 駒野 康男 (元日本原子力学会会長)

1-3 核燃料の物質科学と新たな照射炉への期待

○ 黒崎 健 (京都大学 複合原子力科学研究所 教授)

<休憩 60分>

1-4 炉物理・臨界安全の観点から

○ 中島 健 (京都大学 複合原子力科学研究所 副所長・教授)

1-5 発電炉向け研究開発における照射炉試験のニーズ

○ 近藤 貴夫 (日立GE ニュークリア・エナジー グループリーダー主任技師)

1-6 東芝エネルギーシステムズにおける高温ガス炉の開発と照射試験に対する期待

○ 坪井 靖 (東芝エネルギーシステムズ 参事)

<休憩 30分>

<15:00~16:30>

【第2部：産業利用における利用ニーズ】

座長：神永 雅紀

(日本原子力研究開発機構  
大洗研究所 副所長)

2-1 国内における放射性同位元素の医療利用と取り巻く課題

◎ 中村 伸貴 (日本アイソトープ協会 医薬品部長)

2-2 医用放射性同位元素の国産化へ向けた取り組み

◎ 諸岡 健雄 (日本医用アイソトープ開発準備機構 業務執行理事)

2-3 RI 製造の現状と展望

◎ 河村 弘 (千代田テクノル 特別参与)

◎ : 会場参加 ○ : リモート参加

&lt;10:30~14:00&gt;

座長：加治 芳行

(日本原子力研究開発機構  
原子力基礎工学研究センター  
副センター長)**【第3部：科学技術・学術研究における利用ニーズ】**

3-1 学術における照射炉利用研究ニーズ –東北大金研の共同利用研究を中心に–

◎ 永井 康介 (東北大学 金属材料研究所 センター長・教授)

3-2 国際共同研究における海外炉を用いた材料照射研究の課題から考える国内炉の必要性

○ 檜木 達也 (京都大学 エネルギー理工学研究所 准教授)

3-3 国内における照射材料研究の現況と方向性

○ 橋本 直幸 (北海道大学 大学院工学研究院 教授)

&lt;休憩 60分&gt;

3-4 核融合炉材料分野に想定される利用ニーズ

○ 笠田 竜太 (東北大学 金属材料研究所 教授)

3-5 国内外のイオン加速器等によるシミュレーション照射の動向と照射炉実現までの相互補完について

○ 柴山 環樹 (北海道大学 大学院工学研究院 教授)

&lt;14:00~15:30&gt;

**【第4部：新たな照射試験炉の検討】**

4-1 国内外の状況を踏まえた新たな照射試験炉の在り方

◎ 寺井 隆幸 (東京大学 名誉教授)

4-2 JMTR 後継となる新たな照射試験炉の建設に向けた検討状況

◎ 神永 雅紀 (日本原子力研究開発機構 大洗研究所 副所長)

&lt;休憩 30分&gt;

&lt;15:30~17:00&gt;

**【第5部：パネルディスカッション】**

① 新たな照射試験炉に求められる利用ニーズ・持つべき機能について(原子力人材育成を含む。)

② 国内における照射機能の在り方・国内外の他施設との連携について

③ 施設運営・供用の在り方について

④ 今後のワークショップ開催について

ファシリテータ ◎ 寺井 隆幸 (東京大学 名誉教授)

パネリスト ◎ 関村 直人 (東京大学 副学長 大学院 工学系研究科 教授)

◎ 永井 康介 (東北大学 金属材料研究所 センター長・教授)

◎ 小澤 隆 (日本電機工業会 原子力部長)

◎ 中熊 哲弘 (電気事業連合会 原子力部長)

◎ 高橋 明男 (日本原子力産業協会 特任フェロー)

◎ 中村 伸貴 (日本アイソトープ協会 医薬品部長)

◎ 河村 弘 (千代田テクニカル 特別参与)

コーディネータ ○ 中谷 絵里 (経済産業省 資源エネルギー庁 電力・ガス事業部  
原子力政策課 課長補佐)

◎ 松浦 重和 (文部科学省 研究開発局 原子力課長)

○ 青砥 紀身 (日本原子力研究開発機構 理事)

○ 三浦 幸俊 (日本原子力研究開発機構 理事)

&lt;17:00~17:10&gt;

**【クロージング】**

○ 青砥 紀身 (日本原子力研究開発機構 理事)

◎ : 会場参加 ○ : リモート参加

## 第 1 部

### 原子力研究開発における利用ニーズ

## 社会のニーズに応える： 継続的安全性向上の基盤として

東大 関村 直人

### 1.はじめに：社会からの明示的ではない要請に応えていくための「場」

本年 8 月より原子力規制委員会において継続的な安全性向上に関する検討チームが発足し、12 月までに 6 回の議論を重ねている。科学技術に関する規制の考え方、審査の基準と検査制度の役割に閉じることなく継続的な安全性向上を図るための規制制度や規制機関の在り方や、原子力分野における事業者のインセンティブ構造や文化に関わる全体論に加えて、リスク情報と内在する不確実性及びパフォーマンスベースの活用、多様なステークホルダとの議論から技術が社会に役立つとの発想のみならず社会が技術をいかに使いこなすのかも議題となっている。

ここでは、このような継続的な安全性向上に関する検討を基盤として、福島第一原子力発電所事故を契機に各国や国際的な連携が進められている ATF（事故耐性燃料）の開発や SMR 等革新炉の安全と安全規制のための新たな枠組みを事例として議論を行いたい。

### 2. 事故耐性燃料の開発に要請されるイノベーションの「場」

OECD/NEA 前次長の Daniel Iracane 氏によれば、TRL（Technology Readiness Level：技術成熟度）の検討は主観に基づくものであって、その中に内在するリスクを低減していくことが求められる。多様な視点で国際的な議論を育み、例えば早い段階から規制者の視点で新たな技術に対する質的な課題を取り上げ、必要なデータの獲得と知識化を進めることが、イノベーションにつながる。OECD のハルデンプロジェクトが継続されない状況下において、多様な専門間の知識共有、社会との相互のコミュニケーションを備えた場として、照射試験炉の在り方を検討していくことが望まれよう。また、効果的かつ効率的な開発戦略を TRL の考え方も参照して、ロードマップとその継続的なローリングとして提示することが重要である。

### 3.おわりに：多様な「場」のネットワーク

日本学術会議は第 25 期の布陣が検討されてきている。第三部総合工学委員会の下での原子力安全に関する分科会では、これまでの検討を基盤として、一層の情報発信を行う予定である。

