

原子力機構における核融合原型炉に むけた開発研究の現状と課題

秋場 真人
(独立行政法人日本原子力研究開発機構)

「今後の核融合研究開発の推進方策について」 (原子力委員会、平成17年)の概要

□ 核融合エネルギー早期実現のための開発戦略

- ◆ トカマク方式において、一定の経済性を念頭においた原型炉に向けての開発研究をITERと並行して進めることが妥当。
- ◆ トカマク型核融合炉の運転方式としては、…、経済性や熱疲労等の技術的観点から定常運転方式の核融合炉を実現することが望まれる。

□ 原子力機構の位置づけ

- ◆ トカマク方式による開発研究の中核的機関としての役割が求められる。

今後の核融合研究開発における研究開発の チェック・アンド・レビュー項目(案)と原子力機構の対応

項目	中間段階でのC&Rまでの達成目標	原型炉段階への移行判断	原子力機構の対応
① 実験炉による自己加熱領域での燃焼制御の実証	・ITER実機を踏まえた実験炉の技術目標の達成計画の作成。	・ITERによるQ=20程度以上の(数100秒程度以上)維持と燃焼制御の実証。	・国内実施機関としてITERでの実証を目指す。
② 実験炉によるQ=5以上の非誘導定常運転の実現	・ITER実機を踏まえた達成計画の作成。	・ITERによるQ=5以上の非誘導電流駆動プラズマの長時間維持(1000秒程度以上)の実証	・国内実施機関としてITERでの実証を目指す。
③ 実験炉による統合化技術の確立	・ITER施設の完成 ・機器製作・据付・調整に関わる統合化技術の取得	・ITERの運転・保守を通じた統合化技術の確立。安全技術の確認。	・国内実施機関としてITERの建設・運転・保守を通して技術を取得。
④ 経済性見通しを得るための高ベータ定常運転法の確立	・ITER支援研究と定常高ベータ化準備研究の遂行とトカマク国内重点化装置による研究の開始	・トカマク国内重点化装置等による無衝突領域での高ベータ($\beta N=3.5-5.5$)定常運転維持の達成。	・JT-60SAでの確立を目指す。
⑤ 原型炉に関わる材料・炉工学技術開発	・発電ブランケットの技術基盤の整備の完了。ITERでの機能試験に供する試験体の製作を完了 ・低放射化フェライト鋼の原子炉照射データを80dpaレベルまで取得し、核融合と類似の中性子照射環境における試験に供する材料を確定。	・ITERでの低フルエンスDT実験により、発電ブランケットのトリチウム増殖・回収機能や除熱・発電機能を実証。 ・80dpaレベルまでの低放射化フェライト鋼の重照射データの検証を完了。	・TBM計画・BA活動で実施。並行して原型炉概念設計及び関連技術開発を進める。 ・HFIR炉や国内炉で取得。
⑥ 原型炉の概念設計	・原型炉の全体目標の策定。 ・原型炉概念設計の基本方針。 ・炉心、炉工学への開発要請の提示。	・炉心、炉工学技術の開発と整合をとった、原型炉概念設計の完了。	・BA活動で実施。並行して原型炉概念設計及び関連技術開発を進める。

* 本資料は「今後の核融合研究開発の推進方策について」別添21をもとに作成。

原型炉に向けた各国の核融合研究開発の考え方

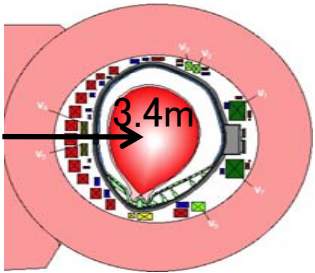
極・国	原型炉に向けた考え方	現状	ITERへの取組
欧州	<p>○エネルギー・環境問題の解決が核融合開発への強力な動機。</p> <p>○他極に先駆けて、核融合の「早期実現戦略」を提示。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・早期発電実証炉はITERと同じトカマク方式 ・経済性より発電実証を優先 ・材料開発を重視(国際核融合材料照射施設(IFMIF)の誘致を視野に入れている) 	<p>大型トカマク装置JET(1983年稼働開始)を中心に、トカマク方式の先進的な研究開発が精力的に行われている。日欧協力でBA活動を推進。</p>	<p>ITER計画当初からの参加極</p> <p>ITERのホスト極</p> <p>フランス・カダラッシュがITER建設地</p>
米国	<p>○エネルギー開発よりも科学研究を重視。</p> <p>○米国では、ITERからDEMOに向かう工学・物理リスクを低減するため、その中間段階での装置として、工学機器やプラズマ運転の課題を検討する装置を検討中。</p>	<p>世界初の大型トカマク装置であるTFTR(1982-1997)によって多くの成果を得た後、DIII-DやAlcator C-MODなどの中型装置を駆使して、トカマク方式の先進的な研究開発が進められている。NSTX改造予定(2014)。</p>	<p>ITER計画当初からの参加極。一次撤退したが、2003年1月よりITER計画に復帰</p>
中国	<p>○将来のエネルギー消費量の増大への対応として核融合研究開発を国家を挙げて精力的に推進。</p> <p>○早期の実現に前向き。ITERと並行して実験炉を建設する計画が進行中。</p>	<p>超伝導中型トカマク装置EASTを2006年に建設し、現在稼働中。</p> <p>核融合エネルギーの早期実現に前向きであり、実験炉の概念を固めるための委員会を組織して検討中。今年中に方向性を固める意向のようで、Hybridもオプションの一つ。</p>	<p>2003年2月、ITER計画に参加</p>
韓国	<p>○核融合エネルギー研究開発促進のために核融合エネルギー開発振興法を制定し、国家的に核融合研究を推進</p> <p>○核融合エネルギーの早期実現に前向き。第2次核融合エネルギー開発振興基本計画を策定するなど、原型炉に向けた体制作りを進めている状況と伺え、KSTARやITERを最大限に活用しつつ、DEMOに向けた核融合基盤技術の研究開発を本格的に推進しようとしている状況。</p>	<p>大学や研究所、産業界などの総力を挙げて、国際協力をベースに、韓国核融合計画(KSTARプロジェクト)を1995年に開始。2008年から稼働中。</p> <p>現在、第2次核融合エネルギー開発振興基本計画(2012-2016)を確定。その中で、ITERテストブランケットモジュール(TBM)推進計画を確定し、今年からTBM計画に本格参入。</p>	<p>2003年6月、ITER計画に参加</p>
インド	<p>○現在のインドは非常にエネルギー不足の状態のため、より優れた特質をもつ核融合発電によって、エネルギー問題を解決したいと考えている。</p>	<p>現在、超伝導小型トカマク装置SST-1を建設中。</p>	<p>2005年12月、ITER計画に参加</p>
ロシア	<p>○米国と同様な状況。核融合エネルギーの実現に向けて、ITERと並行して核融合中性子源の必要性を強く認識しており、その実現に向けた活動を進めている状況。</p>	<p>連邦科学技術計画の重要課題であるITER計画に参加することによって、核融合開発を推進中。トカマク装置の発明国であり、現在もトカマク研究を実施。</p>	<p>ITER計画当初からの参加極</p>

