

(1) 文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答

1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

ITER：TBM による低放射化材料コンポーネント試験、ブランケット機能試験、原型炉のブランケット設計に適用（原型炉設計期までに必要）、IFMIF テストマトリックスへの反映、真空容器内機器（TBM を含むブランケット、ダイバーター支持構造体等）の力学挙動評価。チェックポイントとして「原型炉設計への適用を考慮した、過渡時を含む電磁力、入熱、冷却材・増殖材との共存性、トリチウムの漏洩等の挙動評価」などの一次的性能評価および二次的材料性能評価として「TBM 製造時の製造技術とその一時的性能に及ぼす影響評価」。

IFMIF：低放射化材料核融合中性子照射影響評価試験、原型炉のブランケット設計に適用

- ・ 原型炉設計期間早期に基本データ（～10 dpa）の取得と設計方針の確定。
- ・ 建設開始までに～50dpa の照射データ取得、原型炉建設許認可データおよび安全担保データとして利用。
- ・ 原型炉建設期（運転開始前までに）に 100～150dpa の照射データ取得、原型炉ブランケット寿命の確認、運転計画に反映、ダイバーター支持構造体の寿命評価。

BA 炉設計 R&D：RAF/M 及び SiC/SiC 複合材料を用いたブランケットの機能・性能評価結果に基づいた材料技術開発

- ・ RAFM：フェライト鋼ブランケットの高性能・高機能化に向けた材料技術開発
- ・ SiC/SiC 複合材料：構造設計指針に基づいた材料性能フィージビリティチェック

チェックポイントとして「原型炉を想定した高温高照射条件下での機器の寿命評価の基本的手法の構築（許容応力案の提示等）」。

BA シミュレーション：材料照射挙動モデリング、IFMIF 照射試験の効率化に寄与、ブランケット寿命予測

- ・ 材料およびコンポーネントの照射効果機構解明
  - ・ ブランケット寿命支配因子の解明（照射条件、温度履歴、応力状態）
- チェックポイントとして、「原型炉環境下における材料寿命支配因子の予測」。

(相互の関連)

- ・ ITER-TBM と BA は双方向的に密接に関与する。(BA⇒ITER-TBM：ブランケット製造技術、ITER-TBM⇒BA-beyond：原型炉ブランケットにおける材料課題設定)
- ・ IFMIF は BA の延長として位置づけることが可能。

- ・ BA 炉設計と BA シミュレーションは相補的・双方向的な活動。

## 2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

IFMIF 計画は BA の延長として含まれると分類するのでここでは含めない。ただし EVEDA 後の速やかな建設着手が前提

核分裂炉、加速器を用いた RAFM、先進材料の基本特性試験は、TBM の設計と許認可、IFMIF 試験計画の策定のため緊急に必要。また、IFMIF 試験期であっても補完照射研究として必要。国内ホットラボの整備、国内炉の早期再開、国際協力プログラムの活用、大学等の加速器の効果的利用と施設拡充などを行なう

- ・ 核分裂炉利用研究開発：照射損傷の理解と照射データの確率・統計学的整理
- ・ 加速器利用研究開発：ヘリウム影響予測のための材料科学基礎基盤の構築とそれに基づいた材料挙動の理解 ⇒ IFMIF の効率的な照射計画に不可欠

上記に関わる研究開発プロジェクトでは、開発目標の明確化および開発する技術課題に特化した開発計画であることが肝要。

材料規格化、構造設計指針、許認可に関わる基盤領域の形成に向けた研究(国に固有の部分)

RAFM ブランケットの一層の高性能化に向けた材料技術開発、先進材料の適用性と限界についての見通しを明らかにする研究

## 3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

IFMIF 照射に関する分野横断の推進組織の構築

低放射化材料、機能材料、ブランケット・トリチウム、ダイバータ、超伝導

中性子工学、熱流動、炉設計、加速器、モデリング

(材料と機器設計、製作等の関係の強化)

炉工学全体のインテグレーションのため、他の炉工領域との協力組織の構築

核分裂炉の炉工学との交流組織の形成(工業的な実績、実現性の視点の補強等)