東京大学では日本原子力研究開発機構（JAEA）包括連携協定の下で、これまでの専門職大学院や大型設備共同利用の枠組みにとどまらない連携を模索してきた。今年 4 月に発足した国立研究開発法人連携講座は、規制委員会の支援も受けながら、JAEA と大学の連携のみならず、産業界、国際機関、研究者ネットワークによるチーム造りの母体となることが期待されている。

### キーワード：

社会と技術の関係、TRL、ATF、SMR 等革新炉、継続的イノベーション、Risk-informed Approach

## 新たな照射試験炉への期待 \*未来社会に大きく貢献\*

元 日本原子力学会会長／元 MHI NSE 駒野 康男

### 1. はじめに

本日は、個々の専門的な話は、別の人にお任せし、下記の経歴／経験より、新たな照射試験炉への期待について、総合的なお話を致したい。

- 1) PWR 炉心設計／燃料開発（Gd 入り燃料、MOX 燃料、高燃焼度燃料等）の経験
- 2) 日本原子力学会理事／会長や学会の「研究炉等の役割検討・提言分科会」活動からの経験
- 3) 産業界／経営者としての経験

### 2. 新たな照射試験炉への期待

#### 1) PWR での経験からの期待

PWR では、比較的 low コストで実機 PWR 条件に近い状況で照射可能なハルデン炉での照射／出力急昇試験が多かったが、そのハルデン炉も 2018 年 6 月に廃炉となった。今後、新たな照射試験炉には、以下を期待する。①実証するプラント条件が作りやすい、②フラックスが高く加速照射が可能で、稼働率が高い、③比較的安価で利用可能、④この他、照射後試験／照射済燃料組立可能な場所に近いということも重要となるが、その点、茨城県立地は有利である。

#### 2) 日本原子力学会理事／会長経験や「研究炉等の役割検討・提言分科会」活動からの期待

東電 1F 事故後、研究炉もすべて止まり、人材育成／研究面で大きな支障があった。また、多くの研究炉が老朽化のため廃止措置になる中、新たな照射試験炉の役割は、原子力人材育成及び基礎研究面において極めて重要である。また、医療用短半減期 RI の安定供給のための国内生産や国内産業のための活用や、途上国への国際貢献に寄与すべきである。そのため、エネルギー政策や科学技術政策において明確にし、国の公共財と位置付けるべきである。

研究炉等の新規規制基準対応の合理化（グレーディッドアプローチの適用も含めて継続的な見直し）と施設維持に係る措置軽減（研究炉に適切な ROP）を実施すべきであるが、学会の場もうまく活用願いたい。

#### 3) 産業界／経営経験からの期待

新たな照射試験炉は、長期安定運営を図る必要があるが、そのためには以下が必要と考える。①経営的には、国の確実な補助とともに、国際協力資金、産業界／医療界からの確実な入金戦略が必要、②地元の人々が誇れる施設：最先端医療や最先端産業都市の位置づけ等、③国際協力：人材育成やアジア・アフリカに同型炉が輸出できるような魅力あるもの、④数少ない大型 PJ であり、この炉の設計／建設を通じた人材育成（優秀な PM 育成）

### 3. 結言

世界的にも研究炉が減少する中、新たな照射試験炉は、将来の人材育成、基礎研究、医療用 RI 国内製造や各種産業利用に欠かせない存在となるべきである。また、国際協力への寄与を果たし、他施設と共に最先端医療／最先端産業都市を構築し、地元の誇りとなる施設になることを期待したい。

#### キーワード：

原子力人材育成、国際貢献、地域共生、グレーディッドアプローチ

## 核燃料の物質科学と新たな照射炉への期待

京都大学 複合原子力科学研究所 黒崎 健

### 1. はじめに

核燃料とは、文字通り、原子力発電所における燃料を担う物質である。様々な化学形態のウランやプルトニウムが、核燃料になりうる。軽水炉における核燃料は、二酸化ウランを小指の先ほどの大きさのペレット状に焼き固めたものである。二酸化ウラン燃料ペレットは、全長が約 4 m にもなる細長い中空のジルコニウム合金製の被覆管に挿入された形で用いられる。広い意味で、燃料ペレットと被覆管の組み合わせを核燃料と呼ぶこともある。本発表では、核燃料としてのウラン化合物の物質科学について概説するとともに、新たな照射炉に期待することを述べる。

### 2. 核燃料の物質科学

核燃料にとって熱伝導率は最重要物性値である。そのため、様々なウラン化合物の熱伝導率を正確に評価することが、核燃料の物質科学における主要な研究テーマとなる。ここで、熱伝導率評価に際して、核燃料に特有の三つの課題がある。核燃料物質であるウランの取り扱いの困難さ、高温域での情報が必要となること、照射によって大きな変化が生じること、の三つである。一つ目については、2000 年くらいから計算科学を上手に取り入れることでの研究の効率化が図られている。二つ目については、地道な実験研究の積み重ねと少しずつの発展に依存している。三つ目については、照射済燃料を模擬した物質や計算機シミュレーションによる評価等がなされているが、本質的な解決のためには、核燃料の照射試験と照射後試験が必要となる。そして、これを実施するためには、使い勝手の良い照射炉とホットラボが必要となる。

### 3. 新たな照射炉への期待

熱伝導率という観点からいうと、照射中の燃料の温度（中心、外面）を逐一測定できることは重要である。これは一つの例で、要は、様々なニーズに対して柔軟に対応できる設計になっていることが望ましい。ホットラボにおいては、照射済燃料の分析や特性評価のための最新の装置群が、ホットセル内での取り扱いに適した仕様となって、揃っていることが望ましい。なにより、照射炉とホットラボが距離的のみならず機能的にもスムーズに連結されていることが望ましい。

### 4. おわりに

核燃料の基礎研究や新しい核燃料や新しい原子炉材料の開発に際して、国内に使い勝手の良い照射炉とホットラボを持つことは必須である。新たな照射炉の実現に期待している。

#### キーワード:

核燃料、物質科学、熱伝導率、二酸化ウラン、燃料ペレット、照射挙動、照射炉

## 炉物理・臨界安全の観点から

京大 中島健

### 1. はじめに

新たな照射炉への期待として、炉物理及び臨界安全の観点から、核燃料の燃焼による組成変化データ及びMA等の核変換データの取得を挙げる。

### 2. 燃焼組成変化データ及び核変換データの取得

核燃料の燃焼による組成変化の評価精度は、原子炉の核特性や核燃料の貯蔵・輸送時の臨界安全評価にも影響を与えることから、精度向上に向けた種々の取り組みが行われている。現行の軽水炉燃料については、実機の使用済燃料の照射後試験(PIE)により、比較的多くのデータが取得されており、OECD/NEAのデータベースSFCOMPOとしてまとめられている。