「今後の核融合研究開発の推進方策について」における トカマク型原型炉の基本的な考え方

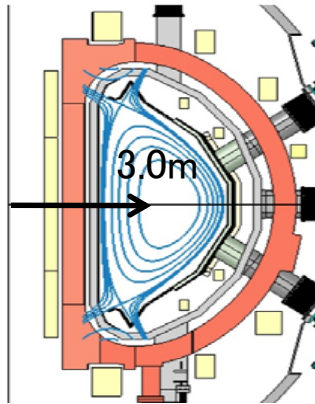
- ◆ 定常方式の核融合炉を実現することが望まれる。
- ◆ ITER程度の炉心寸法と百万kWレベルの発電能力を持つことが想定される。
- ◆ 1年程度の連続運転が可能であるとともに、高いプラント効率や送電端での高い出力安定性、及び1を超える総合的なトリチウム増殖率(TBR)が必要と考えられる。
- ◆ 高プラズマ圧力運転の実現、年レベルの連続運転を可能とする非誘導の定常運転と熱・粒子の制御技術
- ◆ 10-20MW年/m²程度の中性子フルエンス(累積照射量)と1MW/m²程度の熱流束(表面熱負荷密度)に耐える第一壁
- ◆ 数年レベルの中性子照射への耐性と耐粒子束性能を持ったダイバータ
- ◆ 短期間での保守(稼働率に影響を与えない程度)
- ◆ 1年程度の連続運転が可能な加熱・電流駆動機器

JT-60, JT-60SA, ITER, SlimCS(原型炉)の比較

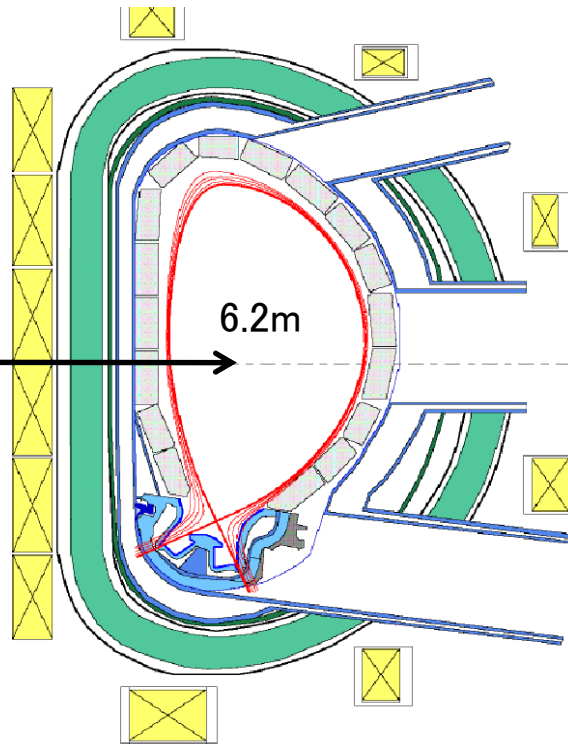
JT-60
(R=3.4m)



JT-60SA
(R=3.0m)

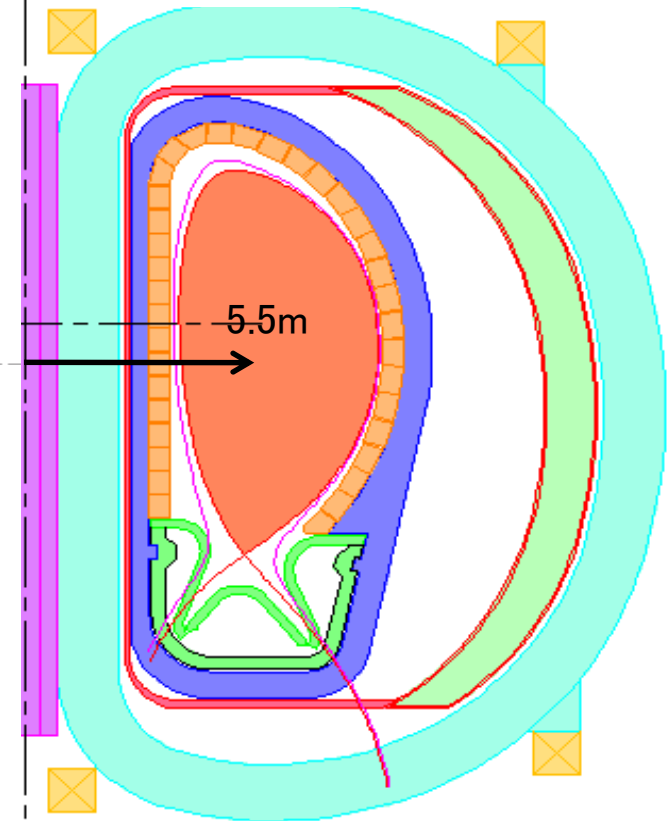


ITER
(R=6.2m)



1 m

SlimCS
(R=5.5m)



核融合出力	—
プラズマ大半径	3.4m
プラズマ小半径	1.0m
最大コイル磁場	—
プラズマ電流	3.0MA

核融合出力	—
プラズマ大半径	3.0m
プラズマ小半径	1.2m
最大コイル磁場	9T
プラズマ電流	5.5MA

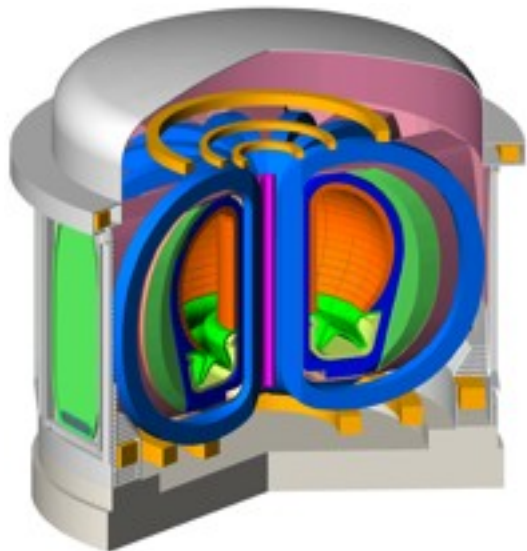
核融合出力	0.5GW
プラズマ大半径	6.2m
プラズマ小半径	2.0m
最大コイル磁場	13T
プラズマ電流	15MA

