

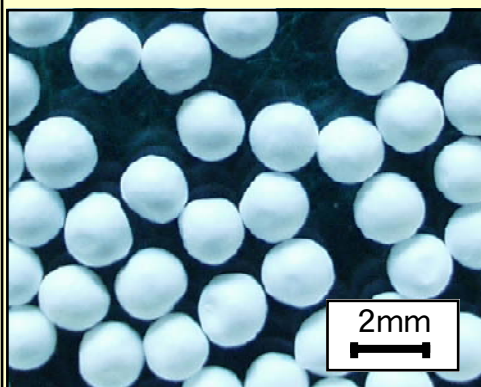
別添 1 1 炉工学研究の成果(2)原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成

- 平成12年に原子力委員会核融合会議が策定した方針に基づき、発電ブランケットや低放射化構造材料の研究開発を展開 → ITERでの発電ブランケット・モジュール試験が中間目標

発電ブランケットの要素技術開発の成果 (例)

増殖材

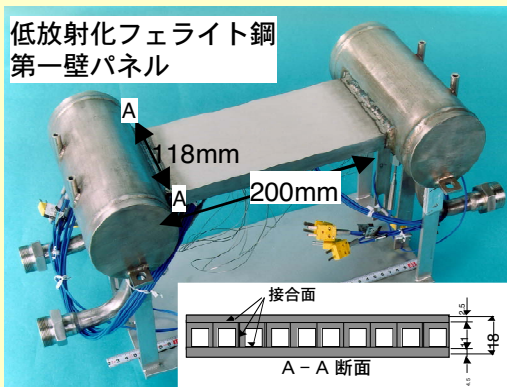
(Liセラミック微小球)



- 湿式造粒法による製造技術を開発
- トリチウム生成・放出特性を評価(@JMTR)

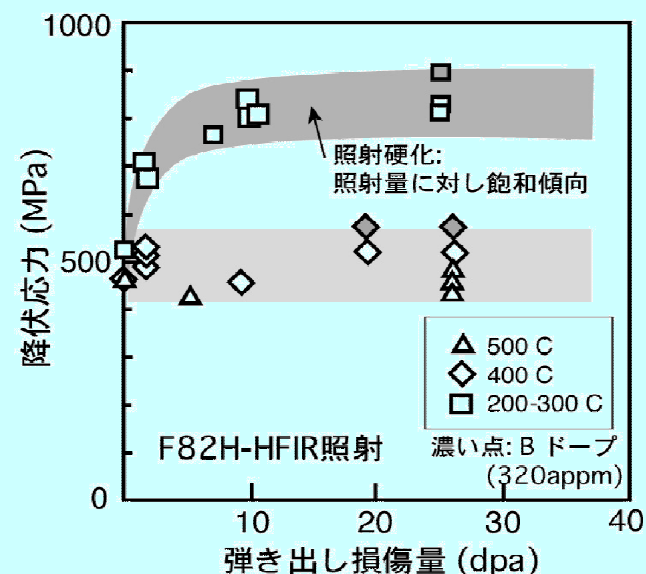
ブランケット容器

(低放射化フェライト鋼製)



- 高温加圧接合法による製造技術を開発
- 素材と同程度以上の熱疲労特性を確認

低放射化構造材料開発の成果 (例)



- 原子炉照射により、F82H鋼の照射硬化/脆化は照射量に対し飽和傾向

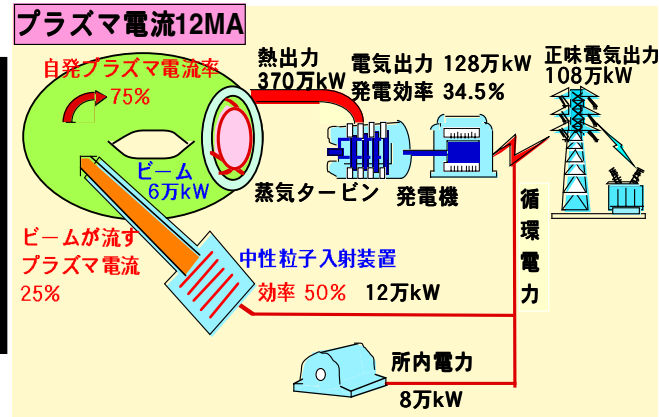
成果：(1)発電ブランケット設計概念の成立性を見通すための技術基盤の整備が完了、(2)高い耐照射性を有する低放射化フェライト鋼開発に見通しが得られ、(3)それらの成果の下に、ITERでの発電ブランケット・モジュール試験に向けて、工学レベルでの研究開発に展開しうる技術整備が完了。

