

# 核融合炉の保全技術確立に向けた開発計画

## Action Plan towards Establishment of Maintenance Technology for Fusion Reactors

(株)ODAC	岡野 邦彦	Kunihiko OKANO	Nonmember
東北大学	笠田 竜太	Ryuta KASADA	Nonmember
量研機構	飛田 健次	Kenji TOBITA	Member

Abstract (Times New Roman 10pt) should be about 150 words.

A core machine in the present state of the fusion energy development is ITER. In the next step, of which the goal is net electric power generation with an acceptable availability, the core machine is a DEMO reactor and the plan towards it is drawn up by the committee of the MEXT. The action plan towards the DEMO is composed of 12 issues and two issues of them are related to the maintenance technology. In this paper, we are briefly reviewing those issues in the action plan.

**Keywords:** Tokamak, Roadmap, Fusion Materials, Fusion Regulation, Ferritic Steel, A-FNS, Neutron Source

### 1. 我が国の核融合開発の経緯

我が国の核融合研究開発は、平成4年の原子力委員会による決定「第三段階核融合研究開発基本計画」[1]に沿って実施されている。この第三段階の中心となる装置は、実験炉 ITER (イーター) である。ITER は、磁場によって高温プラズマを閉じ込めるトカマク型とよばれる方式で、核融合反応により、約 50 万キロワットの熱出力を取り出せる計画になっており、出力規模としては実機レベルに近い。現在、フランスのカダラッシュに国際協力で建設中で、2025 年頃の完成を目指している。

平成 17 年の原子力委員会核融合専門部会の決定「今後の核融合研究開発の推進方策について」[2]では、ITER と同じトカマク型の原型炉計画を中核とする「第四段階」に向けた具体的な方針が示された。

平成 21 年の原子力委員会核融合専門部会の報告書「原子力政策大綱等に示している核融合研究開発に関する取組の基本的考え方の評価について」[3]では、原型炉の実現に向けたロードマップを策定した。

平成 26 年には「原型炉開発のために必要な技術基盤構築の中核的役割を担うチーム」が、核融合原型炉の開発に必要な技術基盤構築の在り方を、我が国の核融合コミュニティの総意を踏まえて検討し、「合同コアチーム報告」[4]を取りまとめた。

この報告を受け、平成 27 年 3 月において、核融合研究開発の総合的な進捗状況等を俯瞰的に把握し、アクションプランの策定をはじめとする事項を審議する「原型炉

開発総合戦略タスクフォース」(以下 TF) が、核融合科学技術委員会 (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)のもとに設置された。また、TF の指導のもとに、オールジャパン体制により原型炉開発の技術基盤構築を進めることを目的に、「原型炉設計合同特別チーム」(特別チーム)が結成され、原型炉の概念設計及び研究開発が進められている。

なお、筆者の岡野は TF 主査、笠田は TF 副主査で、また、飛田は 2019 年 3 月まで特別チームのチームリーダーを務めてきた。

このような原型炉開発に向けたこれまでの種々の検討を参照しつつ、最新の研究開発の進捗状況と ITER 計画を始めとする内外の状況を考慮した、原型炉研究開発についての報告書として、核融合科学技術委員会により平成 29 年 12 月に決定されたのが、「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」[5]であり、それに付随する形で、「原型炉開発に向けたアクションプラン」とその「項目別解説」[6]が公開されている。

平成 30 年度には、上記アクションプランに基づき、開発の優先度やマイルストーン、国際協力項目なども含めて総合的に開発工程をまとめた原型炉開発ロードマップの構築が行われた[7]。

### 2. 原型炉に向けたアクションプラン

核融合原型炉開発に向けたアクションプラン[6]は、原型炉設計を含めた 15 の原型炉開発の技術分野から構成されている。

原型炉設計は開発全体を統括する意味から0番とし、以後、1.超伝導コイル、2.ブランケット、3.ダイバータ、4.加熱・電流駆動システム、5.理論・計算機シミュレーション、6.炉心プラズマ、7.核融合燃料システム、8.核融合炉材材料と規格・基準、9.安全性、10.稼働率と保守性、11.計測・制御、12.社会連携、13.ヘリカル方式、14.レーザ方式 となっている。