核融合出力	2.95GW
プラズマ大半径	5.5m
プラズマ小半径	2.1m
最大コイル磁場	16T
プラズマ電流	16.7MA

我が国における原型炉の設計例

いずれも定常炉、ITER程度の炉心寸法

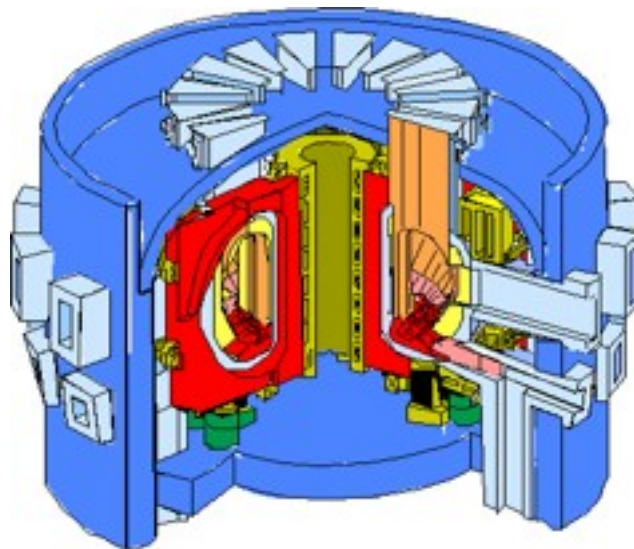
SlimCS (JAEA)



プラズマ大半径 R_p	5.5m
アスペクト比A (=大半径÷小半径)	2.6
最大コイル磁場	16T
プラズマ要求性能 β_N	4.5

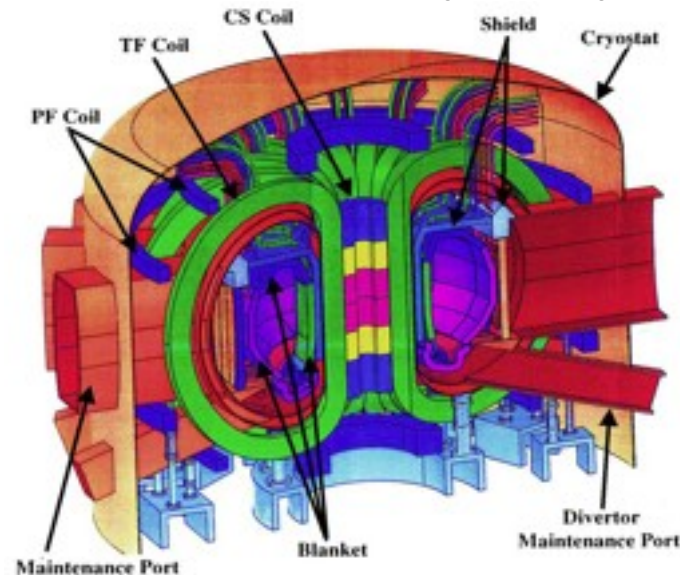
低Aによる高 β_N 化

SSTR (旧原研)



プラズマ大半径 R_p	7.0m
アスペクト比A (=大半径÷小半径)	4.0
最大コイル磁場	16.5T
プラズマ要求性能 β_N	3.5

Demo-CREST (電中研)



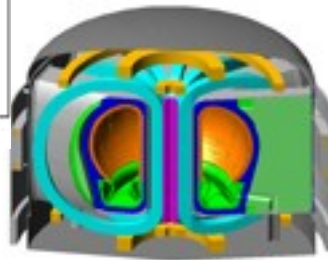
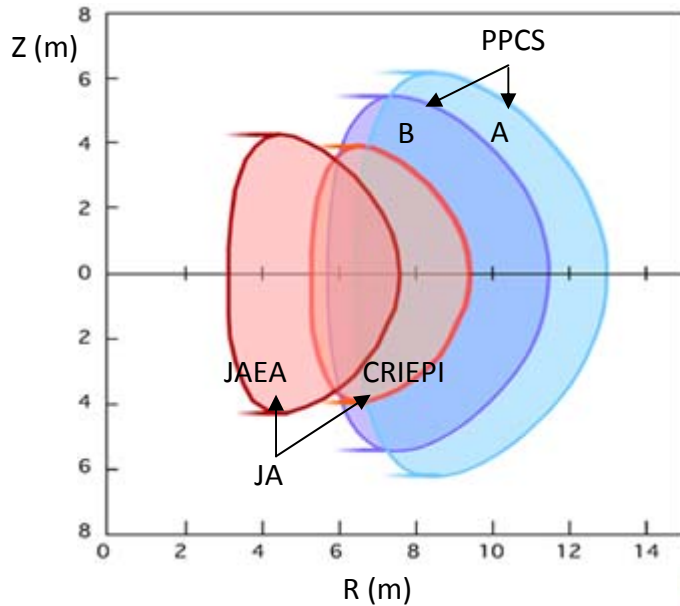
プラズマ大半径 R_p	7.3m
アスペクト比A (=大半径÷小半径)	3.1
最大コイル磁場	16T
プラズマ要求性能 β_N	1.9-4.0

ITERの成果反映を考慮

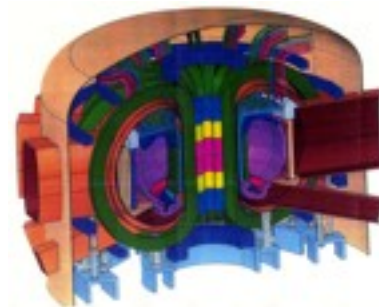
原型炉の考え方の例

原子力委員会核融合専門部会「推進方策」(2005):

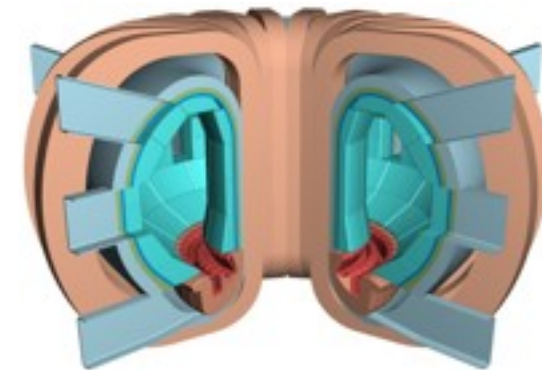
- 1) ITER程度の炉心寸法
- 2) プラントレベルの電気出力
- 3) 定常運転
- 4) 一定の経済性見通し



JAEA



CRIEPI



EU

	JA (SlimCS, D-CREST)	EU (PPCS-A,B)
Size	ITER-size	$R_p = 8-10m$
Requirements for plasma	advanced	Extension from ITER
Blanket	Water-cooled solid breeder	ex. He-cooled liquid breeder
Magnet	$\sim 16T$ Nb_3Al	$\sim 13T$

小型炉か、大型炉か？

「炉寸法」は設計思想の問題

	インセンティブ
“小型炉”	• 建設費の低減
“大型炉”	• 概して設計パラメータが楽（と考えられている） 原型炉では技術的确实性を重視すべき...（という考え方もある）