別添 1 2 トカマク型核融合炉の概念

原型炉は、今後の概念設計で設計が固められるが、参考になるものとして、原研、電力中央研究所で設計されたSSTRとCRESTを上げる。

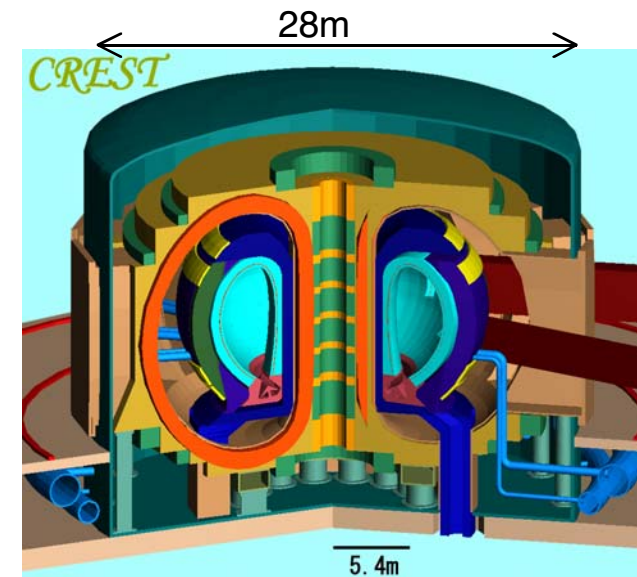
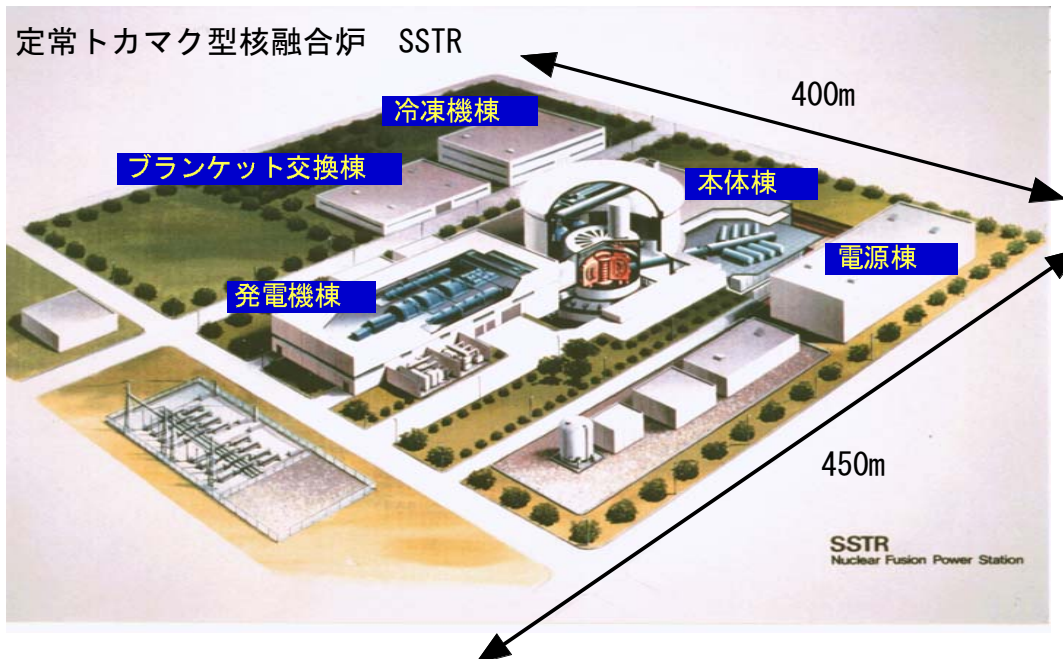
定常トカマク型核融合炉 SSTR

プラズマ電流	12MA
トロイダル磁場	9T
主半径	7m
エネルギー増倍率	50
規格化ベータ値	3.5
熱流束	1MW/m ²
最大中性子束	5MW/m ²
ブランケット	加圧水 Li20/Be
第1壁構造材	フェライト鋼F82H



高経済性核融合炉 CREST

プラズマ電流	12MA
トロイダル磁場	5.6T
主半径	5.4m
エネルギー増倍率	30
規格化ベータ値	5.5
アスペクト比R/a	3.4
ベータ値	7.4%
熱出力	338万kW
電気出力	116万kW
中性子束	4.5MW/m ²
ブランケット	過熱蒸気/Li2ZrO3
熱効率	41%
加熱・電流駆動パワー	9.7万kW
第1壁構造材	F82H (低放射化フェライト鋼)



別添 1 3 核融合炉の安全研究とITERの安全性確保

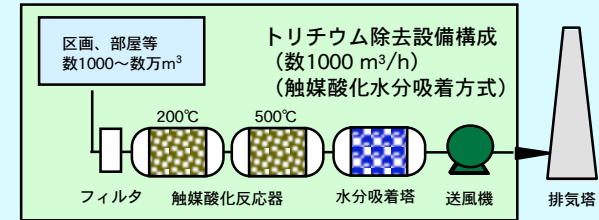
●安全研究の現状

◎放射性物質の閉じ込め研究等：

- ・発生する圧力への対策（真空容器内冷却水放出）
ITERでは、真空容器内機器は試験機器。損傷を仮定しても真空容器の閉じ込め機能を維持する受動的圧力解放システムの開発検証。
- ・崩壊熱による影響評価（運転停止直後の除熱異常）
運転停止直後に、冷却系内の冷却水全量が瞬時に喪失しても、真空容器温度は500℃程度で健全。
- ・トリチウムプラント機器：
閉じ込め障壁を、常温、大気圧程度以下で設計。

