

表 6 炉心プラズマ研究に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	原型炉に向けたデータベース拡充等を、ITPAを活用しつつ取り組む必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室		
3) ②	JT-60SAが稼働するまでの期間に、コア課題の解決のために海外装置での実験を利用し、JT-60SA研究計画に反映させる必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット		JET ASDEX-U Tore Supra DIII-D
3) ③	ITERやJT-60SAの実験にオールジャパン体制で臨めるよう人材育成と大学等の研究者の常駐／長期滞在を可能にする制度を今から構築する必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室		
4) ①	国内プラズマ実験装置の原型炉に向けた役割分担・連携を明確にする必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ、先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室		
4) ②	高ベータ化に起因する課題への国内での取組はJT-60SAでのみ可能であり、ITERにおける高ベータ実験に先行して課題解決の道筋をつけるため、JT-60SAの高加熱パワー化、国内プラズマ実験装置と連携した計測機器群の整備、を加速させる必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室	JT-60SA LHD Heliotron J GAMMA10 QUEST	
4) ③	高熱流束によるダイバータ長時間特性での課題を明らかにするため、LHDの高加熱パワー&長パルス化を早期に実施し、原型炉概念設計に反映させる必要があるのではないか。	NIFS LHD計画プロジェクト	LHD	
4) ④	原型炉ではタングステンダイバータが想定されることから、ITERや国外のタングステンダイバータカマクの実験成果を踏まえつつ、JT-60SAにおいて原型炉設計と整合する完全デタッチメント制御技術を開発するため、適切な時期にタングステンダイバータへの改造をする必要があるのではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット、 トカマクシステム技術開発ユニット	JT-60SA	ITER JET ASDEX-U
4) ⑤	タングステンを含むプラズマ壁相互作用に関して、原型炉設計のために基礎データを整理し、その獲得を共通目標としてLHD、GAMMA10、QUEST等の国内プラズマ実験装置の固有の特長を活かした取り組みを組織すべきではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室	JT-60SA LHD Heliotron J GAMMA10 QUEST 大学のPWII試験装置	
4) ⑥	現実的かつ信頼性の高い制御手法と制御ロジックを確立するために、JT-60SA運転初期から適用可能な制御シミュレータの開発を大学等と協力して促進するとともに、ITERでの実証試験も含めて検討するべきではないか。	JAEA 先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室	JT-60SA	ITER
4) ⑦	ITERおよびJT-60SAの実験と原型炉設計とのフィードバック、フィードフォワードの関係を強化するために人材の交流・流動化などを戦略的に計画する必要があるのではないか。	JAEA 核融合炉システム研究グループ、先進プラズマ研究開発ユニット NIFS LHD計画プロジェクト 大学のプラズマ研究室	JT-60SA	ITER

3-7. 核融合燃料システム開発

1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

(a) 大量・高濃度のトリチウム及びトリチウム含有熱媒体の取扱い技術、計量管理、初期装荷トリチウムの確保。さらに、これらを扱う大型技術の開発。

(b) 廃液処理、及び固体廃棄物からのトリチウム除去を行う大型技術の開発。

(c) トリチウムの取扱いを含む安全課題はブランケット及びダイバータの研究開発課題と整合性のとれた形で解決を計画的に図る必要。

(d) リチウム6について100トンレベル製造能力の確証が必須。ロジスティックスの確保の観点から、国産化が必要。このためのリチウムの分離回収技術は、プロセス選択とプラントを見通せるスケールアップのための技術開発が必要。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) トリチウム技術開発には新たな大型施設が必要。ただし、ブランケットやダイバータの DT 環境試験施設があれば計量管理技術開発装置なども併設することが可能。初期装荷トリチウムについては製造プロセスを検討する必要。
- (b) 廃棄物処理などの技術については ITER 計画で獲得される技術では不十分であり、大型技術を開発し、運転を検証するまでの体制構築が必要。
- (c) トリチウム回収系の技術については、ITER や JT-60SA 等の実験を通じて、高精度の計量管理を含めた技術開発を進める必要。
- (d) リチウム 6 については、製造プロセスを選定し、スケールアップに向けた研究開発に至急着手する必要。大規模な資源量を扱う電池用リチウム資源確保戦略に付随して同位体分離プロセスを組み込むような計画の策定が重要。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

○ ITER に向けた研究開発。

- ・ 核融合炉トリチウム燃料循環システムにおける個々のプロセスの研究開発（同位体分離、不純物除去等）
- ・ 材料とトリチウムの相互作用データの取得
- ・ トリチウム安全取扱実績の蓄積（計量管理、トリチウム除去系含む、世界のトリチウム施設の運転）