13と14については、それぞれの方式の原型炉開発ではなく、トカマク原型炉への学術的または工学的寄与が可能な項目が記載されている。15番に「参考」としてレーザ方式特有の開発項目も添付されている。

12番に社会連携が各技術項目と同等の重要度で記載された点には注目されたい。社会への説明責任を果たすと同時に、社会のニーズや動きを正しく把握し、一般社会（他学界も含む）との連携を強めていかなければ、核融合原型炉の建設はできないと認識のもとに導入された非常に重要な項目である。

核融合炉の保全に特に関係する項目としては、「8.核融合炉材材料と規格・基準」と、「10.稼働率と保守性」である。

アクションプランは以下4つの期間ごとに示されている。

#### ① 2015年～2020年頃

これはすでに実施中、またはすぐに開始すべきアクションである。2020年頃に第1回C&Rを実施して進捗を確認する。

#### ② 2020年頃～2025年頃

2025年に予定されるITERの運用開始から数年以内に実施される第2回C&Rまでに確認すべき、または完了すべきアクションが示されている。

#### ③ 2025年頃～2035年頃

ITERのDT燃焼実現の確認後に行われる原型炉建設への移行判断までに実施/完了しておくべきアクションが示されている。2025年頃以後、一部の中規模R&Dは順次実施に移していく必要がある。

2035年頃に予定されるITERの燃焼確認後、速やかに第4段階への移行判断を行う必要があるが、その移行には、ITERの自己点火実験の成功と、国内に建設中の超伝導定常トカマクJT-60SAによる成果の達成が必須である。加えて、いくつかの工学実証のための設備も必要である。

保守に関しては、原型炉の建設判断前には、原型炉の保守システムを実機大で実証確認する設備が必要と考えられている。

今後、これらの開発を遅滞なく進め、2040年前後には原型炉の建設に入りたい。原型炉の運用開始後は、10年程度で、安定した電気出力、商用化に十分な設備利用可能率(Availability)、持続運用可能なトリチウム増殖率、そして保守を含めた十分に信頼性の高い運用性の実現を示す必要がある。商用化への道を開くのが原型炉の役割であり、その中において、保守・保全技術の確立は、必須課題の一つと言える。

## 2. 保全技術のアクションプラン概要

以下では、前節で述べたアクションプラン項目のうち、保全に関連する項目、すなわち「8. 核融合炉材材料と規格・基準」、「10. 稼働率と保守性」の部分について、その概要を示す。

アクションプラン[7]に示された計画は、技術項目別に詳細なリストになっているが、図1はそれを非常に簡略化して示したものである。

以下では、アクションプランと記載順は逆だが、まず先に、稼働率と保守性について示し、そのあと、核融合炉材開発と規格・基準の項目を示すことにする。

### 2.1 稼働率と保守性の項目

図1に示されている計画項目の具体的内容は概略以下のとおりである。

#### 炉構造・保守方式の決定とR&D対象の選択

保守方式については炉構造・主要パラメータとのバランスを考慮して検討を行い、暫定する。暫定といえども以降のR&Dのベースとなるため、速やかに、かつ慎重に暫定する。保守方式、炉構造・パラメータにあわせて保守対象・技術・作業内容の検討を行い、設計として対応すべき範囲とR&Dが必要な範囲に仕分け、R&D範囲と開発目標を明確化する。

2020年ころまでには、保守方式の比較評価を含めて炉構造・パラメータを検討し、保守方式(暫定案)とともに決定する必要がある。

#### 炉停止期間最適化

検討・選択したR&D範囲に対して開発目標を設定しており、その開発目標を設計条件として保守作業手順の設計検討を実施する。炉停止期間については保守方式を暫定する段階で稼働率の観点から検討されているが、R&Dの開発目標(性能及び開発期間)との整合性を再確認する。