我が国における原子力エネルギー利用の見通しは不透明ではあるが、今後のより安全で経済的な原子力システムの開発においては、そこで求められる新たな燃料や照射条件に対応した燃焼燃料の組成変化データを取得することが必要となる。そのためには、開発を予定している炉の中性子スペクトルを再現できるような幅広い中性子スペクトルを構築できる照射場を有することが望ましい。また、照射履歴をしっかりと得るためには、照射時の中性子スペクトル及び中性子束(フルエンス)を測定・管理することが必要となる。さらに、照射施設に加えて、照射の準備及びPIEを実施するためのホットラボ棟の付帯設備の整備並びにそれらを実施する技術者・研究者の育成(あるいは維持)が必須となる。なお、新しい照射炉の詳細は未定であるが、可能ならば照射炉自身の燃料についても、燃焼による組成変化データを取得することは、試験研究炉の燃焼計算の妥当性検証に役立つものとする。この場合、PIEのみならず、使用中燃料のガンマスペクトル測定も貴重なデータとなる。

上記に加えて、高レベル廃棄物の低減を目指した核変換システムの開発においては、マイナーアクチニド(MA)などの核変換挙動を把握する必要があるため、そのためにMA含有サンプルの照射試験も望まれる。ただし、基本的には高速炉スペクトルでの照射が必要なため、新たな照射炉でどのような照射場が構築できるかにより、実施の可能性が決まる。

### 3. まとめ

新たな照射炉への期待として、炉物理及び臨界安全の観点から、核燃料の燃焼による組成変化データの取得及びMA等の核変換データの取得の必要性と実施における概略を述べた。

#### キーワード:

燃焼組成変化、核変換、炉物理、臨界安全

## 発電炉向け研究開発における照射炉試験のニーズ

日立 GE ニュークリア・エナジー（株） 近藤 貴夫

### 1. はじめに

原子力発電所の安全性・信頼性・効率性を向上する研究開発において、中性子照射の材料への影響を確認するためには、試験研究炉を用いた照射試験が必要である。本ニーズを以下にまとめる。

### 2. 照射炉試験の必要性

試験研究炉を用いた照射試験は、1) 材料のマクロ特性データの取得、2) 中性子照射量、試験片温度、水質等の試験条件を制御した体系的なデータの取得、3) 将来起こり得る事象を把握するための加速照射試験、等のために必要である。一方、中性子照射の影響を確認するその他の方法として、廃炉材料の活用、イオンや電子線を利用した照射試験等があるが、上記 1)2)3)を同時に満たすことは不可能である。

### 3. 燃料材及び原子炉構造材に係る照射炉試験のニーズ

照射炉試験を必要とする開発テーマの例を以下に示す(震災以降中断されているものも含む)。

(燃料材)

- ・ 過渡・事故時を模擬した試験による燃料健全性確認(出力急昇, 出力サイクル, 過渡, LOCA)
- ・ 耐食性・水素吸収抑制などに優れた高燃焼度燃料向け Zr 系新材料
- ・ 事故耐性燃料 (Coated Zr 材, FeCrAl 材, FeCrAl-ODS 材, SiC 材等)
- ・ 高度化 BWR 燃料 (Spectral Shift Rod 等)
- ・ 高度化 MOX 燃料 (高富化度ペレット等)
- ・ 次世代軽水炉向け燃料材 (RBWR 向け高燃焼度被覆管及び高富化度ペレット等)

(原子炉構造材)

- ・ 高経年化評価技術の開発 (RPV 照射脆化評価技術, 炉内構造物 IASCC 評価技術等)
- ・ 溶接補修技術の開発
- ・ 耐照射劣化対策 (対 IASCC) 材料の開発

### 4. まとめ

原子力発電所の安全性・信頼性・効率性を向上する研究開発において照射炉試験は不可欠である。試験研究炉, 及びその効率的な運用の仕組みを整備することにより, これら研究開発が飛躍的に進展すると考える。

#### キーワード:

照射試験, 燃料材開発, 原子炉構造材開発

## 東芝エネルギーシステムズにおける高温ガス炉の開発と 照射試験に対する期待

東芝エネルギーシステムズ 坪井 靖

### 1. はじめに

優れた安全性と多目的利用に応える次世代炉として高温ガス炉がある。750℃以上の熱供給が可能であり、発電だけでなく水素製造や製鉄等の産業プラント熱供給等に適用可能である。以下に東芝グループの高温ガス炉における取組を紹介し、今後の開発における照射炉への期待を示す。

### 2. 東芝エネルギーシステムズの高温ガス炉への取りくみ

HTTR（高温工学試験研究炉）では、中間熱交換器（IHX）等の高温機器、反応度制御設備や原子炉出力制御機器等を納入した。また NFI より燃料を供給した。それらの設計、製造技術を確認し、性能を確認した。また高温ガス炉を用いた水素製造技術について IS 法（ヨウ素(I)と硫黄(S)による熱化学法）や高温水蒸気電解法等を自社開発し、JAEA 殿の IS 法水素製造にも参画した。また米国の NGNP 計画に参画し General Atomic 社と協力して原子炉容器や IHX 設計や水素製造プラント設計を行った。現在は、JAEA 殿との小型高温ガス炉の設計等を実施するとともに、実用炉として、HTTR より高燃焼度で熔融塩蓄熱システムと組み合わせることで再生可能エネルギーの出力変動にも対応できる調整機能を有したベースロード電源として期待される発電プラントについても富士電機と共同で設計検討を実施している。

### 3. 照射試験に対する期待

実用炉では燃料の高燃焼度化（100～160GWd/t）及びスリーブレス燃料による高性能化を目指しており、燃料の健全性確認及び照射特性の把握には照射試験と、照射後試験による各種物性の把握（熱伝導度、照射寸法変化、FP 拡散係数）等の取得が必要である。また炉心の寿命は HTTR より延びることから、黒鉛の照射下での健全性確認の為のデータの取得が必要である。これについては JMTR 等の照射炉での照射及び照射試験が必須であり、今後の施設の整備が期待される。