○ ITER での研究開発。

- ・ 統合システムとしてのトリチウム燃料循環システムの運転と実証
- ・ 炉としてのトリチウム安全取扱実績の蓄積
- ・ ITER で新採用となったトリチウム除去系（スクラバー方式）の実証試験
- ・ ブランケットトリチウム回収、水処理の実証試験
- ・ ITER 以外での研究開発
- ・ 大量取扱い試験施設の検討（人材教育含む）
- ・ トリチウム含有ガス・水を取り扱う機器開発：真空ポンプ（メンブレンポンプ等）、タービン等
- ・ 初期装荷トリチウムの確保：製造プロセスの検討（重水炉や再処理施設からの回収）、海外からの大量購入（カナダ、韓国等）の検討、初期装荷トリチウムなしの検討（ビーム加熱の必要性の加熱シナリオとの整合性）
- ・ リチウム 6：濃縮技術の検討

- これらの点を勘案すると、核融合燃料システム開発における課題の構造は、図 7 のように整理できるのではないかと。

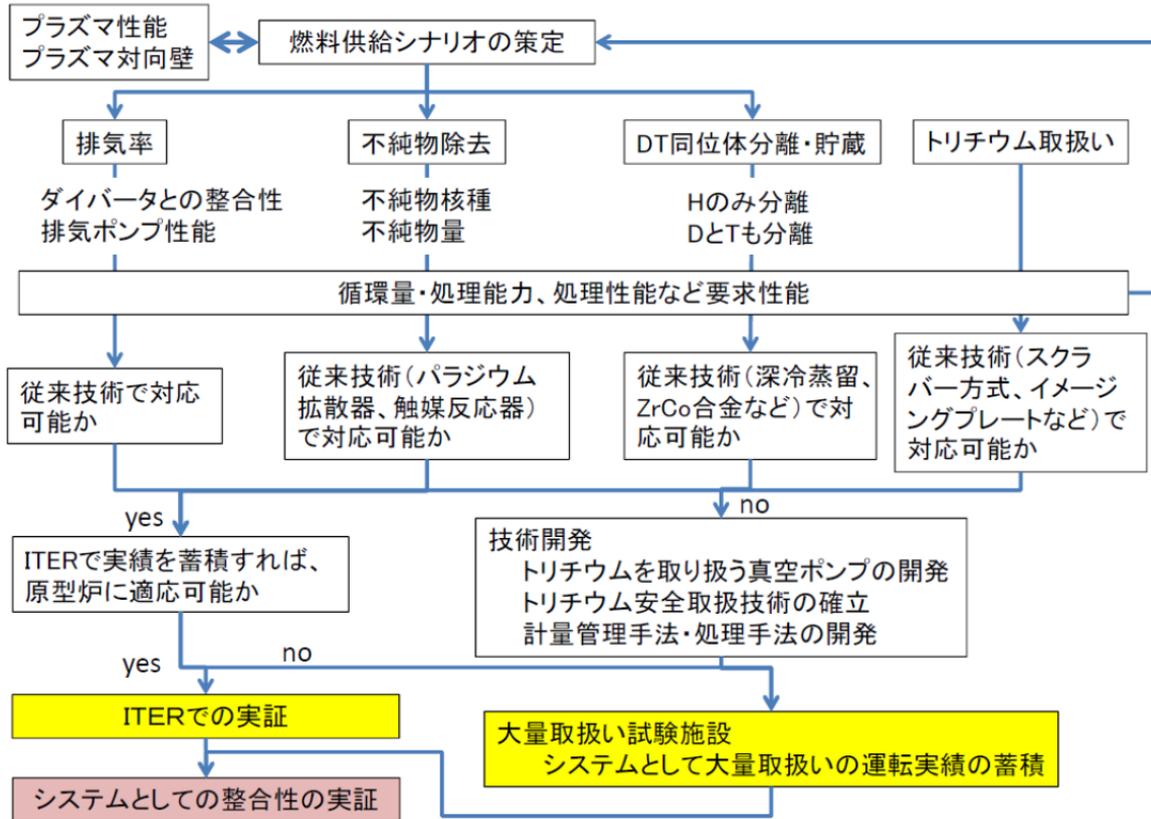


図7 核融合燃料システム開発における課題の構造

2-2) コア課題の抽出、優先付

○ ITER はトリチウムを使った本格的な燃料システムを構築する最初のプラントであり、今後の研究開発への指針を与えるものである。ITER 機器開発と ITER でのトリチウム取扱い技術の蓄積を最優先にするべきである。