◎影響緩和設備の研究・実績等：

- ・原研トリチウムプロセス研究棟での15年余に渡る安全取扱実績
許可使用量：740PBq/y（～2kg）、貯蔵許容量：22.2PBq（～60g）、保有量：17.1PBq（2003.3現在）
15年間積算の総トリチウム排出量：～0.4mg（法令値の<1/200）
- ・トリチウム除去設備の性能を実証。
除去効率 > 99.9 %。
火災時（CO, CO₂, 共存）でも性能維持。



放射性物質の閉じ込め (事故の発生防止)

- 使用条件・環境条件に応じ真空容器、トリチウム取扱機器、冷却系機器、配管等の構造強度を確保
- 必要に応じ圧力逃し機構の設置

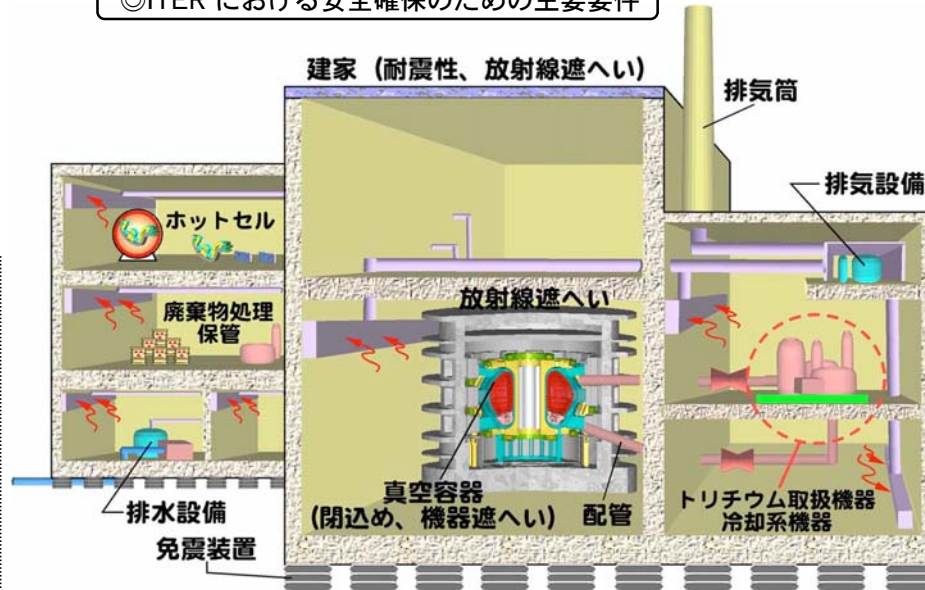
◎ITERで取り扱う可動性の放射性物質

- トリチウム（3 kg程度）が施設内に分散。循環再利用。
- 放射化ダスト（管理目標：W:100 kg等）。
- 放射化腐食生成物など

◎ITERで扱うエネルギー

- 核融合反応：約500MW、
- プラズマ熱：約400MJ、
- 冷却水120～152℃、1.8～4.2MPa、
- 崩壊熱：最大11MW(最大熱密度：0.5MW/m³)、など

◎ITERにおける安全確保のための主要要件



事故の影響の緩和

- 排気設備等により、建家内に放出された放射性物質を適切に除去
- 排気設備等により、建家内の負圧を維持し、地上放散を防止。
- 十分な希釈効果が望める高さの排気筒から放出

汚染の拡大防止、 保安管理上の措置、 解体・廃止 など

耐震性の確保

- 免震装置を用いて、真空容器トリチウム取扱機器、冷却系排気設備等、ホットセル、主要建家の耐震性を確保

放射線遮へい

- 超伝導コイル運転のため、真空容器内機器と真空容器により遮へい
- 公衆及び従事者の放射線防護のため、建家の区画を構成する壁、外壁により遮へい

930MHz高分解能NMR



Nb3Sn超伝導線材技術により21.9Tの強磁場を発生し、材料やタンパク質の構造解析の研究などに利用（物質・材料研究機構）

別添 1 4 核融合技術の波及効果

核融合技術

環境負荷低減型・短時間焼成プロセスの開発



焼成炉、焼成体の製造方法及び焼成体
特許出願2000-319415
特許出願人 核融合科学研究所長、岐阜県



連続焼成炉、焼成体の製造方法及び焼成体
特許出願2000-319416
特許出願人 核融合科学研究所長、岐阜県

大型液晶画面製造への応用



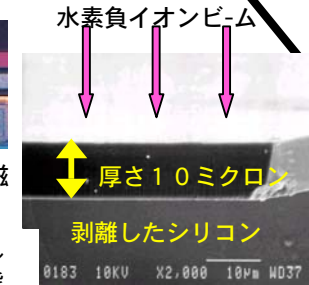
日新電機(株)提供
イオンドーピング装置
28型ワイド液晶画面
シャープ(株)提供
大面積イオンドーピングにより、30インチを越す大画面液晶が製品化されている。