しかし、「小型炉」と「大型炉」の問題はそれほど単純ではない

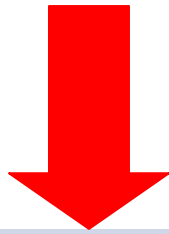
たとえば、

- 小型炉では、除熱、及び小規模中心ソレノイドによるプラズマ電流立ち上げに課題
- 大型炉では、定常運転に必要な電流駆動パワーが増大（EUの設計例では、 $P_{NBI} > 250\text{MW}$ ）

原子力機構における原型炉に向けた技術開発

□ 主要な技術開発課題

- ◆ 原型炉概念の構築、設計作業
- ◆ 超伝導コイル用新線材開発
- ◆ ブランケット開発
- ◆ ダイバータ開発
- ◆ 理論・計算機シミュレーション研究
- ◆ 炉心プラズマ研究
- ◆ 核融合燃料システム開発と環境安全性評価
- ◆ 核融合材料開発と規格・基準・信頼性
- ◆ 加熱・電流駆動システム開発
- ◆ 保守シナリオの検討と遠隔保守機器の開発



原型炉概念設計のコアとなるチームの整備、
設計に必要な関連技術開発を進める拠点の整備が必要

1. 原型炉概念の構築と設計作業

原型炉概念と設計作業の課題

- 原型炉概念の構築
- 工学設計活動へ向けたR&D項目及び目標仕様の決定
- 概念設計、工学設計活動、建設準備への移行を見越した体制の整備
- 設計のコアとなるチームの整備、設計に必要な関連技術開発を進める拠点の整備

課題の解決へ向けた原子力機構の取組み

1. 原型炉概念の構築

→ 様々な炉型及び機器概念の研究はBAで、本格的な原型炉概念設計はポストBA



システムとして整合のとれた
原型炉概念

設計要件の優先順位付け

- 出力、装置規模、コスト、安全性、稼働率など

技術的限界の把握

- 中性子負荷、熱負荷、磁場強度、 β 値など

要素技術の制約条件に関する理解

- 共存性、製作性、信頼性、トレードオフなど

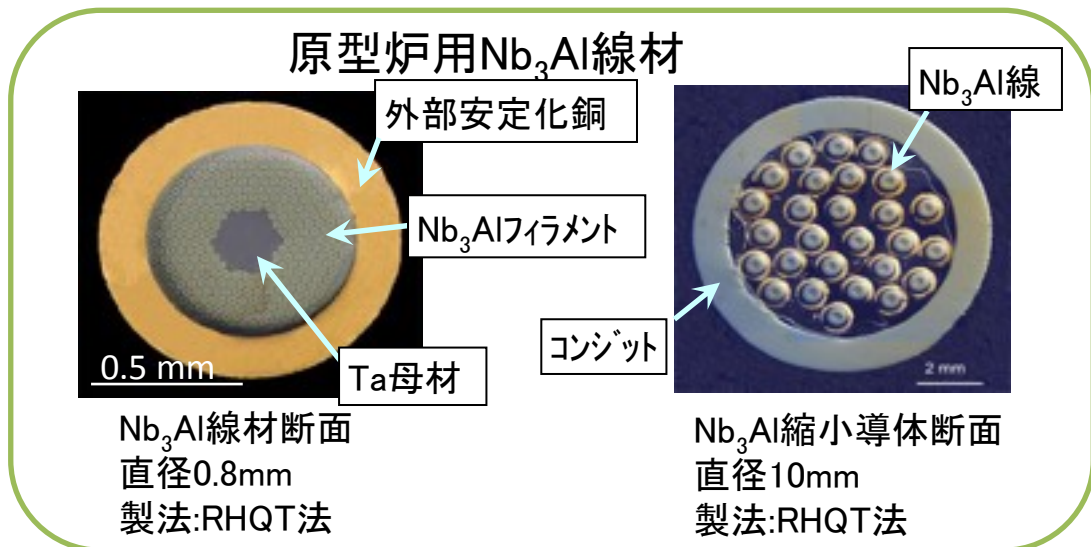
2. 超伝導コイル用新線材開発

□ 原型炉用超伝導コイルに向けた課題

- ◆ 原型炉では、高出力と炉のコンパクト化両立のため高磁場が要求される。
→ 従来の線材での対応は困難。新たな線材と導体が必要。
→ Nb₃Al超伝導線材を用いて16T程度を実現する案が、現時点で有力。
- ◆ このような高磁場で導体規模の試験が可能な試験環境は例がない。
→ 新たな導体製作技術開発および試験装置の整備が必要。

□ 課題の解決へ向けた原子力機構の取組み

- ◆ ITERを通して核融合用大型超伝導コイル製作技術を確立。
- ◆ Nb₃Al導体については、共同研究等で他の研究機関と協力して開発を推進。
- ◆ 高温超伝導線材については、当面基礎的な調査を継続。



原型炉用試験装置の整備

必要磁場: 16T
必要空間: 直径0.4m以上

このような大型高磁場用の
試験装置は世界的にも無い

3. ブランケット開発 (I)

原型炉ブランケットに向けた課題

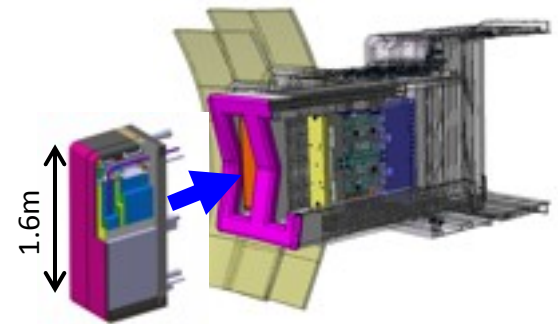
- ①放射線遮蔽、熱エネルギーの取り出し、トリチウム燃料増殖の全てを同時に満足する
これまでにない機器の開発
→ まずはモジュール規模での実証試験を行うべく、
ブランケットモジュール製作技術の確立、モジュール規模の性能評価、
原型炉用構造材料、増殖・増倍材料の技術基盤の確立
- ② 高耐照射性能、高温強度を同時に満足する新しい構造材料の実用化
→ 材料開発・規格化、設計基準、検査維持技術開発
- ③ 原型炉のシステム技術の開発と実規模への適用性確認
- ④ 原型炉の工学基盤の構築と高機能ブランケットの開発

課題の解決へ向けた原子力機構の取組み

原子力機構のこれまでの取組み:

- テストブランケットモジュール(TBM)の実規模第一壁、筐体構造、増殖材充填構造体の試作、実機条件の高熱負荷試験に成功。
- DT核融合中性子、材料試験炉でブランケットモックアップのトリチウム生成試験の成功と生成率の評価データ蓄積。