### 4. まとめ

優れた安全性と多目的利用に応える次世代炉高温ガス炉については、実用化における燃料の高燃焼度化等の対応の為、照射データの拡充・整備が求められている。この為の JMTR の照射試験への寄与は大きいものと考えられ、施設の整備が期待される。

#### キーワード：

高温ガス炉、TRISO 燃料、高燃焼度

## 第 2 部

### 産業利用における利用ニーズ

## 国内における放射性同位元素の医療利用と取り巻く課題

(公社) 日本アイソトープ協会 医薬品部 中村 伸貴

### 1. はじめに

国民の健康維持に不可欠な核医学診療には放射性同位元素を含んだ放射性医薬品が必要である。放射性医薬品は含まれる放射性同位元素からの放射線を利用して診断や治療に用いられるが、そのほとんどに半減期（放射能が半分になる期間）が数時間から数日の放射性同位元素が利用されている。そのため医薬品としての有効期限も一般の医薬品と比べてかなり短く、長期間在庫することができないので、この原料である放射性同位元素を適宜確保し、それらを使ってほぼ毎日医薬品を製造して病院に届けることが必要となっている。この放射性医薬品の中でも最も多く利用されている放射性同位元素は  $Tc-99m$  であるが、半減期は約 6 時間と短く、医薬品の製造にあたってはこの親核種である  $Mo-99$ （以下モリブデン）から抽出して利用されている。

### 2. モリブデン原料の供給状況

現在モリブデン原料のほとんどは原子炉で製造され、国内で利用されるモリブデン原料の 100%が海外の原子炉での製造に依存している。いくつかある海外のモリブデン原料製造原子炉のほとんどは稼働後 50 年以上経過しており、近年は度々トラブルが発生している。また原子炉で製造されたモリブデンは医薬品の原料とするために精製を行う必要があり、その精製工程においてもトラブルが発生するなど、様々に困難な状況に直面している。加えて我が国ではモリブデン原料確保の生命線となっている航空便においても、災害や今我々が直面している新型コロナ感染症の影響により、運航停止や減便などでモリブデン原料の安定的な確保に大きな課題となっている。

### 3. モリブデン原料の国産化にむけた対応の急務

OECD/NEA の報告書によると 2024 年ごろから世界におけるモリブデンの製造量が急速に減少することが予測されている。我が国におけるモリブデンの必要量は今後大きく変わらないと予想され、モリブデン原料の安定的な確保は喫緊に対応すべき課題となっている。過去においては JMTR を利用したモリブデンの国産化が検討されたが、廃炉決定に伴い棚上げとなっている。当面海外からの調達に依存せざるを得ないが、近々再稼働が期待される国内の研究用原子炉によるモリブデンの国産化実現に向けた取り組みを進め、少し先の将来においては新たな照射炉にてモリブデン必要量の多くが国産で賄われ、安定的な確保の確立と放射性医薬品の持続的な供給を可能することによって、国民の健康に貢献できることが今の我々に課された責務である。

#### キーワード：

放射性医薬品、モリブデン、国産化

## 医用放射性同位元素の国産化へ向けた取り組み

一般社団法人日本医用アイソトープ開発準備機構（JAFMID） 諸岡健雄

### 1. 背景

わが国において、がんは死亡原因の第1位であり、がんによる死亡者数は37万人を超え（2018年）、今や3人に1人ががんにより亡くなっている。また、がん患者数は増加の一途をたどり、国民の2人に1人が生涯に一度はがんにかかるとなった。その一方で、日本では放射性医薬品の開発が遅れており、海外で実施可能なRI内用療法が国内で受けられないという課題があるとされている。新しい放射性医薬品の国内での開発を妨げる要因のひとつとして、原料の多くを国外からの輸入に頼っており安定供給が難しいことが挙げられている。JAFMIDは、わが国のがん患者が安心して効果的な診療を受けられる環境を支えるため、放射線医薬品の原料の供給を目指すための技術的、行政的、政治的及び事業的な議論のプラットフォームを提供することを目指している。

### 2. 取り組みの方向性

Mo-99の効率的かつ安定的な供給を図るべく検討を行っている。例えば、発電炉1基を用い、既存の炉内計装管内にモリブデンターゲットを挿入し照射することで、国内Mo-99需要の50%以上の供給が可能となるものと考えられている。

医用利用上の有用性が注目され、Ac-225の需要は近年世界的に高まっている一方で、国内への供給量は極めて限られている。現在、高速炉を用いてRa-226を照射してAc-225を得る方法、及び、Th-230を軽水炉で照射して得られるTh-229をAc-225ジェネレーターとして用いる方法（「アクチニウム225の生成方法」特願2020-171194）の両面から技術的な検討を行っている。

### 3. 検討の枠組み等

事業化の推進体として、日本医用アイソトープ株式会社（NucMed）を設立。（2020年1月）  
日本アイソトープ協会及び千代田テクノルが中心となり、JAFMID及び日本放射性医薬品協会が参加し、「モリブデン等の安定確保に向けた検討委員会」としてロードマップの検討を開始。（2020年4月）

東京都市大学、日本原子力研究開発機構、三菱重工業株式会社、金沢大学及びNucMedの共同研究「国内の原子力インフラを活用した医用RIの自給技術確立に向けた研究開発」を文部科学省国家課題対応型研究開発事業「原子力システム研究開発事業（ボトルネック課題解決型）」として開始（2020年度）

### キーワード：

医用放射性同位元素、Mo-99、Ac-225

## RI 製造の現状と展望 (株)千代田テクノル 河村 弘

### 1. はじめに

RI 製造は、国民の安全・安心を担保する上で非常に重要な事業であり、試験研究炉の設置目的の一つでもある。特殊法人の整理合理化により、日本原子力研究所が行ってきた放射性同位元素の製造頒布事業が弊社に技術移転されて 20 年が経過した。本発表では、これまでの経験・知見を基に RI 製造の現状と展望について概説する。

### 2. 現状と展望

#### (1) $\alpha$ 核種

飛程が短い  $\alpha$  線を放出するので、強力に細胞内の DNA を破壊し、正常組織に対する放射線影響も最小限に抑えられるため、現在よりも腫瘍だけを集中的に攻撃する効果的な治療が期待される。2016 年から、 $\alpha$  核種 ( $^{223}\text{Ra}$ ) を用いた治療が国内でも開始され、需要は増大傾向にあり、今後は、特に  $^{225}\text{Ac}$  の需要が高まるものと思われる。