### (2) ロードマップ図での位置付け

#### ① ITER へのインプット

BA-R&D 成果を RAFM-TBM 製作に適用

製作/検査技術、照射効果や電磁力等を考慮した基盤的な設計手法(寿命評価法)の TBM への適用

#### ② ITER からの成果

TBM による低放射化材料コンポーネント試験、ブランケット機能試験を原型炉の真空容器内機器（ブランケット、ダイバーター支持構造体など）の設計、製作、検査、運転技術の基盤に適用。具体的には、過渡時を含む電磁力、入熱、増殖材との共存性、トリチウムの漏洩等の挙動評価、及び照射効果や電磁力等を考慮した基盤的な設計手法(寿命評価法)の検証

### ③ BA からの成果

IFMIF-EVEDA：IFMIF 建設判断に必要な工学データベース構築

(IFMIF 実現による原型炉設計材料照射データベースの構築)

RAFM ブランケット製造技術、SiC に関する基本特性

照射効果を考慮した構造設計指針の基盤技術の構築

材料照射挙動に関するモデリング構築（マクロ挙動含む）

### ④ 原型炉設計時期（原型炉工学 R&D 開始まで）

RAFM を中心とした工学設計材料基本データの IFMIF による取得（～10dpa）（必要な予算：註1）

RAFS 鋼の性能仕様の確定、RAFS-ブランケットの高性能化技術評価、先進材料の適用性の確認（必要な予算：5 億円／年、人員規模：20-30 名／全国）

原子炉、加速器による補完照射研究（註2）

材料の規格化、構造設計指針(照射効果を考慮し、IFMIF による 10dpa 以上の照射データ取得等による高度化された材料照射データベース（註3）を含む)の基本部分の構築、真空容器内機器の製作/検査技術の構築、許認可(施工認)の材料部分への対応(材料データ、材料挙動モデル等)

### ⑤ 原型炉建設開始まで

RAFM を中心とした、許認可、安全を担保する材料照射データの IFMIF による取得（～50dpa）（必要な予算：註1）

ブランケットの高性能化のための材料技術開発（必要な予算：5 億円／年、人員規模：20-30 名／全国）

低放射化材料に関する大型構造物製作技術の確立（必要な予算：5 億円／年、人員規模：20-30 名／全国）

構造設計指針(照射効果を考慮し、IFMIF 照射データ、材料挙動モデル化の進展等による高度化された材料照射データベース（註3）を含む)の構築、真空容器内機器の製作/検査技術の最適化、許認可(施工認)の材料部分への対応

### ⑥ 原型炉運転開始時期まで

RAFM を中心とした、原型炉のブランケット寿命に見通しを与える照射データ（100～150dpa）の取得、その後先進材料の評価試験へ移行（必要な予算：註1）

#### 註1

(1) IFMIF 建設から調整試験まで:総コスト 979 億円。(日本分担率 10-30%とした場合、約 100-300 億円。)

(2) IFMIF 運転：90 億円／年。166 人。(分担率 10-30%とした場合、約 9～27 億円／年)

(3) IFMIF での試験計画と評価及びその関連評価(素案):30~50 億円/年。(分担率 10-30%とした場合、約 3(9)~5(15)億円/年)

(日本チームはピーク時約 40 人)

#### 註 2

「原子炉、加速器による補完照射研究」は、IFMIF が想定通り可能であっても、基礎データ等の取得のため必要である。

必要な予算:

原子炉照射キャプセル製作と試験(常陽又は海外炉) : 5 億円/年 5 年間

大学等の加速器の効果的利用と施設拡充 : 総額 2.5 億円 (要望書参照)