2025頃を目安に、炉設計の進捗、保守技術の調査、開発ロードマップの策定結果を踏まえて、保守方式の見直しを行う。見直し結果を受けて、大型保守技術開発施設的设计、機器開発計画へのフィードバックも行う。

#### バックエンドシナリオ検討

実用炉におけるバックエンドシナリオを見据えつつ、原型炉固有のバックエンドシナリオ(放射性廃棄物の処分・再利用基準、廃炉方法など)を検討する。廃炉については特に原型炉プラント設計に影響する部分のみ抽出し、原型炉設計に反映する一方、2025年頃の間C&Rに向けて経済性の概略評価、後述の検討に資するための廃棄物量、処理方法については具体的な方針の検討を行う。

## バックエンドの検討

バックエンド検討を通じて提示された廃棄物量、処理方法、現行の法・技術に照らして法規制化を念頭に処分方法・対象、再利用方法・対象を検討する。法規制準備として、放射性廃棄物の処分・再利用の基準を策定する。移行判断前の放射性廃棄物の処分・再利用についての基準設定は、核分裂炉に対する基準設定手順を基に原子力機構、産業界、大学等が自主的に定め、原子力規制委員会等における最終的な基準設定は2035年頃の移行判断後に実施する。

## 遠隔作業、検査・保守技術の開発蓄積

初期段階では産業界にて原型炉ニーズに沿った軽水炉保守技術、遠隔・ロボットの調査を行う。その後、福島第一原発への適用技術、ITER向けの開発状況の調査を行い、将来的な核融合以外での開発ニーズを踏まえて、核融合炉向けにR&Dが必要な技術の検討・選択に資するデータベースとする。

2020頃をめどに、選定された保守方式、対象機器に対して既存の遠隔作業、検査、保守技術を調査する。既存の軽水型原子炉や再処理施設、ITER向けに開発中の遠隔保守技術、福島第一原発の事故の安定化及び廃炉の推進のための遠隔技術、国内外の原子力以外の産業界での遠隔技術を調査し、原型炉の保守方式と照らし合わせ、現状と要求仕様とのギャップを整理していく。それらを基に、稼働率への影響、要求仕様とのギャップの大きさを整理し、遠隔作業、検査・保守技術の開発ロードマップを作成する。

長期に亘る原型炉開発を念頭に故障率データベースの仕様について検討する。その後、データ収集の対象(物、期間、範囲)を決定し、データ収集を開始する。

## 保守技術の中規模R&D

検討されたR&Dの開発目標(性能及び開発期間)、各実施者のリソース、大規模保守技術開発設備に建設にあわせて開発ロードマップを策定し、実行する。

ITERでの開発状況を踏まえて積算線量200MGyの材料・機器の開発ロードマップを策定し、実行する。積算線量200MGyを目標とした機能材料・機器の実規模実証については試験施設を含めて検討が必要(運転開始までに実規模実証が困難な場合も想定した開発ロードマップの策定が必要。例えば、原型炉の運転年数に応じて徐々に実証していくなど)

## 大規模保守技術開発設備

2025年以後、選定された保守方式、対象機器に対する実規模R&Dの内容、工程、順序等を検討し、大型保守技術開発施設の場合、概念検討を行う。平行して施設設計の制約となる条件を暫定する。

概念検討結果、制約条件を考慮して設計し、建設する。中規模R&Dを経て実規模R&Dの開始時期を考慮して2035年以降に運用開始を目標に進める。原型炉の保守方式が設計進捗によって見直しされること、大型構造

物の遠隔保守技術の開発主体となる産業界の意見を考慮して設計する。

## 2.2 核融合炉材料開発と規格・基準の項目

### ●低放射化フェライト鋼

原型炉要求材料スペックの明確化、技術仕様の提示

原型炉設計の検討より、原型炉ブランケット構造体で使用される材料として要求される低放射化フェライト鋼のスペックを明確化する。また、原型炉ブランケット構造材料としての低放射化フェライト鋼の技術仕様を提示し、設計に資する。