#### (2) $\beta$ 核種

$^{90}\text{Y}$  や  $^{89}\text{Sr}$  のような  $\beta$  線のみを放出する核種と、 $^{131}\text{I}$ 、 $^{177}\text{Lu}$  や  $^{186}\text{Re}$  のような  $\beta$  線と  $\gamma$  線を同時に放出する核種がある。後者は治療だけでなく、診断にも利用可能である。今後、 $\beta$  線エネルギーの異なる  $\beta$  核種の開発が推進される。

#### (3) $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$

同核種は、がん、アルツハイマ病、心臓病等の診断に必要不可欠な核種であり、100%輸入である。研究用原子炉が廃止されていくと、最悪、右図のように 2024 年頃から供給が滞りはじめる。今後、 $^{99}\text{Mo}$  の安定確保に関するアクションプランを産学官共同で策定することが急務である。



### 3. まとめ

- ◇ 海外の情勢を見ても、RI 製造のための研究用原子炉利用が、今後 10~20 年で需要が無くなることはないと思われる。
- ◇ 産業界が利用するか否かは、原子炉の稼働率と利用料金にかかっている。
- ◇ RI の国内炉生産は、輸送費低減や輸送手続き簡略化による製造コストの削減、輸送リスクの低減等により、RI 安定供給の実現に大きく寄与するものである。
- ◇ 医療用 RI の国内利用予想としては、主としてがん治療用の  $\alpha$  核種や各種診断用の  $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$  が、また工業用 RI の国内利用予想としては、主として非破壊検査用  $^{192}\text{Ir}$  の製造が最も留意すべきものになると思われる。なお、10 年経てば、RI 製造で用いられている世界の研究用原子炉の数は老朽化等により激減するので、国外のニーズ調査（世界の需要を担う研究用原子炉）も併せて行う必要があると思う。
- ◇ 特に、 $^{99}\text{Mo}$  の安定確保のための照射利用に関しては、2024 年頃からの供給減少に備え、JMTR 後継炉利用を含めたアクションプランを産学官共同で速やかに策定し、国の必須医薬品として達成目標の共有化を図る必要がある。
- ◇ RI の安定供給による国民の安全・安心確保の視点から、トラブルによる国内炉停止を念頭においた「2 基の国内炉運転体制の構築(例、JMTR 後継炉ともんじゅサイト新設研究炉の利用)」が実現すれば、RI 製造利用の幅はさらに広がると思われる。

キーワード：

RI 製造、 $^{225}\text{Ac}$ 、 $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ 、 $^{192}\text{Ir}$ 、国の必須医薬品、新アクションプラン作成

## 第 3 部

科学技術・学術研究における利用ニーズ

## 学術における照射炉利用研究ニーズ —東北大金研の共同利用研究を中心に—

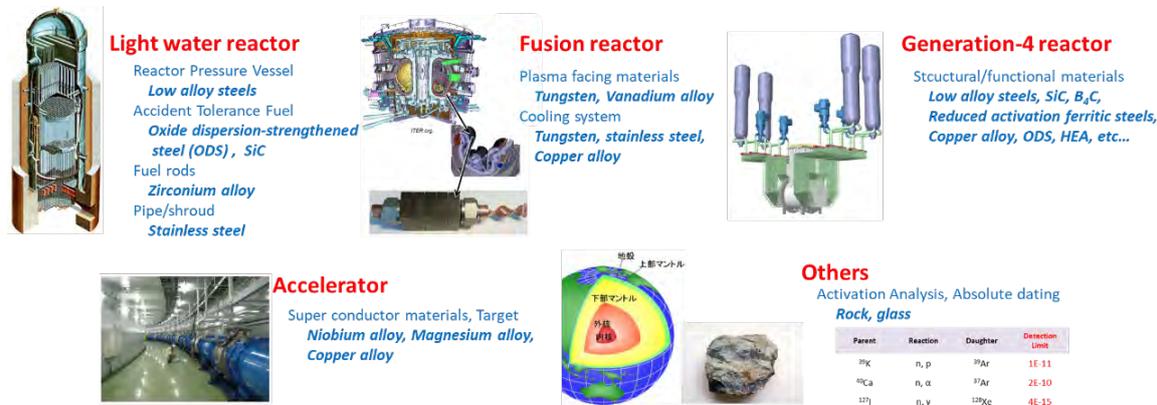
東北大金研 永井 康介

### 1. はじめに

東北大金研 附属量子エネルギー材料科学国際研究センター（大洗センター）は、1969年に設置された前身の附属材料試験炉利用施設時代より、JMTR を中心とした照射炉を利用した学術研究の全国共同利用施設として、JAEA との密接な協力関係を基に、キャプセル開発から照射後試料の最先端の分析まで、様々な学術研究に貢献してきた。また、2008年のJMTRの停止以降は、共同利用者の照射ニーズに応えるため、海外の研究機関と学術協定を結び、海外炉による代替照射を行ってきた。本講演では、大洗センターにおけるこれらの取り組みを紹介し、共同利用・共同研究における照射炉利用研究ニーズと、国内照射炉の必要性について述べる。

### 2. 東北大金研の全国共同利用における照射炉利用材料研究

図1に最近の主な照射材料研究を示す。50年間で研究のトレンドには様々な変化が見られたが、軽水炉、Gen-IV、核融合炉材料、放射化分析など幅広い研究が行われている。また、近年は照射温度や環境を精密に制御した照射が強く求められている。



### 3. 学術研究における国内照射炉の必要性

上記の共同利用研究の試料をとりまとめて海外炉に照射依頼をするだけではなく、例えばベルギー-SCK・CENのBR-2に教員が長期滞在し、新しい照射キャプセルの共同開発を行っている。先端の材料照射研究にはこのような取り組みが欠かせないが、国内炉と比べて多大な労力、時間、費用がかかる。また、照射領域の確保においても我が国の研究者の希望通りになるわけではない。研究の質・量共に国内炉が欠かせないことは明らかである。