大容量ハードディスク製造への応用



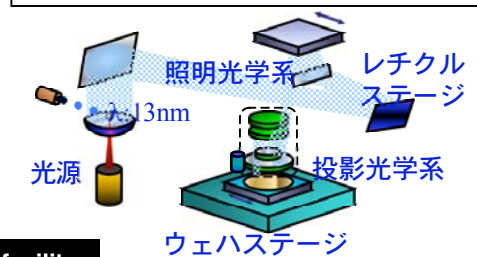
微細加工による磁気ヘッドコイル
磁気ヘッドコイルの超微細化が可能となり、ハードディスク容量が4桁上昇した（100GB級）。

次世代半導体基板製造への応用

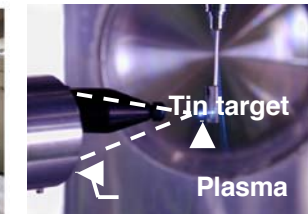


水素負イオンビーム
厚さ10ミクロン
剥離したシリコン
負イオンビームによる薄板半導体剥離製造（特許公開第2001-77044）

先進半導体製造技術：EUV光源開発



EUV-DB laser facility



極短波長の光を発生させるターゲット、そのターゲットを用いた光発生方法及びそのための装置（特許出願 2002-197251）他多数。露光装置：キャノン、ニコン、露光装置用EUV光源：ギガフォトン（ウシオ、コマツ）