3) 喫緊の対応が必要と考えられる事項

- ① 原型炉での燃料供給シナリオと整合したシステム仕様の決定が必要ではないか。
- ② 原型炉における燃料インベントリの定量評価が必要ではないか。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① トリチウム含有ガス・水を取り扱う機器開発計画が必要ではないか。
 - ② リチウム6濃縮技術の検討が必要ではないか。
 - ③ 大量取扱い試験施設の仕様検討、設計、建設が必要ではないか。
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表7にまとめる。

表 7 核融合燃料システム開発に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	原型炉での燃料供給シナリオと整合したシステム仕様の決定が必要ではないか。	JAEA炉設計グループ		
3) ②	原型炉における燃料インベントリーの定量評価が必要ではないか。	JAEA 炉設計グループ JAEA JT-60実験グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト NIFS LHD実験計画プロジェクト 大学の研究室(プラズマ壁相互作用関係)	JT-60SA LHD QUEST	ITER JET ASDEX-U Tore Supra DIII-D KSTAR EAST など
4) ①	トリチウム含有ガス・水を取り扱う機器開発計画が必要ではないか。	JAEA 工学グループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト 大学の研究室(核融合工学関係)		
4) ②	リチウム6濃縮技術の検討が必要ではないか。	JAEAプランケット開発グループ		
4) ③	大量取扱い試験施設の仕様検討、設計、建設が必要ではないか。	JAEA トリチウムグループ NIFS 核融合工学研究プロジェクト 大学の研究室(トリチウム関係)	TPL 原型炉R&D棟	大量取扱い試験施設

3-8. 核融合炉材料開発と規格・基準策定

1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 材料規格を定めるためには、材料特性評価と劣化機構の理解に加えて、材料への要求仕様を定義する基となる核融合炉における安全性確保の基本方針と、それに対応した構造設計基準が必要である。
- (b) 初期の原型炉工学設計活動に必要な核融合中性子照射データを獲得するため、IFMIFの早期実現だけに頼るのではない、代替案や複合的な取組案を検討し、取り組む必要がある。
- (c) 照射データ取得の前提となっている微小試験法について、規格基準の確立が必要である。
- (d) 材料開発には長いタイムスパンが必要であるが、実際の使用に着実に結びつけるためには、産業界の長期にわたる積極的参画が不可欠である。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) <取組>核融合炉の安全性確保の基本方針と構造設計基準の策定、及び材料に対する設計要求の明確化。
<体制>関連するBA活動を全日本としての体制で取り組む。アメリカ機械工学会(ASME)との連携の可能性も考慮。
- (b) <取組①>原型炉工学設計活動までに取得可能と見込める照射データに基づく設計活動を定義。
<体制①>低放射化フェライト鋼では、核融合中性子特有の照射効果が発現する臨界条件までの範囲で、核分裂炉・核破砕中性子源照射データ等に基づき実施することが可能と推測され、模擬照射実験及びモデリング研究を基軸としてBA活動が進められており、大学の広範な基礎研究も寄与するものである。

＜取組②＞この戦略は豊富な中性子照射データの取得が必要。

＜体制②＞現在進められている国際協力による照射研究の一層の充実に加え、常陽を利用した国内重照射研究体制の整備が重要と考えられる。

＜取組③＞IFMIF の早期実現は、工学設計用実環境照射データ取得の観点で強く望まれるものであるが、IFMIF の初期運転は発現臨界条件の実証としても重要である。

＜体制③＞IFMIF の開発については EVEDA 活動が BA 活動で実施されるため、主として日欧により検討されている状況である。IFMIF 建設とそれに係わる諸活動を開始するためには、国際的な推進母体の在り方を明確にし、検討組織の強化を進める必要がある。既存体制として IEA に国際的な組織が作られているが、日欧以外の活動が不活発化しており、今後連携を深める必要がある。

＜取組④＞初期工学設計の範囲内においても、より核融合環境に近い照射データの早期取得が安全確保上、設計要求上必須と考える場合、IFMIF に先行する照射手段の確保が急務となる。至近では、BA 活動で整備される加速器等を BA 活動後に拡張利用して中性子照射施設を整備することがオプションとして考えられる

＜体制④＞その実現にはオールジャパンの検討組織の立ち上げが急務である。

- (c) ＜取組＞現在取得が進んでいる中性子照射データ及び IFMIF による材料照射データを設計用データとして整備するためには、微小試験法規格基準の確立が必要であり、これに向けての整備方針の確定を急ぐ必要がある。