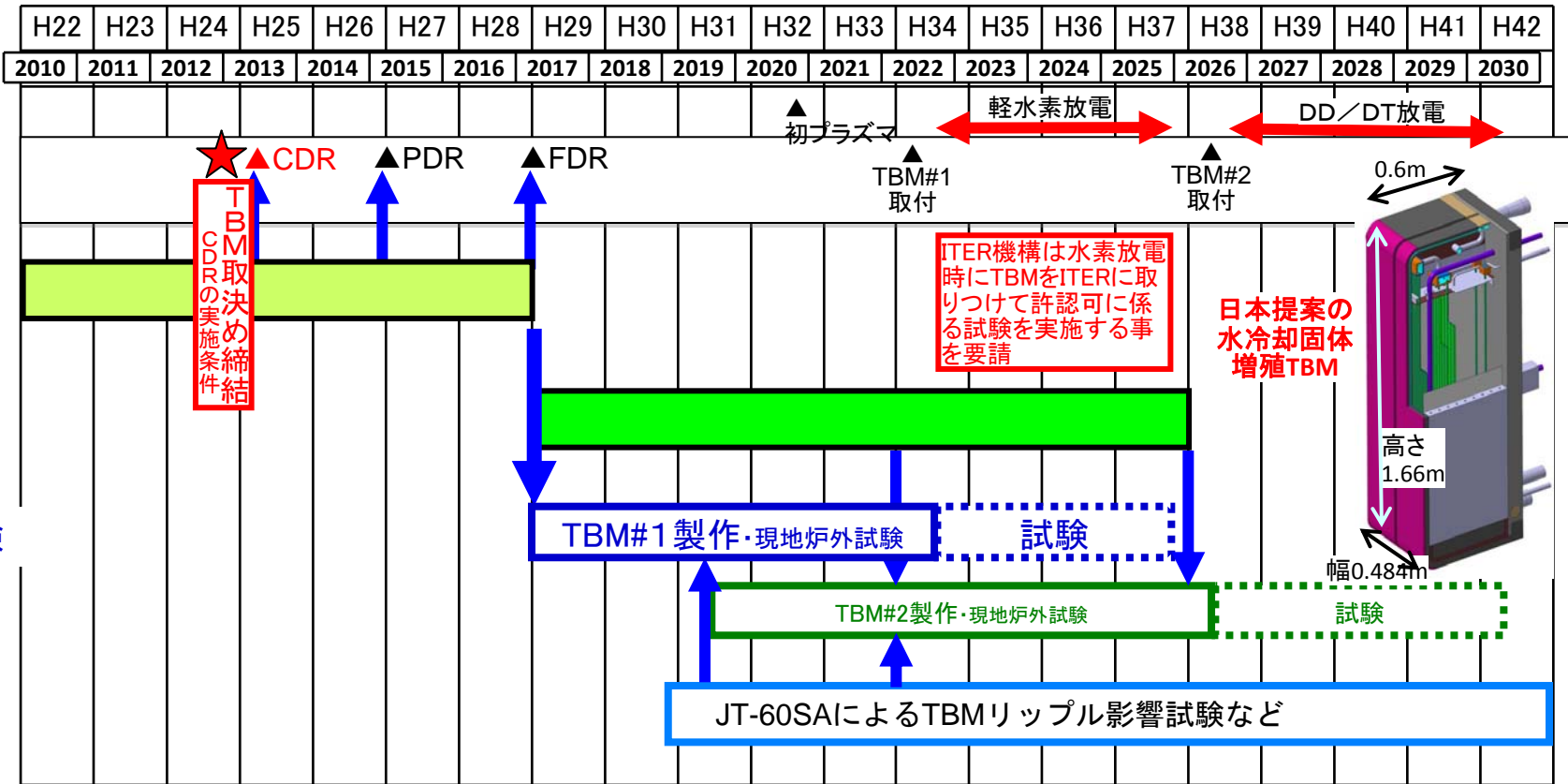
今後は、ITER-TBMを設計製作し、ITERの核融合環境におけるブランケットの実証試験を行い、原型炉に向けた性能データ取得及びモジュール製作の基本技術の確立を目指す。



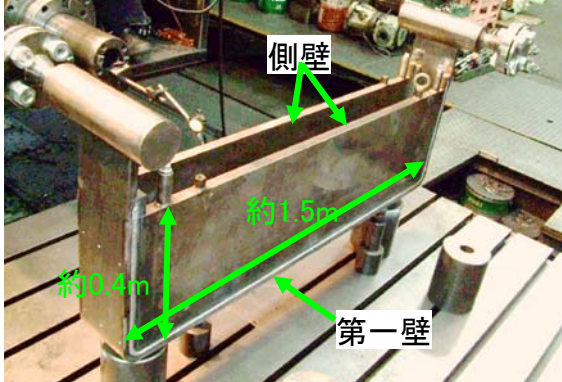
テストブランケットモジュールとITERの試験ポート

3. ブランケット開発 (II) TBM開発の想定スケジュール

- ITER
- ITER/TBM
- 詳細設計作業
- 安全性評価試験
- 実機TBM製作・試験
- JT-60SA

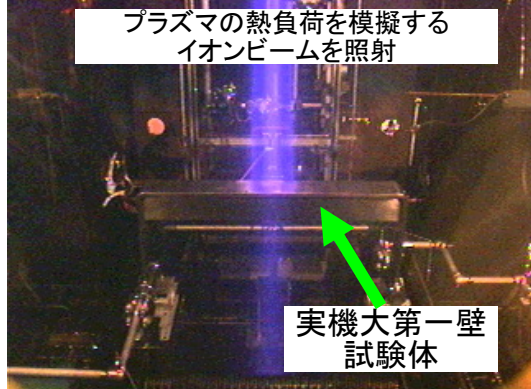


実機大第一壁/側壁接合体モックアップ



◆ 製作性の妥当性を検証

実機大第一壁の加熱試験



◆ 0.5MW/m²の熱負荷に耐えることを確認

4. ダイバータ開発

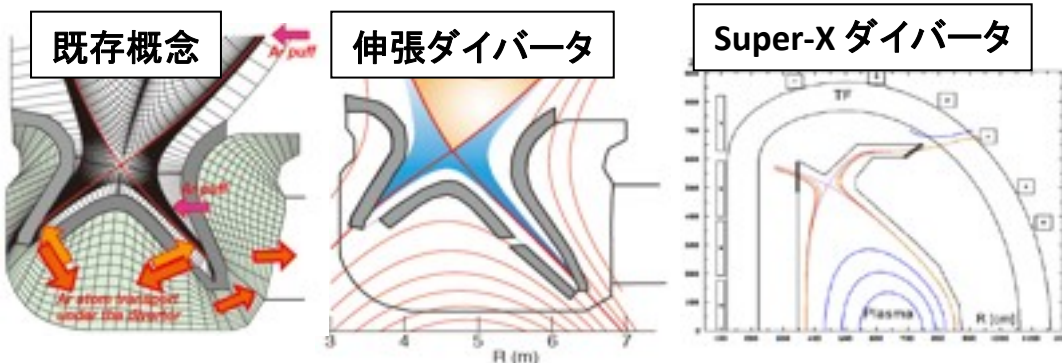
原型炉ダイバータに向けた課題

- ダイバータの熱・粒子負荷をITER以下に抑えるためのダイバータプラズマ制御技術の確立
- 想定される熱・粒子負荷、中性子負荷に耐える原型炉用ダイバータの製作技術開発
- プラズマへの影響も含むプラズマ、工学両面の整合のとれたダイバータ概念の確立