環境ガス連続分離回収装置

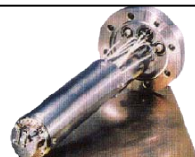


ガス成分分離方法（特許第 3339776、他）
オルガノ（株）提供

自動気密試験装置



（株）アルバック
高分解能質量分析



表面加工



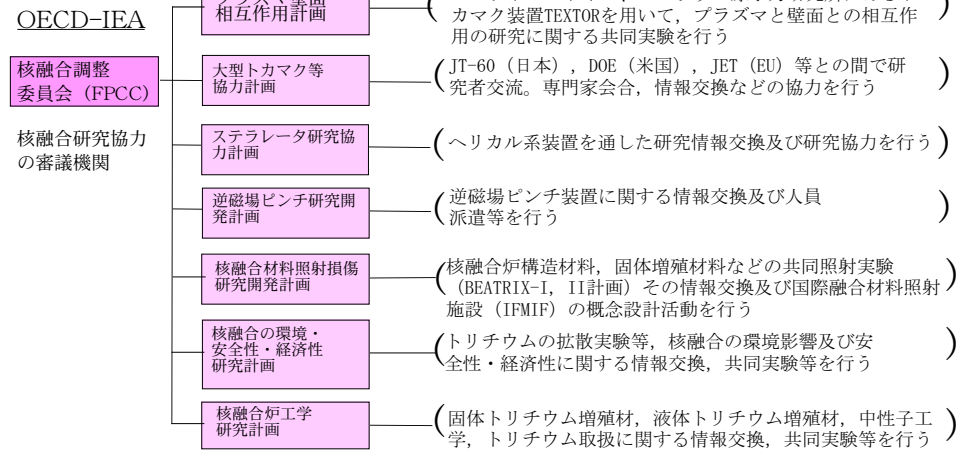
地絡箇所探知器



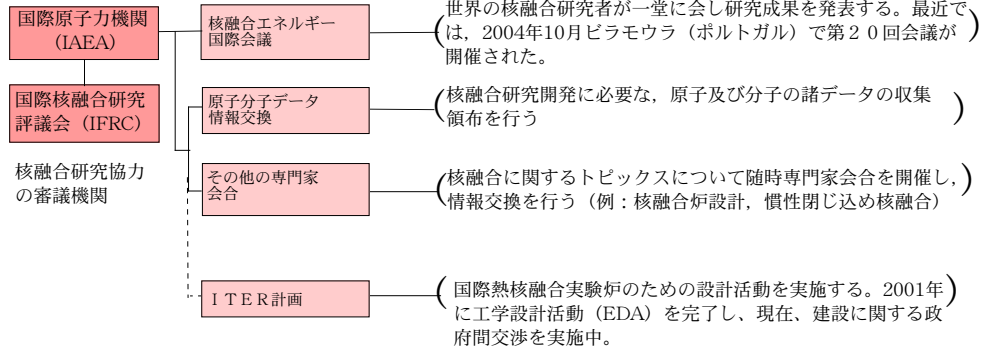
（株）エヌエフ回路設計ブロック

別添 15 核融合研究開発に関する国際協力（2005年7月現在） （原則として、政府間協定に基づく協力のみ記載）

多国間協力

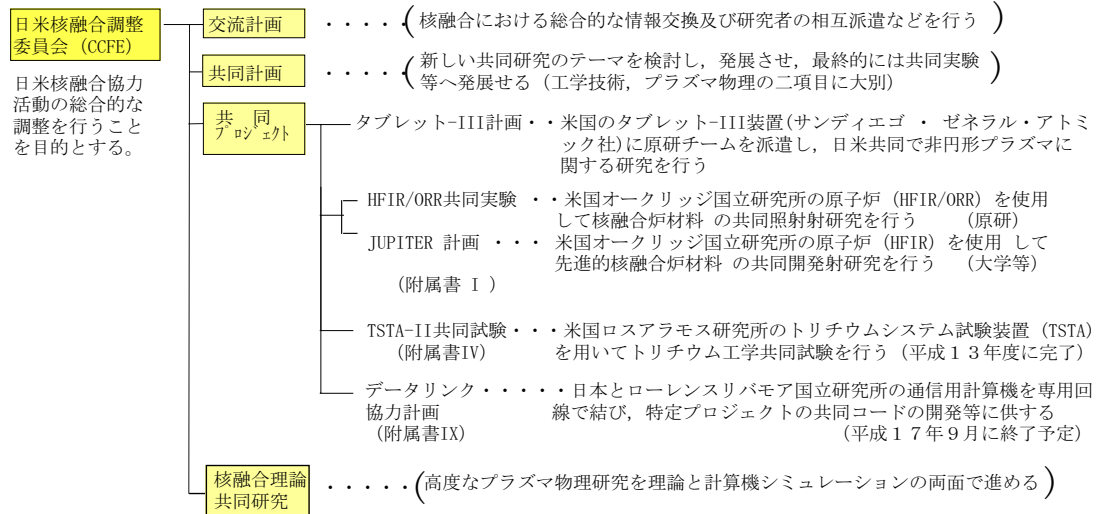


IAEA

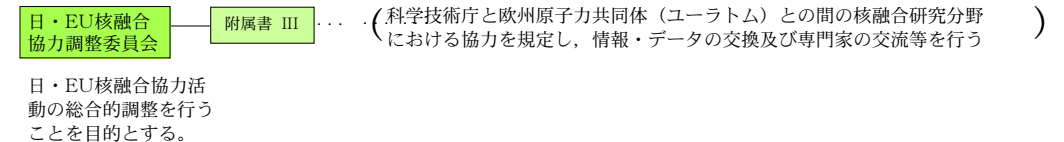


二国間協力

日・米協力（エネルギー分野における研究開発協力に関する日米政府間協定）



日・EU協力（日・EURATOM間の核融合研究開発分野における協力）



日・露協力

日露科学技術協力協定（トカマクの研究開発及び基礎研究の分野において情報交換、専門家会合などを行う）

日・豪協力

日豪科学技術協力協定（トカマク等トラス・プラズマの診断、実験及び理論の分野で情報交換及び専門家会合を行う）

日・加協力

原研・AECL協力（トリチウム技術及びトカマク研究に関し、専門家会合及び情報交換を行う（平成13年度終了））

日・中協力

日中科学技術協力協定（トカマクプラズマ物理、理論解析の研究及び基礎研究の分野において情報交換、専門家会合などを行う）

日・韓協力（文部科学省と韓国科学技術部間における核融合分野における協力）

日韓合同主調整役会議（KSTAR（韓国超伝導トカマク先進研究）装置の共同利用や人材養成のための協力、共同計画の実施、人員交流、技術情報およびデータなどの交換、装置および材料などの交換、セミナーまたはワークショップの開催などを行う）

別添 1 6 JT-60とトカマク国内重点化装置を用いたトカマク改良研究

1. 計画目標

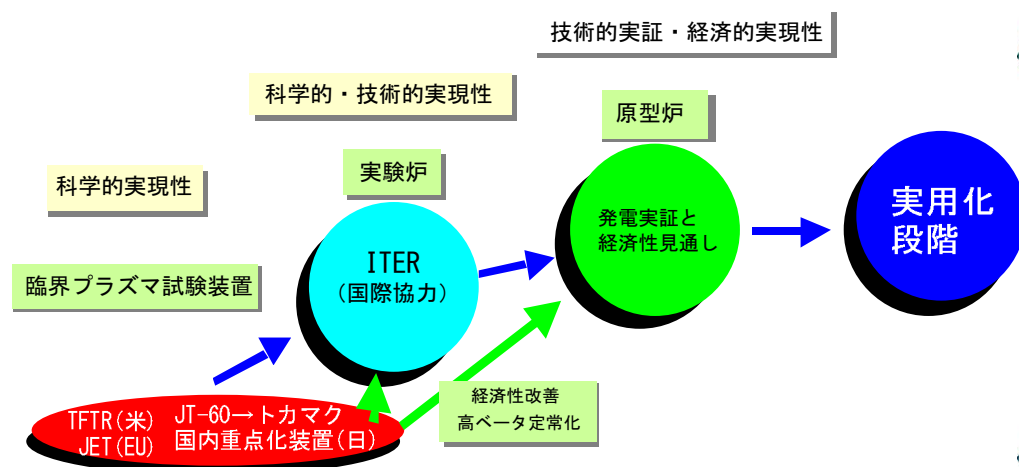
- ・ 原型炉で経済性見通しを得るためのトカマク改良研究とITER（国際協力事業）の支援研究