＜体制＞材料試験の規格基準を確立するための活動組織・体制の確立が急務である。学協会等での規格の審議を行うための検討をすぐに始める必要がある他、国際協力プログラムの充実を図る必要がある。

- (d) ＜取組＞国によりエネルギー源としての開発方針が早い段階で示されることにより、産業界の積極的参画を促すことが望まれる。人材育成の観点においても、若手の核融合分野（核融合材料開発分野）への挑戦意欲を高める努力が期待される。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 課題の整理（例えば、上記 1-1）は四つではなく二つあるいは三つにまとめられる）、
- (a) 材料規格を定めるためには、材料特性評価と劣化機構の理解が必要であり、安全性確保の基本方針とそれに対応した構造設計基準が必要。
- (b) 核融合中性子照射影響を考慮した材料規格が必要であり、従来の（将来の IFMIF も）微小試験片を用いて得た照射データの取り込み方を規格基準として明確化する必要がある。また、核融合中性子照射影響について、IFMIF の早期実現だけに頼るのではない、代替案や複合的な取組案を検討し、取り組む必要。
- (c) 長期的な産業界の連携や人材の育成が必要：複合的な視点を持つ人材の育成が必要。
- これらの点を勘案すると、核融合炉材料開発と規格・基準策定における課題の構造は、図 8 のように整理できるのではないか。

の集中が必要ではないか)

- ・ IFMIF では具体的にどの項目を優先的に評価するのか。評価できない項目は、シミュレーション・モデリングや模擬照射実験で補うことは可能か。
- ・ IFMIF 代替手段と核融合中性子照射環境との差異は、シミュレーション・モデリングや模擬照射実験で補うことは可能か。

4) 作業部会において検討の上、計画としてとりまとめていただきたい事項

- ① 材料規格策定に必要な中性子照射データの明確化を受けて、多様（かつ多量の）な中性子照射影響データを取得することが必要であるのならば、多数のサンプルを同時に取り扱い可能な、比較的大規模な照射後試験施設が必要ではないか。（IFMIF の活用も見据えて）
 - ② 原型炉において TBM を設置し、先進構造材料のテストベッドとするようなプランは、材料開発の見通しにおいて、現状のペースで達成可能かどうか。（これから 20 年後に、現在の F82H と同程度の技術成熟度は見込めるか。またそのために核融合開発として必要な投資はどの程度の規模になるか）に答える計画が必要ではないか。
 - ③ 上記課題の解決には 10 年以上のスパンを見据えた産業界（素材メーカー、重工業）からの協力が必要になると考えられるが、産業界側の受け入れ態勢を整える必要があるのではないか（例えば、低放射化スペックを達成可能な原材料と溶解炉の確保等）
- 3)、4) であげた取組事項に関する担い手と施設について表 8 にまとめる。

表 8 核融合材料開発と規格・基準策定に関する取組の担い手と施設について

項目	取組	担い手	既存施設(国内)	必要施設(国外または新規)
3) ①	設計チームや関連学協会との対話により、材料規格策定に必要な中性子照射データの明確化が必要ではないか(照射温度、照射量、評価すべき特性、対象(溶接部等))。 ・材料開発段階に必要な基礎的な材料データに加えて、更に多くの材料データが必要になると考えられるが、具体的には何か。例えば動的破壊靱性、疲労、クリープ、電磁力試験、照射下共存性等、接合部、被覆部等はクリティカルな評価項目か。 ・これらの課題解決のために、既存の照射施設を用いた新たな(大規模な)照射計画は必要になるか。	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ、ブランケット工学研究開発グループ NIFS 核融合工学プロジェクト 大学の研究室 (Materials) 関連学協会(日本機械学会等)	常陽、JMTR、BA六ヶ所施設、東北大学金研大洗施設	HFIR
3) ②	上記の課題に対して、IFMIFあるいはその代替手段の位置付けはどのようなものになるのか。 ・国内の照射場の状況を見ると、利用価値の高い照射場が必要ではないか(リソースの集中が必要ではないか) ・IFMIFでは具体的にどの項目を優先的に評価するのか。評価できない項目は、シミュレーション・モデリングや模擬照射実験で補うことは可能か。 ・IFMIF代替手段と核融合中性子照射環境との差異は、シミュレーション・モデリングや模擬照射実験で補うことは可能か。	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ、ブランケット工学研究開発グループ NIFS 核融合工学プロジェクト 大学の研究室 (Materials)	BA六ヶ所施設、ヘリオス(六ちゃん)	IFMIF、核融合中性子源
4) ①	材料規格策定に必要な中性子照射データの明確化を受けて、多様(かつ多量の)な中性子照射影響データを取得することが必要であるのならば、多数のサンプルを同時に取り扱い可能な、比較的大規模な照射後試験施設が必要ではないか(IFMIFの活用も見据えて)。	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ、ブランケット工学研究開発グループ NIFS 核融合工学プロジェクト 大学の研究室 (Materials)	BA六ヶ所ホットラボ	BA六ヶ所ホットラボの充実
4) ②	原型炉においてTBMを設置し、先進構造材料のテストベッドとするようなプランは、材料開発の見通しにおいて、現状のペースで達成可能かどうか。(これから20年後に、現在のF82Hと同程度の技術成熟度は見込めるか。またそのために核融合開発として必要な投資はどの程度の規模になるか)に答える計画が必要ではないか。	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ、ブランケット工学研究開発グループ NIFS 核融合工学プロジェクト 大学の研究室 (Materials)	BA六ヶ所施設、大学核融合材料研究基盤施設(北大超高圧、東北大金研大洗、京大エネ研 DuET&MUSTER等)	HFIR等日米協力関連施設
4) ③	上記課題の解決には10年以上のスパンを見据えた産業界(素材メーカー、重工業)からの協力が必要になると考えられるが、産業界側に受け入れ態勢は整える必要があるのではないかと(例えば、低放射化スペックを達成可能な原材料と溶解炉の確保等)	JAEA 核融合炉構造材料開発グループ	産業界(素材メーカー)関連施設	