課題の解決へ向けた原子力機構の取組み

炉設計研究

- 幅広いダイバータ概念の設計検討
- ダイバータシミュレーション、概念の絞り込み



JT-60SA

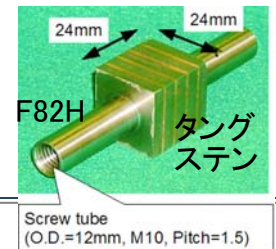
ダイバータプラズマ制御技術

- ダイバータ制御技術の確立
- シミュレーションコードの検証
- 原型炉用金属ダイバータの試験

工学技術開発

原型炉用ダイバータの開発

- 対向材接合技術
- 熱・粒子負荷試験



5. 理論・計算機シミュレーション研究

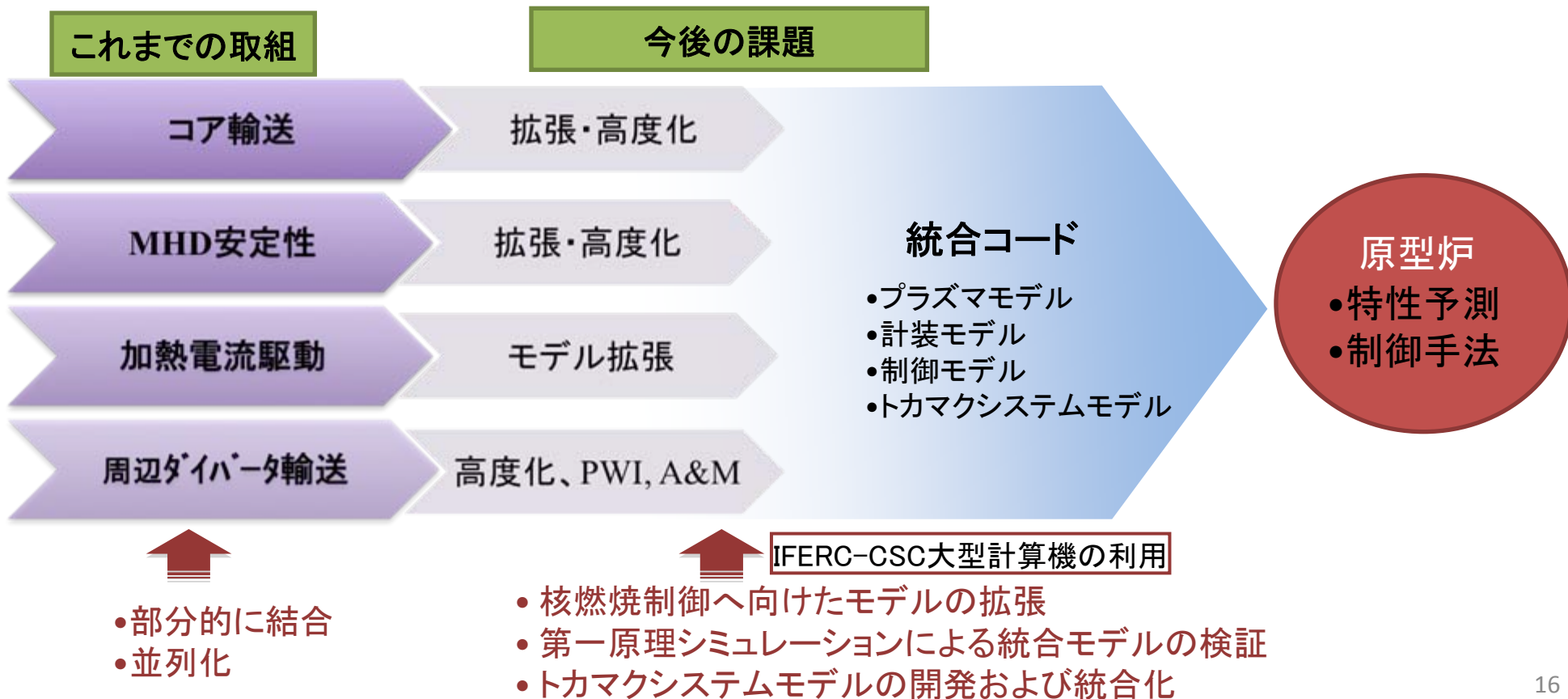
1. 理論・計算機シミュレーション研究の課題

- 原型炉プラズマの性能予測
- 核燃焼プラズマの総合的制御手法の確立

← プラズマ物理モデル
とトカマク機器システムの
統合シミュレーション

→ 統合コード開発

2. 統合コード開発に向けた原子力機構の取組み



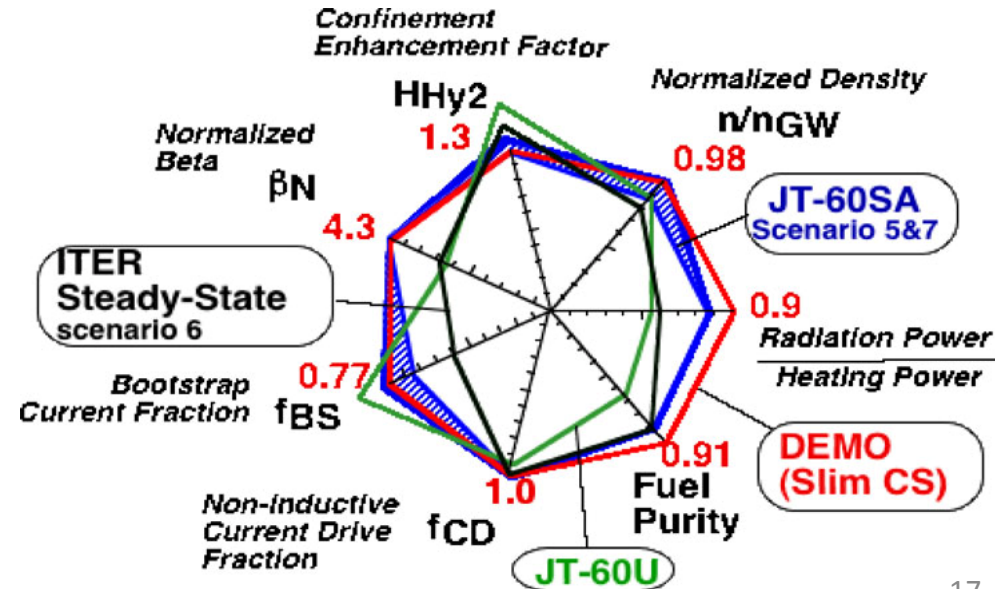
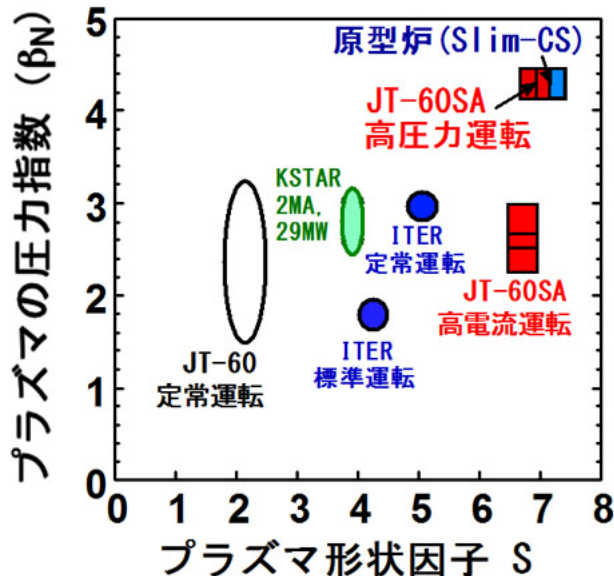
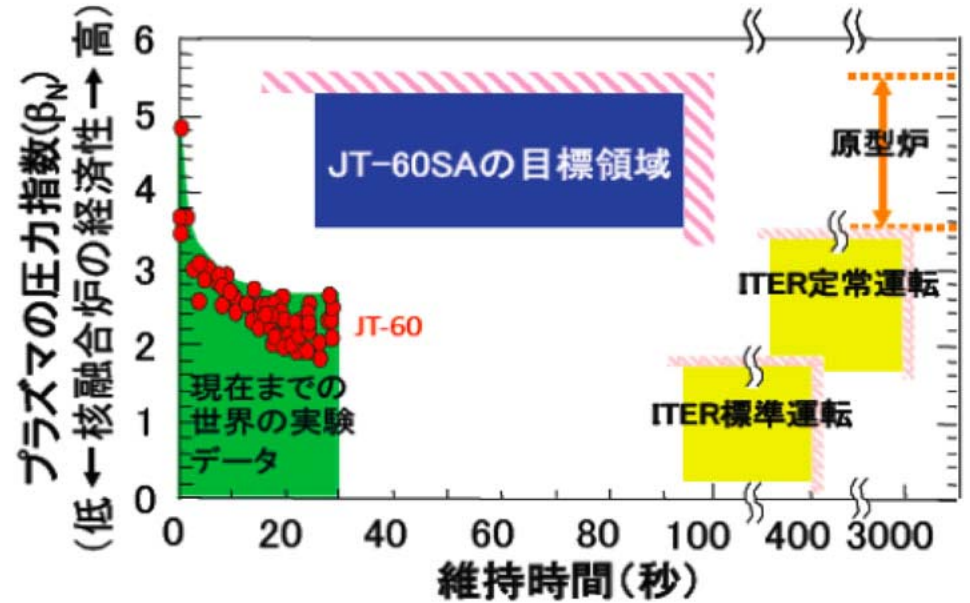
6. JT-60SAにおける炉心プラズマ研究

原型炉に向けたITERの補完研究の目標

原型炉で必要となる高出力密度を可能とする高性能(高圧力)プラズマを100秒程度維持し原型炉の運転手法を確立する。

JT-60SAの特長

- 高いプラズマ形状因子を持つJT-60SAは、ITERでは実現できない高圧力プラズマ運転が可能。
- 総合性能も原型炉に近い。



7. 核融合燃料システム開発と環境安全性評価

主な課題と原子力機構の取組み

核融合燃料システム開発： 燃料増殖に必要なリチウム材料の確保、燃料取扱システムに係る研究開発

① 燃料確保に係るリチウム資源回収技術開発

- ・ イオン液体-電気透析法によるLi同位体回収試験を実施。
- ・ 上記波及効果により、海水リチウム資源回収試験に着手。