2. 性能目標

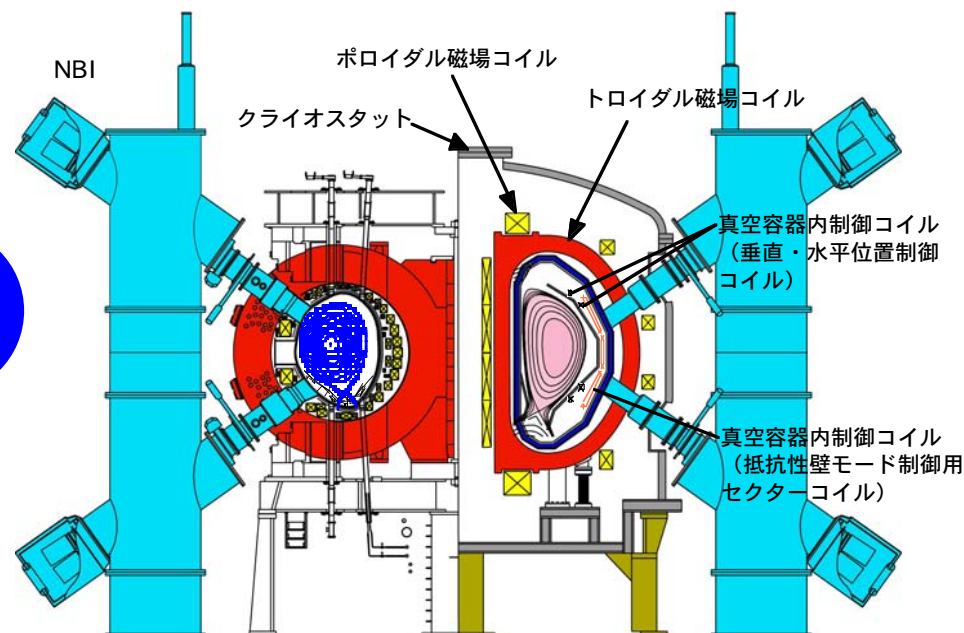
- ・ 臨界プラズマ条件クラスの閉じ込め性能を持った超伝導装置
- ・ 非誘導電流駆動運転で、高ベータ（規格化ベータ値 = 3.5 - 5.5）定常運転の実現
- ・ 断面形状、アスペクト比、帰還制御性において自由度を最大限確保

3. 開発計画の中での位置付け

トカマクの国内計画としてITERを支援するとともに、トカマク炉の定常高ベータ化を実現し、原型炉で経済性見込みを得る技術ベースを築く。



トカマク炉の開発計画における国内重点化装置の位置付け

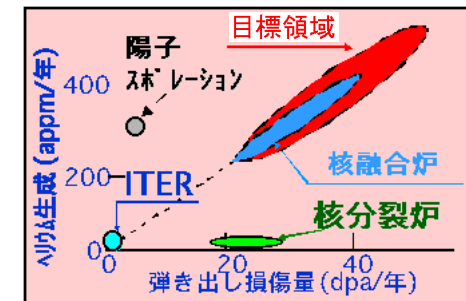


JT-60 (左) とトカマク国内重点化装置 (右)

別添 1 7 材料開発を目指した国際共同研究計画

1. 核融合材料照射施設の必要性

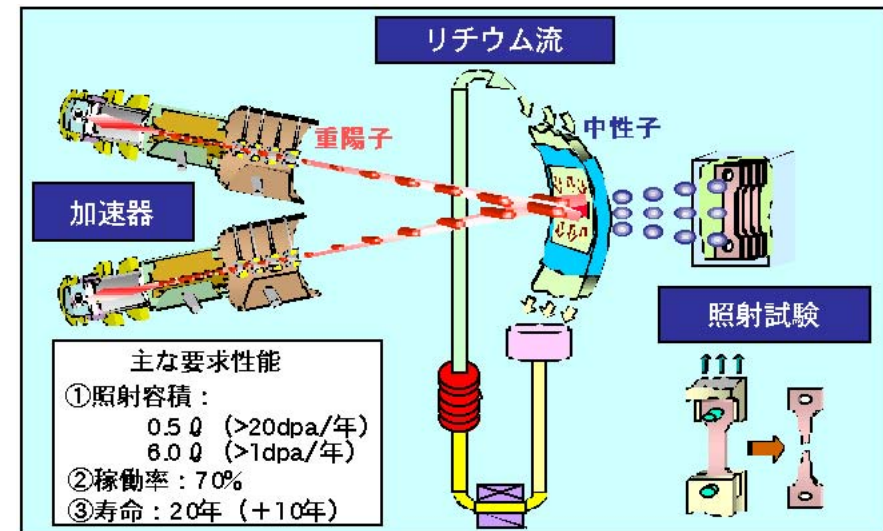
- 核融合材料の開発は、高い中性子照射 ($10\sim 20\text{ MWa}/\text{m}^2=100\sim 200\text{ dpa}$) に耐え、かつ、低放射化特性を有する構造材料の開発・評価を主目的とする。
- 中性子照射が材料特性に与える影響評価には、核変換によるHe生成と弾き出し損傷を同時に調べる必要があるため、材料開発には、核融合炉と類似の中性子環境の下での材料データの取得が不可欠 (右図参照)。