IFMIF の利用が限定的な場合は、さらに大掛かりな予算計画を立てる必要がある。

#### 註 3

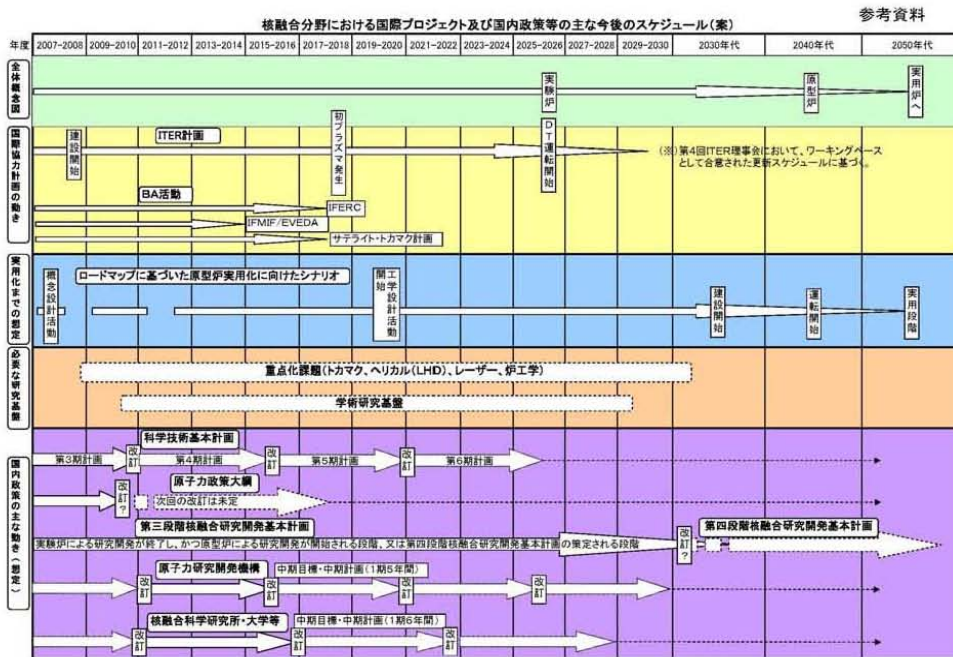
「高度化された材料データベース」とは、材料データに加え、材料-構造挙動モデル、計算機シミュレーション等で機能を拡張し、構造設計及び許認可で必要となるトリチウムの挙動や様々な条件での照射効果を含む多様な材料挙動への要求に確実に対応できる材料挙動のモデル/シミュレーションで高度化した「材料データベース」である。アメリカ等で提案されている CTF などによるコンポーネント実証試験を省略するために必要である。このような知識体系の構築は、材料への照射効果のような取り扱いが難しい事柄の存在を考慮すれば、重要性が大幅に高まると考えられ、ITER サイトでない我が国が注力すべき事柄と考えられる。

#### (3) 補足資料や要望書

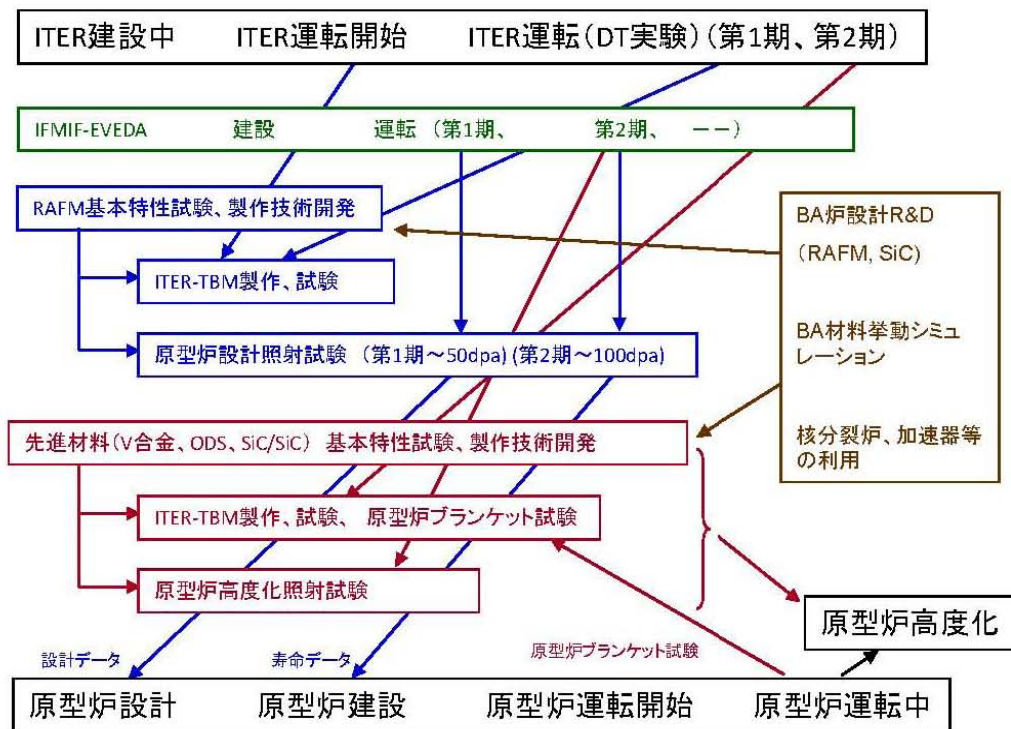
上記計画では、IFMIF の建設場所を特定せず、分担率 10-30%として費用を算出している。IFMIF を日本に誘致し日本のイニシアティブで材料開発研究を推進することにより、原型炉開発にリーダーシップを発揮することができる。したがって、IFMIF の誘致を強く要望する。