#### キーワード：

照射後実験施設、代替海外炉利用、キャプセル共同開発

## 国際共同研究における海外炉を用いた材料照射研究の課題から考える 国内炉の必要性

京都大学 エネルギー理工学研究所 檜木達也

### 1. はじめに

材料は中性子照射により、寸法変化、物理特性、強度特性等に大きな影響を受ける。それに伴う腐食などの耐環境特性も大きく影響を受ける。先進炉や核融合炉等の特に照射量が大きい環境では、中性子照射の影響を考慮しない設計は成立しない。先進材料の開発には中性子照射試験は不可欠である。これまでに JMTR、JOYO が使用できなくなっただけならず、米国における HFIR、MITR、ベルギーにおける BR2 による中性子照射試験を行ってきた。本講演では海外炉の利用を通して見える国内炉の必要性に関して述べる。

### 2. 海外炉における中性子照射研究と課題

日米科学技術協力事業核融合分野においては、継続的に米国の HFIR を利用した共同研究を行っている。HFIR は広い温度範囲での照射が可能であり、鉄鋼材料で求められるような 300°C 程度や、セラミックスやタングステンで求められる 1000°C を超えるような温度においても照射が可能である。MITR や BR2 による照射は、米国や EU のプロジェクトへの材料提供という形で進め、軽水炉条件での照射を行っている。米国や EU のプロジェクトへの材料提供の場合、結果は得られるものの、計画への関与は限られ、日本に試料を送付しない限り、直接照射後試験に関わることは出来ない。日米科学技術協力事業では、共同で計画の立案を行っており照射条件等も共同で決定できる。照射後試験は基本的に米国での実施となるが、研究者が直接実施することができる。しかしながら、照射試験技術や照射後試験技術は米国に蓄積されることになる。照射後試験を直接行える場合もコストや距離を考えると非常に限られてしまう。

### 3. おわりに

HFIR や BR2 においては、明らかに照射試験、照射後試験技術の向上が見られ、多くの若い世代の関与が見られ、照射研究の進展がみられる。日本は、この 10 年の間においても明らかに照射研究に関与する人材は減少し、日本のプレゼンスは低下している。実際に照射材料を取り扱ったことのある人材も減少しており、海外炉のみの中性子照射では、机上での材料挙動を理解することは可能かもしれないが、照射試験や照射後試験に直接関与し、実際の材料を理解する人材の育成は限られてしまう。軽水炉から先進炉、核融合炉に対応する幅広い温度域や環境で中性子照射を行うための国内の試験炉の導入を基軸とした照射研究に関する人材育成が必要である。

#### キーワード：

海外炉、材料の照射効果、国際共同研究、人材育成

## 国内における照射材料研究の現況と方向性

北大工学研究院 橋本 直幸

### 1. 緒言

耐照射特性に優れた材料の開発が最重要課題の一つであるとの認識を共有し、これまで模擬照射試験結果から類推した材料照射データの評価・整備が進められてきたが、実際の核融合炉環境が存在しない現状では、核融合条件の照射損傷及び照射脆化に関する情報を模擬照射試験結果から類推せざるを得ない。本講演では、種々の核融合炉用材料のうち、第一壁・ブランケット構造材料及びダイバータ材料に焦点を絞り、国内の大学等で進めている低放射化フェライト鋼、タングステン、及びSiC/SiC 複合材料の研究開発の現状と展望をまとめた。

### 2. 低放射化フェライト鋼の研究開発 (北大, 東北大, 東大, 京大, 九大, 他)

低放射化フェライト鋼とは、Mod9Cr 耐熱鋼をベースに、核変換で短寿命の放射性核種となる元素に置き換えたフェライト鋼で、特にF82H (Fe-8Cr-2W-0.2V-0.04Ta-0.1C) 鋼を中心に製造実績や耐照射性に関するデータベースの拡充が進んでいる。物理特性は本質的にFe のそれに準じ、熱伝導率は銅合金の1/10 程度しかないので、定常熱負荷が厳しい部位 (ダイバータ等) では肉厚1mm 以下の円管しか成立せず、耐蝕性が極めて大きな問題となる。

### 3. タングステン材料の研究開発 (北大, 東北大, 京大, 静岡大, 富山大, 近大, 他)

金属元素中最高の融点を有するタングステン(W)は高密度で重く加工性が乏しいため、圧力境界の構造体以外で高熱伝導性が望まれる部位に利用する。粉末焼結と熱間圧延で製造されたWは工業用厚板材と同レベルの性能を有するが、さらなる健全性の担保には再結晶温度、DBTT及び高温強度の上昇が必要である。

### 4. SiC/SiC 複合材料の研究開発 (北大, 室工大, 京大, 他)

SiC/SiC 複合材料は、セラミックス繊維で複合材内部を強化することで軽量性、高硬度及び高温安定性などの性能と擬延性を有する。この材料の利点は、低誘導放射能・低崩壊熱特性による放射性廃棄物の低減である。また、核融合のみならず軽水炉の事故耐性燃料、航空機のロケットエンジン部材など、幅広い産業での実用化も視野に入り、核融合炉材料研究で蓄積する多くの共通基盤技術の波及効果が期待される。

### 5. 大学における照射材料研究開発

大学における炉材料照射研究には、常時利用可能な核分裂中性子照射場は勿論、機械的特性試験からナノスケールの微細組織解析が一貫して行うことが可能な、東北大金研附属量子エネルギー材料科学国際研究センターのような共同利用施設が必要不可欠である。

#### キーワード:

低放射化、フェライト/マルテンサイト鋼、タングステン合金、SiC/SiC 複合材料

## 核融合炉材料分野に想定される利用ニーズ

東北大金研 笠田 竜太

### 1. 核融合原型炉開発ロードマップおよびアクションプラン

わが国の核融合炉開発は現在 ITER 計画を主軸とする第 3 段階にあるが、その後を見据えたロードマップについては、「原型炉研究開発ロードマップについて (一次まとめ)」として、2018 年 7 月 24 日に文部科学省科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 核融合科学技術委員会にてまとめられた[1]。これは、2017 年 12 月に同委員会において策定されたアクションプラン [2]に基づいている。アクションプランは、核融合炉実現に向けて必要な核融合原型炉設計活動を中心として多岐にわたる要素技術開発項目から、社会受容性向上のための方策まで広く必要事項を網羅している。この中の項目として、「核融合炉材料と規格・基準」が挙げられており、原子炉照射の必要性が示されている。