各種中性子照射場の特性比較

2. 国際核融合材料照射施設の概要

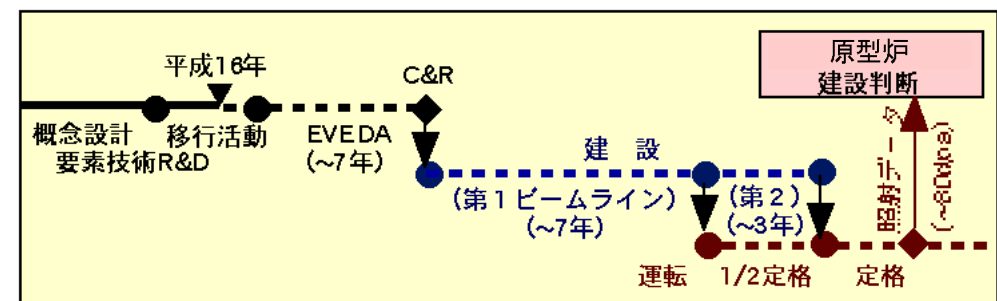
- 上記中性子照射環境を実現しうる中性子源として、d-Liストリッピング反応を用いた加速器型中性子源が最適と判断され、この方式に基づくIFMIF計画を、IEAの下での国際協力として推進。現在、参加極は、日欧米口の4極。
- IFMIFは、約40MeVに加速した重水素ビームを液体リチウムに衝突させ、核反応 (d-Liストリッピング反応) の結果生成される $\sim 14\text{ MeV}$ の中性子を材料に照射する施設 (右図参照)。



システム構成と主要性能

3. 計画の現状と今後の計画

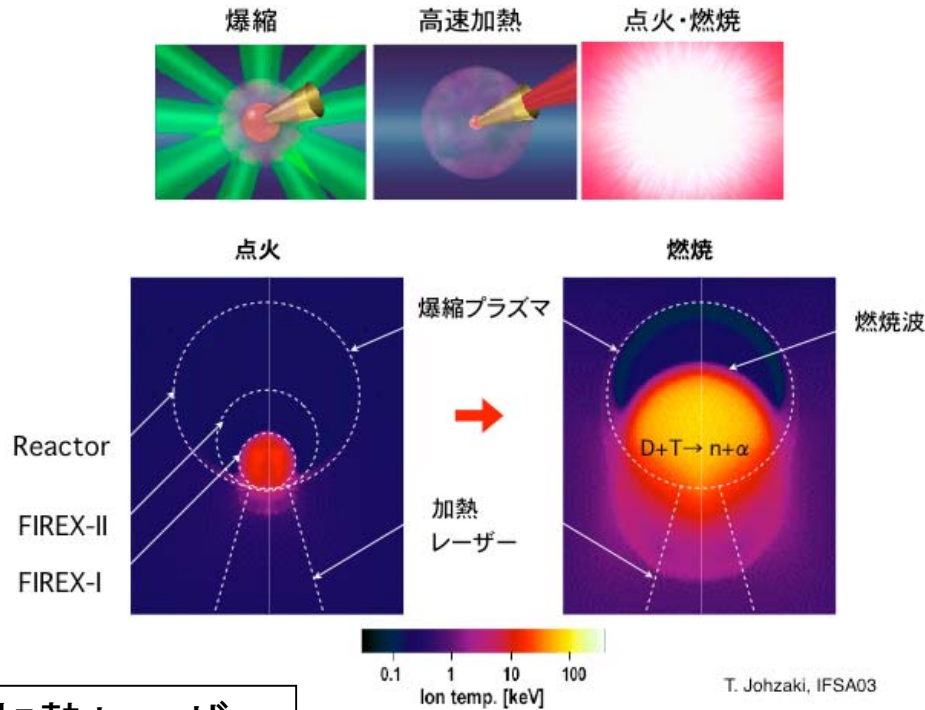
- 平成15年に、概念設計や要素技術のR&Dが終了し、工学設計段階に進みうる技術基盤の整備が完了した。
- 今後、速やかに工学実証・工学設計活動 (EVEDA) に移行し、建設に向けた技術基盤の整備を行い、C&Rによる判断を経て、国際協力による建設を目指す。
- 建設には10年程度を要し、完成後は重照射データ ($\sim 80\text{ dpa}$ 程度) の検証を行い、発電実証プラントの建設判断に資する工学データを提供する予定。



計画の全体スケジュール (実績及び今後の想定)

添付18 レーザー高速点火計画 (FIREX)