- ・ 使用済Liイオン電池からのLi資源回収試験に着手。

② 燃料供給シナリオの最適化、原型炉トリチウムサイクルの構築

- ・ 原型炉クラスの燃料サイクル設計が可能なレベルに到達。
- ・ 計量管理については約25年の管理実績とデータベースを蓄積。
- ・ 発電系統での大量トリチウム水処理系の開発。
- ・ システム制御に向けた分析、管理技術の開発。

環境安全性評価： トリチウム等の内包する放射性物質の影響評価

③ トリチウムの潜在的リスク評価

- ・ ITERで新たに採用されたスクラバートリチウム除去系の研究開発の遂行

④ トリチウムのインベントリを考慮した材料の開発

- ・ 構造材料に対するデータ(拡散係数、溶解度等)の蓄積、インベントリー評価手法の開発

⑤ トリチウムの環境動態、生態内の挙動の評価

- ・ トリチウム環境挙動、生物影響データ取得、環境挙動コード開発と国際協力による検証

8. 核融合材料開発と規格・基準・信頼性(I)

原型炉用材料開発と規格・基準・信頼性に係る課題

① 規格基準策定

(核融合炉という、原子力でもなく、一般プラントでもない全く新しい装置の規制整備。)

- ・ 核融合炉固有の安全性の特徴に依拠した規格基準の策定
- ・ 基準策定のためのデータベース構築、安全規制に係る体制の整備や人材育成
- ・ 日本の国際的なデファクトスタンダード化戦略

② 材料開発

(核融合炉で用いられる新しい材料の規格基準策定)

- ・ 核融合炉材料の開発戦略、材料開発に必要なIFMIFに対する考え方

課題の解決に向けた原子力機構の取組み

① 規格基準策定

- ・ ITERの日本誘致活動を通じた安全確保の考え方の検討整備
文部科学省原子力課&原子力安全課、原子力委員会&原子力安全委員会
- ・ JASME/ASMEでの核融合炉規格の検討

- ・ 国内学協会による核融合炉規格の整備
(超伝導など低温部材を最初に、順次展開)
- ・ 社会的受容性を得るための核融合炉の安全性研究、安全評価研究の推進。
(他部門、拠点、大学・研究機関、学協会等との連携協力)

8. 核融合材料開発と規格・基準・信頼性(II)