### 2. 照射炉への期待

核融合炉の第一壁材料は、重水素と三重水素の核融合炉反応によって生じる 14MeV という高エネルギーの中性子によって、核分裂炉構造材料をはるかに超える照射損傷を被ることになる。これまでに、ブランケット構造材料として開発が進められている低放射化フェライト鋼の照射データベースは、初期の低損傷領域については JMTR を用いて進められたが、重照射領域については米国の FFTF や HFIR が中心的に用いられてきた。一方で、アクションプランにも示されているように、溶接部や被覆部のデータベースは殆どなく、新たな照射ニーズが存在している。また、原型炉計画後半に想定されている先進ブランケットに用いられることが期待される先進材料(酸化物分散強化鋼、バナジウム合金、セラミックス材料等)についても照射データの拡充が必要である。更に、ダイバータと呼ばれる高熱流束機器に用いられるタンゲステン合金や銅合金の照射データも必要となっている。構造材料だけではなく、ブランケットにおける燃料増殖材となるリチウム材料や中性子増倍材であるベリリウム合金のような核的材料、プラズマ計測制御に必要となる機能材料の照射データも必要となる。

以上のように、核融合炉材料開発にとっても照射炉の重要性は公的に示されており、わが国独自のニュークリアエネルギー技術とするためには、わが国独自の照射炉が必須であると言える。当日は、照射炉に要求するスペックについて議論を深めたい。

#### 参考資料

[1][https://www.mext.go.jp/component/b\\_menu/shingi/toushin/\\_icsFiles/afieldfile/2018/11/08/1408259\\_1.pdf](https://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/_icsFiles/afieldfile/2018/11/08/1408259_1.pdf)

[2][https://www.mext.go.jp/component/b\\_menu/shingi/toushin/\\_icsFiles/afieldfile/2019/01/24/1412802\\_1.pdf](https://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/_icsFiles/afieldfile/2019/01/24/1412802_1.pdf)

キーワード: 核融合炉、核融合炉材料

## 国内外のイオン加速器等によるシミュレーション照射の動向と 照射炉実現までの相互補完について

北大院工エネマテ 柴山環樹

### 1. はじめに

イオン加速器を利用した材料照射研究は、「重イオン照射は中性子照射に比べて、高い中性子照射量に相当する照射損傷を模擬するには、極めて短時間の照射でよい。」[1]や「しかし、中性子照射とイオン照射との相関性および等価性については、実験と理論の両面からつめる必要があり、今後ますます研究が進むものと考えられる。」[1]の考えの下、半世紀近く研究が継続されている。現在でも、高速炉や核融合炉材料の新しい材料の合金設計や微量添加元素のスクリーニングにイオン加速器は必要不可欠な装置である。高エネルギーの電子照射が、空孔と格子間原子の対形成のみであるのに対してイオン照射は、中性子と同様なカスケード損傷を生じることがメリットで電子励起効果も、軽水冷却の発電用原子炉の燃材料の挙動解析には重要なためシミュレーション照射研究に使用されている。本講演では、国内外のイオン加速器等によるシミュレーション照射の動向について概説し、試験炉実現までの相互補完について議論する。

### 2. 最近の国内外のイオン加速器等によるシミュレーション照射の動向

国内のイオン加速器を用いた材料照射研究の創成期には、当時の原研と金材技研の共同でプロトンを用いたクリープ試験装置の開発等も行われたが、現在、材料照射研究で共用されている大学の装置は、HV社のタンデム加速器（九大応力研）とシングルエンドのイオン加速器を連結して $(n, \alpha)$ 反応を模擬し、炉型によって異なるHe生成率を模擬したデュアル照射が可能な装置（東大東海HIT、京大エネ研DuET）がある。原子力機構のタンデム加速器、QST高崎のTIARA施設や若狭湾W-MASTでは、最近のADS材料から幅広い分野の材料照射研究が行われ、東北大でも震災後新設され増強されている。照射後の微細組織は最新の収差補正STEM/EELSや3Dアトムプローブによる評価、機械的特性は、FIBで作製したミニチュア引張試験やカンチレバーの曲げ試験、ナノピラーの圧縮試験に加えナノインデントを用いた評価など、創成期には困難なことがほぼ実現しつつある。しかしながら、イオン照射は、損傷分布が試料内部に分布を持つことから、エネルギーディグレーダーを用いた均一化や積極的に利用して深さ分布の評価をする研究も進められている。海外には、国内のようなデュアル照射施設が無かったが、フランスサックレー研究所にトリプルビーム施設（JANNuS）が稼動し、英国や米国では、既設の加速器に200kVのイオン加速器を連結したin-situ TEMを整備している。北大では、2台のイオン加速器にレーザーを連結した複合量子ビーム超高压電子顕微鏡が稼動中である。Ionization-induced annealingやレーザー駆動パルス電子源による高速TEMによる点欠陥形成・成長の素過程の可視化など新しいサイエンスの扉も開き、試験炉実現までの相互補完環境は整っていると云える。

**キーワード：**イオン加速器、シミュレーション照射、He生成率、カスケード、電子励起

[1] 長崎隆吉, 日本原子力学会誌, 15(7) (1972) pp.458-468.

## 第 4 部

### 新たな照射試験炉の検討

## 国内外の状況を踏まえた新たな照射試験炉の在り方

東京大学名誉教授 寺井 隆幸

原子力機構「JMTR 後継炉検討委員会」事務局※

### 1. はじめに

平成 30 年 7 月に閣議決定された第 5 次エネルギー基本計画において、原子力は「安全性・信頼性・効率性の一層の向上」、「再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進」、「人材・技術・産業基盤の強化に直ちに着手し、安全性・経済性・機動性に優れた炉の追求、バックエンド問題の解決に向けた技術開発を進めていく」とされた。

一方、原子力機構では、平成 29 年 4 月に施設中長期計画を公表し、高経年化した原子力施設を廃止することが決定された。特に、我が国で照射機能を有する材料試験炉(JMTR)も廃止施設と決定されたが、文科省原子力科学技術委員会原子力研究開発基盤作業部会の「中間まとめ」において、我が国が持つべき原子力研究開発機能が示され、短期・中期・長期的な視点で対応をとることとなったため、原子力機構内に JMTR 後継炉検討委員会を設置し、長期的視点である JMTR 後継炉について、利用ニーズ、国内外の試験研究炉等の調査を行い、新たな照射試験炉の在り方についての検討を行った。