誘致する場合の追加予算:

サイト整備費として 100 億円程度が必要と見込まれる。また、分担率が 30%以上を必要となることも想定される。



低放射化材料



核融合炉材料照射施設整備に関する要望書  
(核融合炉材料照射実験連携研究機構の形成)

ITER や IFMIF 等の国際共同施設の重要性は言を俟たないが、その利用は制限される。核融合環境下に長期間置かれた材料挙動については、IFMIF を用いた材料照射実験で初めて実証されることになる<sup>①</sup>が、その一方で、原子炉や加速器を用いた照射実験は、IFMIF 照射実験を補完する上で不可欠である。補完は、照射スペース、データ数に関わるもので、材料特性評価、すなわち、材料性能・機能の信頼性を高め、原型炉の設計を現実的に可能にするために必要である。

しかしながら、核融合炉材料の照射実験研究は、国内の試験炉や実験炉の運転中止やイオン加速器の限られた利用頻度のため、縮退していると言わざるを得ないのが現状である。

これらの背景に基づき、以下のような要望を進言する。

1. 国内試験炉や実験炉の早期運転開始

- ・ JMTR
- ・ JOYO

原子炉照射の役割：大きな照射容積による十分な照射データ数の確保<sup>②</sup>

2. 大学等が所有するイオン照射施設を用いた全国共同研究拠点化および活動支援

- ・ 「核融合炉材料照射実験連携研究機構」の形成

イオン照射の役割：短期間の核融合模擬環境影響評価と基礎研究<sup>③</sup>

「核融合炉材料照射実験連携研究機構」(添付図1)は、1) 照射施設を所有する大学などの研究機関の連携組織(バーチャル組織)であり、2) 材料照射研究の明確な目的と目標を設定し、3) 照射条件や材料マトリックスを協働で策定することにより、4) 限られた照射施設を効率的・効果的に利用するための仕組みである。これにより、核融合炉ブランケットの設計に必要な低放射化材料の照射影響に関する知的基盤を構築する。連携研究機構の形成のための予算としては、初期設備投資として10億円程度、その後運営費(10年)として、1.5億円/年が必要と見込まれる。人員は4-5名程度とする。

(下線部①、②および③は、それぞれ、IFMIF 照射、原子炉照射およびイオン照射の役割)