大量製造技術の確立

原型炉ブランケットの製造に必要な低放射化フェライト鋼の大量製造技術を確立する。

ブランケット構造体製作技術の確立

低放射化フェライト鋼によるブランケット構造体製作技術を確立し、ITER-TBMの製作や原型炉の設計に資する。

微小試験片技術の信頼性評価・規格化

従来の原子炉照射実験や、将来の核融合中性子源照射実験において用いられる微小試験片技術の信頼性を明らかにし、構造設計に合理的に使用可能な条件を明らかにする。以て、核融合炉材料の強度特性評価に用いられる微小試験片技術を規格化する。

接合被覆部等・環境影響データ取得

低放射化フェライト鋼の接合被覆部等の特性データや、構造体に対する電磁力影響、冷却材共存性等の不足しているコールド試験データの取得を進める。

原子炉による照射データの取得

米国HFIRによって実施した低放射化フェライト鋼の80dpa核分裂中性子照射データを取得する。

核融合中性子照射影響の解明・照射劣化モデルの

構築・照射構造設計基準の構築

低放射化フェライト鋼の接合被覆部等の特性データや、構造体に対する電磁力影響、冷却材共存性等についての照射影響について重要度に応じて取得を進める。

イオン加速器施設等の模擬照射技術を駆使して、低放射化フェライト鋼の材料特性に及ぼす核変換ヘリウム影響の理解を進展させる。核融合中性子照射施設の建設、運転、照射後試験を通して、核融合中性子照射影響(核変換ヘリウム影響等)の発現条件を明らかにする。異なる照射場から獲られた照射劣化事象に関する離散的なデータベースを統合的に説明可能な劣化モデルを構築し、ブランケット構造体の寿命予測に資する。核融合炉において特徴的な核融合中性子照射を受ける部位の構造健全性を合理的に担保するような構造設計

基準の在り方を提示し、関連する学協会等において審議を諮る。

低放射化フェライト鋼の規格化に向けた関連学協会における準備活動を進展させる。

米国 HFIR によって実施した低放射化フェライト鋼の 80dpa 核分裂中性子照射データを検証し、核融合中性子源における当該材料の中性子照射試験マトリックスを確定する。