### 2. JMTR 廃止決定の影響と国内外の調査結果

JMTR 廃止は、安全性研究、人材育成、産業利用に大きく影響する。エネルギー基本計画に示されている軽水炉の安全性、信頼性・効率性向上のための技術開発や新型炉開発においてはその照射場がなくなり、実用的なデータの取得が出来なくなった。また、運転技術や研究開発を行う人材を育成することも困難となっている。さらには、工業用・医療用 R I 製造も海外に依存するしかない状況である。海外においても、高出力照射試験炉が高経年化により相次いで廃止されるとともに、現在稼働している多くの照射試験炉が今後 10 年で運転年数 60 年を経過し、廃止の可能性が高くなっている。現在、世界で建設されている照射試験炉は JHR(フランス)と RA-10(アルゼンチン)の 2 基であるが、規制強化等の問題で建設工期が大幅に遅れている。このような背景から、海外炉に多額の資金投資を行うことも難しい状況と考えられる。日本においても、もんじゅサイトの試験研究炉の建設のための概念設計が開始されたが、熱出力は数~10MW の中性子ビーム利用を主目的としている。しかしながら、この試験研究炉を活用して、これまでの研究開発で培った技術を維持・高度化するための基礎基盤技術の確立も行いつつ、社会的要請を実現するためには、新たな照射試験炉の検討も必要不可欠であるといえる。

### 3. 新たな照射試験炉の必要性と実現に向けた検討課題

JMTR 後継としての新たな照射試験炉は、高出力の試験研究炉であるため、多額の建設費が必要となる。このため、社会的要請を踏まえた利用ニーズをさらに調査し、海外で建設されている照射試験炉やもんじゅサイトの試験研究炉との関係を踏まえた位置づけを明確にすることが重要である。また、これまで JMTR で蓄積した照射技術を継承・維持しつつ、より高度な照射技術を開発することが要求されることから、他の炉とは異なった特徴を有する照射試験炉であることを明示することにより、国内外との連携を強化し、中核的な研究施設とするような運営方針の構築を検討する必要もある。特に運用にあたっては、国内外の研究者・技術者等の意見を踏まえつつ、その運営形態や利用料金・稼働率向上などの課題を解決することが望まれる。

**キーワード：試験研究炉、照射試験炉、利用ニーズ**

※：神永雅紀、楠 剛、土谷邦彦、那珂通裕、山浦高幸

## JMTR 後継となる新たな照射試験炉の建設に向けた検討状況

原子力機構 神永 雅紀、竹本 紀之、綿引 俊介

### 1. はじめに

原子力機構大洗研究所に設置されている材料試験炉 JMTR は、昭和 43 年に初臨界を達成して以来、発電用軽水炉燃料、材料照射試験、RI 製造等に利用され、我が国の原子力研究開発に多くの貢献を行ってきた照射試験炉であった。平成 18 年に一旦停止し、再稼働に向けて平成 19 年度から 4 年間をかけて改修を行ったが、平成 23 年 3 月 11 日の震災により再稼働できず、その後、平成 25 年 12 月に施行された新規制基準に対応するためには、平成 28 年時点で、さらに約 7 年と約 400 億円が必要であること、再稼働後の高経年化対応継続等を考慮する必要があることから照射試験を高稼働率で実施できないこと等が判明した。このような状況を踏まえ、原子力機構は平成 29 年 4 月公表の「施設中長期計画」において、JMTR を廃止検討施設として位置付けた。

一方、平成 30 年 4 月に策定された原子力科学技術委員会原子力研究開発基盤作業部会の中間まとめにおいて、我が国の照射試験炉利用に関する長期的な展望から、「原子力機構は、照射機能の重要性や海外施設利用に係る課題を認識しつつ、関係機関の利用ニーズを踏まえ、共働して JMTR 後継としての安全研究や材料照射研究を担う新たな照射炉の建設に向けた検討を進める。」との方針が示された。このような背景から、原子力機構は、「JMTR 後継炉検討委員会」（以下「後継炉検討委員会」という。）を理事長の下に設置し、JMTR の後継となる新たな照射試験炉（以下「新照射試験炉」という。）の建設に向けた検討等について討議を進めてきた（これまでに平成 31 年 3 月 26 日、令和元年 7 月 1 日及び令和 2 年 9 月 3 日の計 3 回開催）。

### 2. JMTR 後継となる新たな照射試験炉の概略仕様の検討状況

原子力機構では、後継炉検討委員会の下で文献調査や後継炉検討委員会委員、研究者、事業者等へのヒアリング・アンケート等による社会的要請・利用ニーズの調査を行い、新照射試験炉に要求される中性子束、温度条件、照射雰囲気、同時照射孔数等の照射性能について検討し、「新照射試験炉が担うべき照射性能」として整理した。また、新照射試験炉の概略仕様を検討するうえで、(1) 新照射試験炉が担うべき照射性能の他、(2) 照射利用の早期開始、(3) 利用性、(4) 将来

のニーズの変遷への対応についても考慮する必要があることがわかった。これらを踏まえて新照射試験炉の概略仕様について検討した結果について報告する（図 1 参照）。

### 3. 今後の予定

新照射試験炉の概略仕様の検討結果については、「新たな照射試験炉の建設に向けたワークショップ」の結果を踏まえて必要に応じて見直し、令和 2 年度中に文部科学省に報告書を提出予定である。

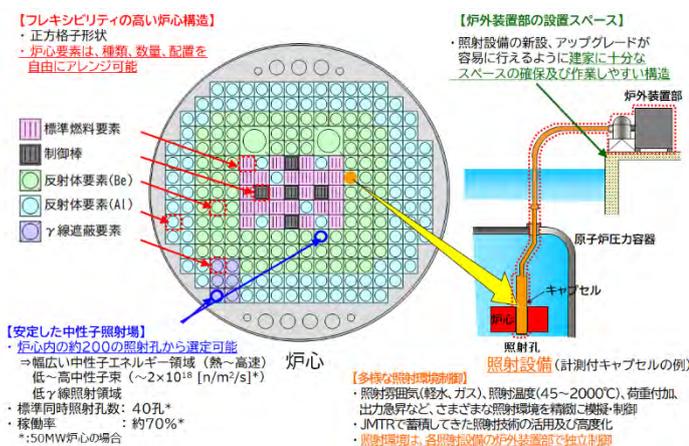


図 1 新たな照射試験炉の概略検討

キーワード：JMTR、照射試験炉、概略仕様