以上

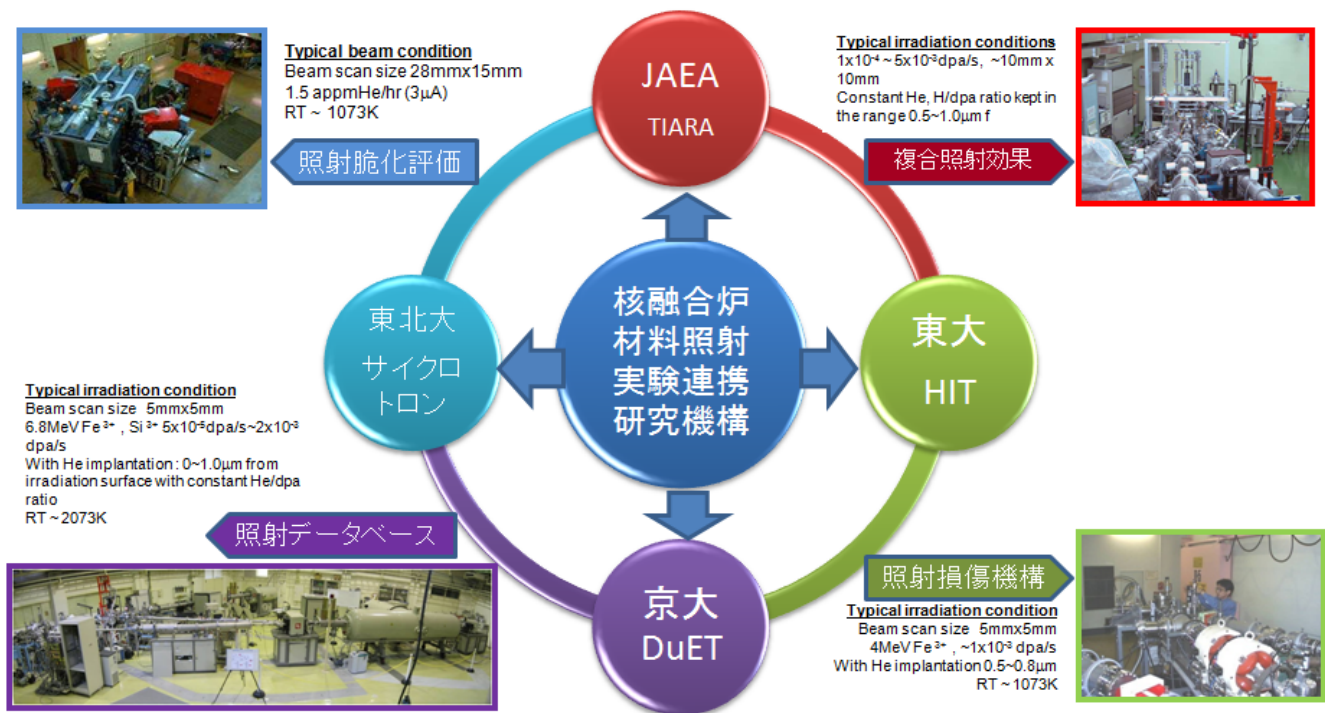
「ネットワーク調査依頼」低放射化材料対応ワーキンググループ

京都大学 木村晃彦  
核融合科学研究所 室賀健夫  
東北大学 長谷川晃  
日本原子力研究開発機構 実川資朗  
日本原子力研究開発機構 若井栄一  
日本原子力研究開発機構 谷川博康

## 核融合炉材料照射実験連携研究機構（例）

### 原型炉ブランケット設計に向けた3大ミッション

1. 核融合中性子照射影響の科学的根拠に基づいた理解と予測
2. IFMIF照射計画策定への貢献とIFMIF照射実験の補完
3. 国内イオン加速器施設の効率的・効果的利用による材料照射データベースの整備



**はじめに**

将来の核融合炉を炉心とする電力システムの、高効率・高稼働率・安全な運転を実現するためには、その運転シナリオと制御方式の確立が不可欠である。そのため、計装・制御システムの長期的な開発戦略は以下の二つの視点で立てる必要がある。

第一は、このシナリオと制御の基盤となるプラズマ物理／材料科学／その他の基盤となる要素の学術的解明が不可欠で、これらの研究はITER・BAおよびLHD, 阪大レーザー研のFIREX 計画において遂行される。これらの学術的解明のための研究の推進には計測機器の開発が不可欠である。

第二にはこの制御を核融合炉実機で高精度で実施するための計装システムの開発である。

**(1) 文科省科学官・調査官の依頼「文科省作業部会への情報提供に関するお願い」に対する回答****1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取組み**

ITER においては、(a) 炉心プラズマ研究の章(6.)に記述されている燃焼プラズマ制御のための各物理課題を解明するために、内部加熱源としてのアルファ粒子と各プラズマパラメーターおよび内部磁場（プラズマ電流を含む）の高精度な空間分布測定、粒子制御のためのダイバータパラメーターのリアルタイム計測、およびこれらの計測に基づいたアクチュエータ制御が重要であり、その機器開発と制御手法の確立が必要な取り組みとして挙げられる。また同時に、(b) 中性子による核融合出力計測手法開発と、将来の実証炉での炉心制御を見据え、放射線環境下アクセス制限下で高い信頼性をもつ炉心プラズマ診断法の開発と試験がITER における必要な取り組みとして挙げられる。