3-9. 核融合炉の安全性と安全研究

1) 第6期報告書で指摘されている技術課題と課題解決に向けて必要となる取組と体制を要約すると以下のとおりである。

1-1) 課題

- (a) 核融合プラントの工学的安全性の理解に基いた、安全性、及びトリチウム影響の評価。
- (b) 通常運転時においてもトリチウムの放出があることから、環境トリチウム挙動と生態系影響の把握、安全管理、社会的受容性の確保。
- (c) 異常事象とその対策などの安全に関する研究は、国内で我が国固有の条件に合わせて実施できる体制を構築することが必要である。

1-2) 課題解決に向けて必要となる取組と体制

- (a) <取組> 原型炉で重要な事故シーケンスの解明、事故進展の防止・緩和のための安全設計手法の構築、原型炉の安全設計ガイドラインの確立。ブランケット内の化学的エネルギーの予測に関するデータが不十分であり、今後実験等によりデータを蓄積する必要がある。トリチウムのインベントリは、真空容器内、ブランケット表面と内部に存在するトリチウ

ムを適切に管理できるだけのデータを揃える必要がある。日本の風土や社会状況にあった安全要求基準と原型炉の安全設計ガイドラインの整備。

＜体制＞この分野の研究者が世界的に手薄になっていることを念頭においた、長期的視点での人材確保の必要。

- (b) ＜取組＞地道な環境放射線影響の評価研究への幅広い支援が重要で、その成果に基づく放射線に対する社会の理解を長期間かけて醸成、構築することが求められる。トリチウムを取り扱う BA 活動施設や他の核融合施設で運転実績を積むと同時に、施設の立地地域との信頼関係を築き、核融合エネルギーが受け入れられる社会的な下地を作ることが望まれる。
- ＜体制＞環境安全性に関する課題では、原子力や放射線生物、環境等多くの分野の研究者との連携が不可欠である。通常時放出が環境中で検出可能なこととその影響について、社会の理解を得るための研究体制の確立と長期の研究実績を積み重ねることが重要である。
- (c) ＜体制＞環境安全性の基礎を支える研究者（トリチウムなどの環境挙動分野など）が、核融合分野からほとんど支援を受けていないなど、体制的にもかなり深刻な問題点があり、長期的展望に立って人材を育成する環境が必要。また、ITER でのトリチウム取扱い経験を我が国に持ち帰る若手技術者、研究者の育成も必要。安全研究は原型炉の本格的な概念設計研究とは不可分であり、原型炉設計のコアとなる全日本体制を構築することが非常に重要。

2) 課題の分析

2-1) 課題の整理

- 安全性検討に関わるデータ（材料物性、化学反応）が不足しているが、この活動を本格化できない理由は、使用する材料が選択されていないことにある。
- 共通の課題として、安全評価を含むプラント検討に携わる研究者、特にトリチウムの環境影響に関わる研究者が不足していることが深刻である。
- ITER の誘致活動の後、安全評価用のコード開発、Verification&Validation 用の試験装置開発がともに停滞したままである。
- これらの点を勘案すると、核融合炉の安全性と安全研究における課題の構造は、図 9 のように整理できるのではないか。