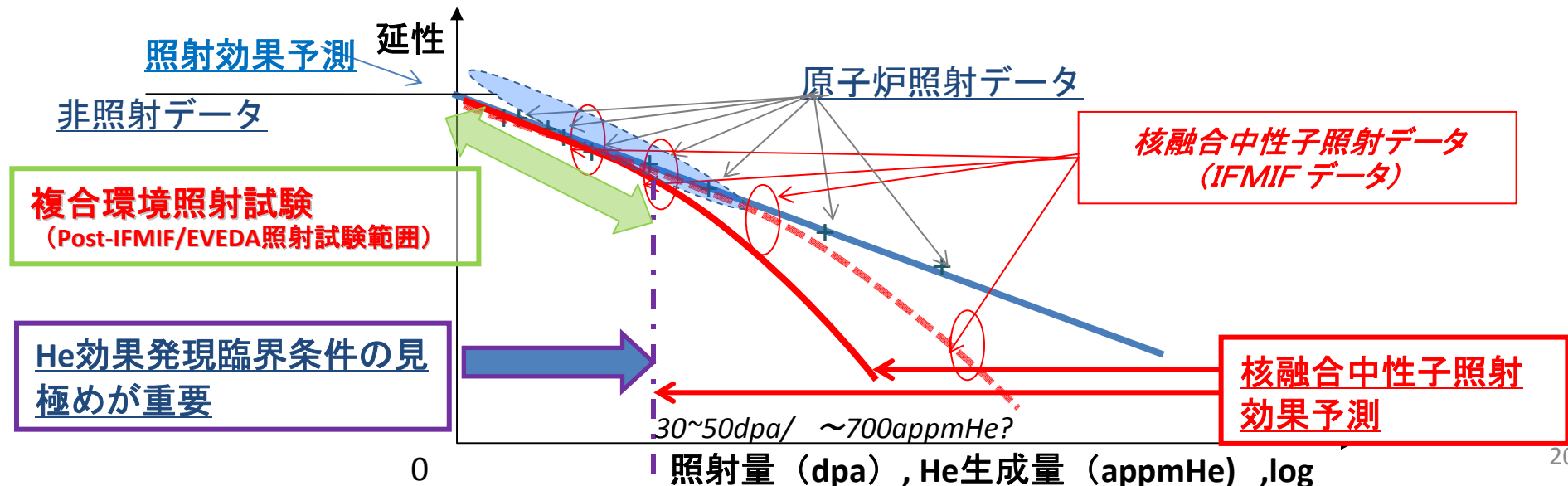
② 材料開発

原子力機構のこれまでの取り組み

- ・ **構造材料開発**: 高耐照射性能、高温強度といった核融合炉の要求項目を充足する新材料 (低放射化フェライト鋼、SiC/SiC複合材料など)
照射データ: 軽水炉、HIFR、核破砕施設利用、大量溶解、接合、試験検査技術開発など
- ・ **機能材料開発**: トリチウム燃料増殖を実現する (先進増殖材料:Li添加 Li_2TiO_3 、先進増倍材料: Be_{12}Ti など)

今後の課題

- ・ **核融合中性子照射効果(He効果)発現臨界条件の予測。**
照射データ拡充及び高精度化(含:SSTT評価、照射場相関評価)、マイクロ・マクロ相関評価と体系化
- ・ **複合環境下における照射データの蓄積。発現臨界条件の範囲でのデータ蓄積。**
厳選された材料を対象に、保守的なマトリクス、試験片でのデータ収集が必要



9. 加熱・電流駆動システム開発

原型炉用高周波加熱システム(EC)に対する原子力機構の取組み

原型炉用システムの開発は、ITER用システム開発の延長線上にある。

- ITERの要求性能(1 MW, 170GHz)を満足する高周波発信管の開発に成功
- 技術基盤の確立と整備: 高周波発信管の高出力化(1MW~2MW/基)
- 連続運転・保守技術の開発

原型炉用中性粒子ビーム入射加熱システム(NBI)に対する原子力機構の取組み

原型炉用システムの開発は、ITER用システム開発の延長線上にある。

- ITERの要求性能(1 MeV, 200 A/m²)に対し、0.98 MeV 185 A/m²水素負イオンビーム加速に成功
- 技術基盤の確立と整備: ①1.5~2MeV, 40A(200A/m²) D⁻ビーム入射技術
- 連続運転・保守技術の開発

10. 保守シナリオの検討と遠隔保守機器の検討

主な課題と原子力機構の取組み

1. 高稼働率のための遠隔保守概念の確立

→ BA原型炉設計活動で実施

(原型炉では、2年に1度程度ブランケットの交換を要し、これを数ヶ月程度で完了させる必要がある)

- モジュール方式から、セクター／セグメント方式へ
- 様々な概念案の比較・分析をとおして成立性の高い遠隔保守概念を選定

評価軸: 分割方式、脱着方式、搬送、安全性、建屋への影響、配管処理など



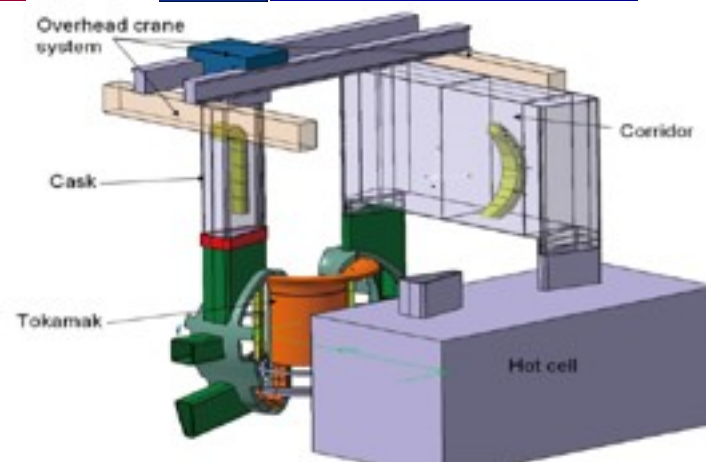
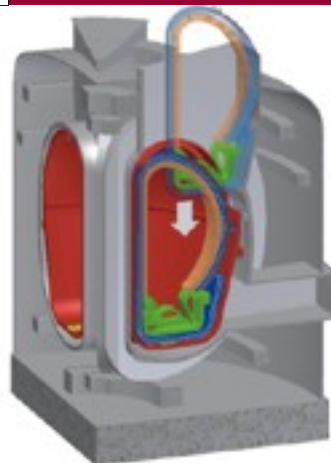
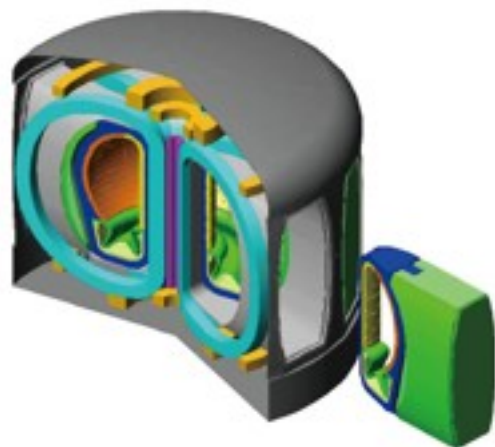
セクター水平引抜き



セクター垂直引抜き



セグメント垂直引抜き



2. 原型炉環境に耐える遠隔保守技術の開発

→ BA以降に、ITER及びBAの成果を踏まえて実施

3. 保守～廃棄物の一時保管～リサイクル・廃棄に至る作業動線及びプラント概念の確定

→ 基本的にはBA以外のプロジェクトで実施