(a)の燃焼プラズマ制御のための物理課題は、BA 計画のJT60-SA やLHD において精力的に研究が開始される。そのため、計測および制御手法の開発はこれらの研究活動と表裏一体の形で進められ、その成果は上記のITER 計画へ反映継承される。特に粒子制御やダイバータ開発に伴う計測および制御手法の開発はLHD の2期計画での進展が期待される。

(b)の、将来の実証炉での炉心制御を見据えた計装機器開発では、ITER 実機での試験の一方、加速器中性子源を使用した開発・試験が不可欠であり、BA 計画のIFMIF-EVEDA 試験装置等の利用もありうる。一方、慣性核融合の分野では独自のFIREX 計画等において研究が進められるが、開発試験においてパルス中性子源としての利用が期待できる。

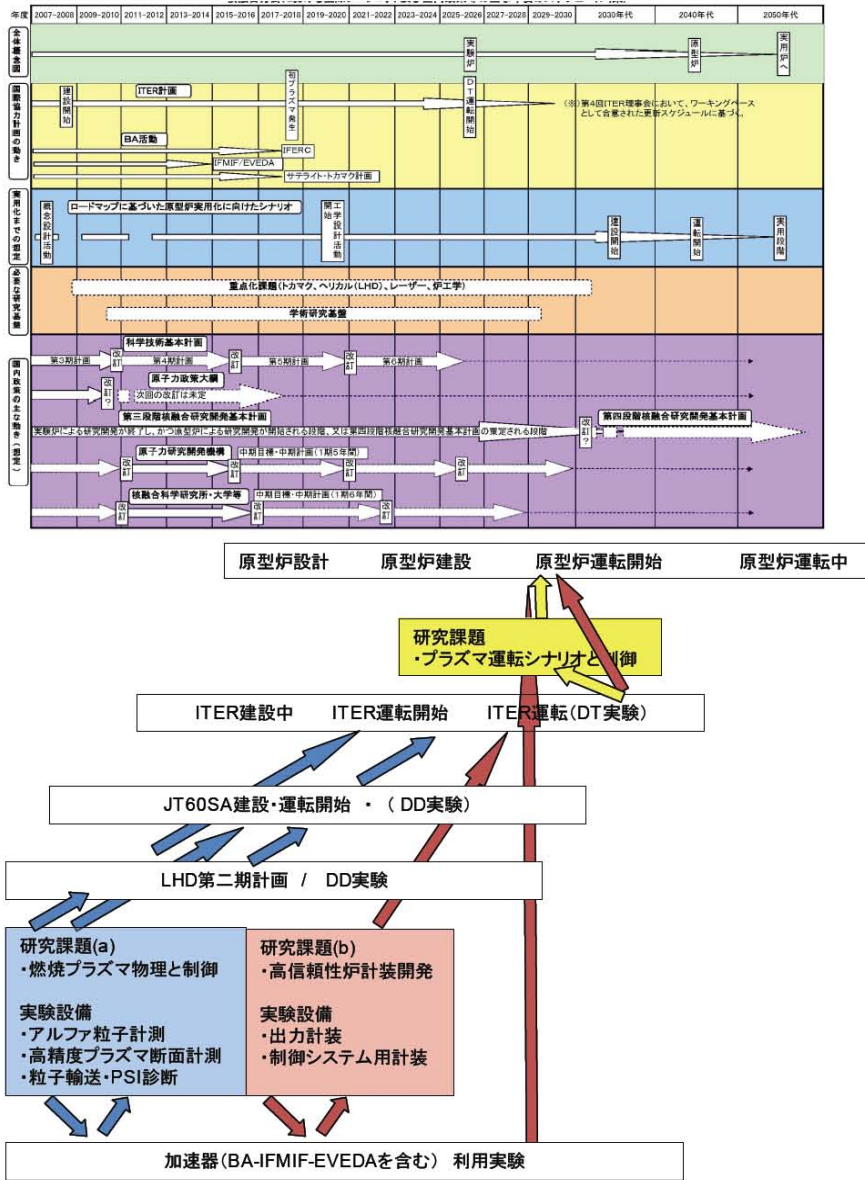
**(2) ロードマップ図での位置付け**

以下の図に示す。



(2) ロードマップ図での位置付け

以下の図に示す。



1) ITER・BAをオールジャパンで推進し、その成果を将来の核融合研究につなげるために必要な取り組み。

ITERのメンテナンスは「損傷のため運転に支障のある機器だけを交換し、廃棄物の発生を最低限に抑える」ことを重視して炉内保守方式を採用しているが、原型炉以降の核融合動力炉では「ブランケットおよびダイバータを短期間に交換して高稼働率の実現を可能にする」ため、セクターまたは複数のブランケットモジュールを搭載したセグメントを基本単位としたホットセル保守方式が有望と考えられる。ここでは、炉内保守方式からホットセル方式への移行を考慮して将来の取り組みを検討する。

メンテナンスを構成する技術は、1) 重量物の搬送、2) 切断/再溶接/検査、3) 取付・位置決め、4) 制御、5) ホットセル、6) 耐放射線、7) 動力無線化、8) 保守期間、9) 信頼性（故障率DB）である。メンテナンス方式は原型炉の基本構造と密接な関係があるため、これら要素技術の開発とは別に、技術成立性の高いメンテナンス概念の検討を可及的早期に進める必要がある。このメンテナンス概念を踏まえて要素技術の仕様を明確化し、原型炉へ向けた保守技術の開発に移行する。

●ITERで期待される成果

項目	期待される成果