核融合中性子環境における照射効果を踏まえた原型炉ブランケット構造設計基準を策定する。

### ●先進ブランケット材料

先進材料の利用方法を明確化

開発が進められている先進ブランケット材料の利用方法を明確化する。

先進材料のデータベースの充実

先進ブランケット材料として期待される先進材料の核融合材料としてのデータベースを充実させる。

### ●増殖機能材料（中性子増倍材料及びトリチウム増殖材料）

増殖機能材料の製造及び再使用技術の最適化

原型炉ブランケットへの適用を目指して、ベリリウム系固体中性子増倍材料やリチウム酸化物系固体増殖材料の製造法および再使用技術の最適化を進める。

増殖機能材料充填体の機械特性評価／製作技術確立

ベリリウム系固体中性子増倍材料やリチウム酸化物系固体増殖材料を充填した構造体の機械特性評価や製作技術を確立する。

Li 確保技術開発

原型炉以降に必要となるリチウムを確保するために、海洋水からの抽出法や同位体分離法などの開発を進める。

原子炉照射影響評価

ベリリウム系固体中性子増倍材料やリチウム酸化物系固体増殖材料の原子炉中性子照射影響評価を行い、中性子照射環境下での適用性を明らかにする。

核融合中性子照射試験

核融合中性子源を用いて、ベリリウム系固体中性子増倍材料やリチウム酸化物系固体増殖材料の中性子照射影響評価を行い、コンポーネント規模での増殖性能評価を行う。

耐照射性ダイバータ材料の開発・照射影響評価

原型炉ダイバータに用いるタングステン材料等の原子炉照射影響評価を進める。

計測・制御機器材料の照射劣化データベース

計測・制御機器に用いる機能性セラミックス等の材料の照射劣化に関するデータベースを整理し、原型炉環境での適用性や寿命を明らかにする。

原型炉環境で用いることが求められる計測・制御機器に適用可能な耐照射性材料の評価を進める。

核融合中性子ハンドブックの策定

原型炉設計に貢献可能な核融合材料のスペックを記したシーズ集となる核融合材料ハンドブックをまとめて提示する。

### ●核融合中性子源

核融合中性子源の設計・建設

核融合中性子源（A-FNS）と関連施設の設計・建設を進める。

核融合中性子源照射試験

核融合中性子源（A-FNS）を用いて、核融合炉材料の照射試験を実施する。

## 3. おわりに

保全技術に限らず、アクションプランに示された技術課題を着実に解決するには、産学官のオールジャパン体制を構築して研究開発を強化し、リソースを最大限に活用していく必要がある。そのため、原型炉設計合同特別チームを中心に炉設計を推進して開発計画を立案し、量子科学技術研究開発機構、核融合科学研究所、大学、産業界の間で開発計画の中で担う役割を分担している。とりわけ、原型炉設計には将来の産業化を見据えた設計合理性が求められるため、概念設計の初期段階からの産業界の継続的参画が必要である。特に、原子力分野との連携は、安全基準の策定の点でも有効であると考えている。

## 参考文献

- [1]「第三段階核融合研究開発基本計画」、平成4年6月9日、原子力委員会  
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/siryo/kettei/kettei920609.htm>
- [2]「今後の核融合研究開発の推進方策について」、平成17年10月26日、原子力委員会 核融合専門部会  
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/siryo/kettei/houkoku051026/index.htm>
- [3]「原子力政策大綱等に示している核融合研究開発に関する取組の基本的考え方の評価について」、2009年1月22日、原子力委員会 核融合専門部会  
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/houkoku/090>

122-houkokusyo.pdf

[4] 合同コアチーム報告、「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム報告」、

NIFS-MEMO-69、2014年9月

[5] 「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」文部科学省核融合科学技術委員会、平成29年12月18日。

[http://www.mext.go.jp/b\\_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/hou](http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/hou)

koku/1400117.htm

[6] 「原型炉開発に向けたアクションプラン」と項目別解説 [http://www.mext.go.jp/b\\_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/shiryo/\\_icsFiles/afieldfile/2017/12/28/1399735\\_003.pdf](http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/shiryo/_icsFiles/afieldfile/2017/12/28/1399735_003.pdf)

[7] 原型炉研究開発ロードマップについて（一次まと）  
[http://www.mext.go.jp/b\\_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/houkoku/1408259.htm](http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/houkoku/1408259.htm)

合同特別チームの活動フェーズ	概念設計の基本設計	概念設計	工学設計
	2015	2020頃	2025頃
8. 核融合炉材料と規格・基準 (1) ブランケット構造材料	原型炉に要求される材料スペックの明確化／構造材料の技術仕様の提示		
	低放射化鋼の大量製造技術／ブランケット構造体製作技術		
	微小試験片技術の信頼性評価・規格化		
	接合被覆部・環境影響データ取得	原子炉による照射影響データ取得	
			核融合中性子源照射試験
	核融合中性子照射影響の解明／照射劣化モデルの構築／照射構造設計基準の構築		
	先進ブランケット材料の利用方法を明確化		
	先進ブランケット材料のデータベースの充実		
8. 核融合炉材料と規格・基準 (2) その他の材料	増殖機能材料の製造及び再使用技術の最適化		原子炉照射影響評価
			核融合中性子源照射試験
	増殖機能材料充填体の機械特性評価／製作技術確立(ITER-TBM2号機)		
	Li確保技術開発		
(3) 核融合中性子源	耐照射性ダイバータ材料の開発、原子炉照射影響評価		核融合中性子源照射試験
	計測・制御機器材料の原子炉照射劣化データベース	原子炉耐照射性計測・制御機器材料の評価	核融合中性子源照射試験
	核融合材料ハンドブックの策定		
	核融合中性子源の設計・建設		核融合中性子源照射試験
10. 稼働率と保守	炉構造・保守方式の決定／R&D対象の選択	炉停止期間最適化	
	バックエンドの検討		
	保守技術の開発・蓄積		
			中規模R&D／200MGy機器開発
		大規模保守技術開発設備	

図1 アクションプランの保全に関連する項目概要