1) 重量物の搬送	・キャスクの可搬性能：約40トン
2) 切断/再溶接/検査	・ブランケット冷却配管のYAGレーザー溶接 ・ディスクカッタによる切断
3) 取付・位置決め	・キー挿入により、ブランケット最終設置精度：0.5mm
4) 制御	・VRによるオペレータ訓練と保守手順確認
5) ホットセル	・ダイバータ、ブランケット、ポートプラグ（計測、加熱）の補修技術
6) 耐放射線	・ロボット部品（モータ、潤滑剤、ケーブルなど）1MGyの耐放射線性
7) 動力無線化	—
8) 保守期間	・440個の全交換は2年以内、トロイダル列（約40モジュール）は3ヵ月、1個の交換は6週間
9) 信頼性	（実績による）

●BAで期待される成果

原型炉設計活動をとおして技術成立性の高いメンテナンス概念を絞り込む。

●将来の研究計画にフィードバック・フィードフォワードするためのcheckpoint

1) 2016年：ITER調達の完了、BA10年間の活動終了時点で、原型炉へ向けたメンテナンス技術

の R&D を明確化する。

- 2) 2025 年頃：この時期までに要素技術の開発単体試験を完了、モックアップによる組合せ試験に移行する。



2) ITER・BAと相補的な研究プロジェクトの具体的プラン。原型炉段階の研究に進むための必要性と他の研究項目との関連性・整合性など。

①原型炉へ向けたメンテナンス要素技術の開発

原型炉では、ITERと比較し、保守時間の大幅な短縮、可搬性能の向上が求められる。取り扱う機器が大型化するため、原型炉用の保守ロボットの実規模装置を試作し、実機の製作仕様を決定するための試験を実施する。

②モックアップによる組合せ試験

トカマク、キャスクなどの実規模モックアップによる組合せ試験を実施し、保守システムの総合機能確認および改良を行う。

3) その他、研究体制についての具体的な要望やビジョンなど。

ITERのメンテナンスの研究開発はJAEAが実施してきており、この技術的蓄積やITERでの運用知見を活用するため、原型炉へ向けても大学や産業界等の参画のもとJAEAを中心とした研究開発体制を構築するのが効率的である。例えば、実機の保守ロボットの設計や製作仕様の取りまとめ及び実規模装置を使用した試験をJAEAが実施し、技術課題の内容や研究の規模によっては大学やメーカーが参画できる体制とする。