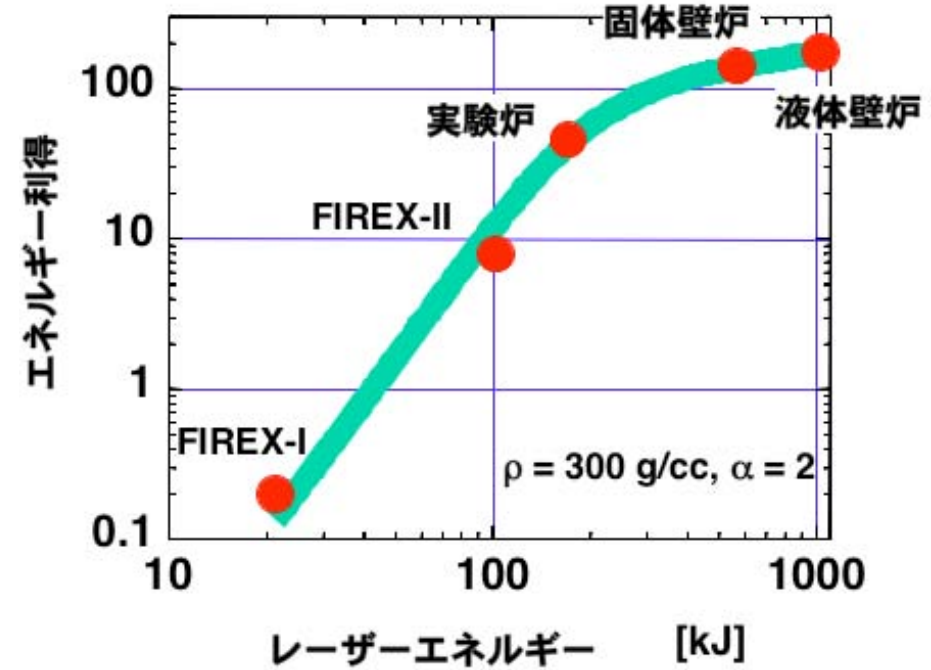
高速点火原理



加熱レーザー



想定される利得曲線

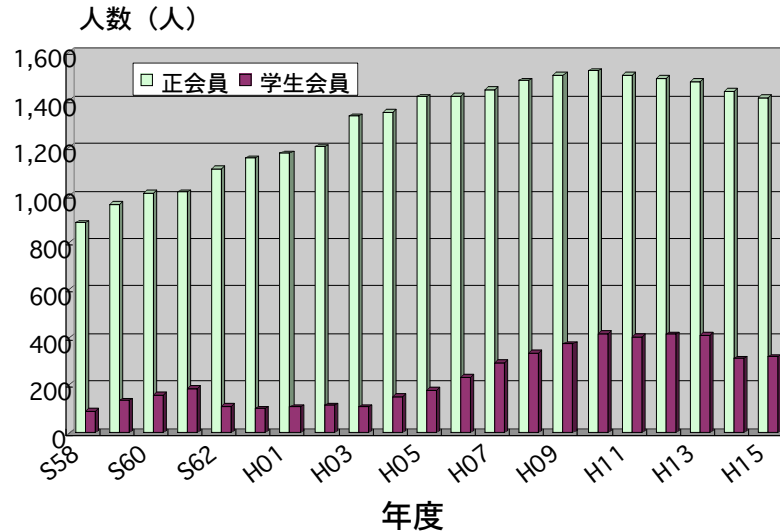


FIREX計画

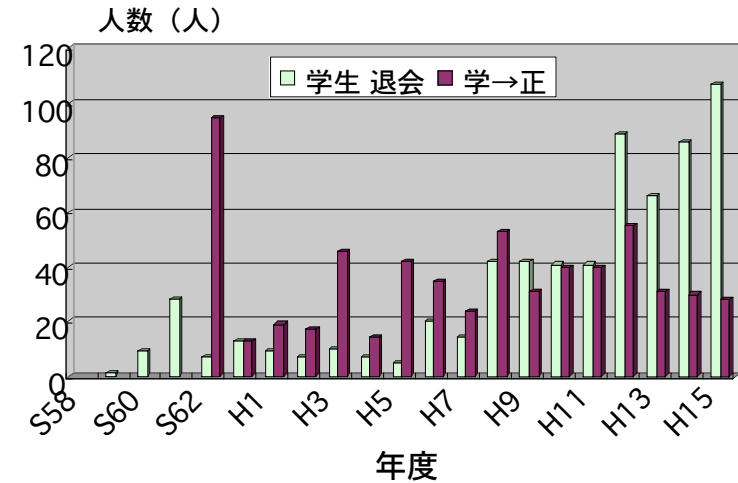
	1千万度加熱	点火温度への加熱 (FIREX-I)	点火・燃焼の実証 (FIREX-II)
加熱レーザー	1ペタワット 1kJ/1ps	加熱レーザー建設 10kJ/10ps	加熱レーザー増力 50kJ/10ps
爆縮レーザー		激光XII号 10 kJ/2ns/0.53μm	爆縮レーザー建設 50kJ/3ns/0.35μm
加熱の検証に基づいてFIREX-Iの開始を決定した。		点火温度への加熱の検証に基づいてチェック・アンド・レビューを行い、FIREX-IIへの移行を決定する。	

別添 1 9 核融合関連の研究者人口の推移

プラズマ・核融合学会会員数の推移

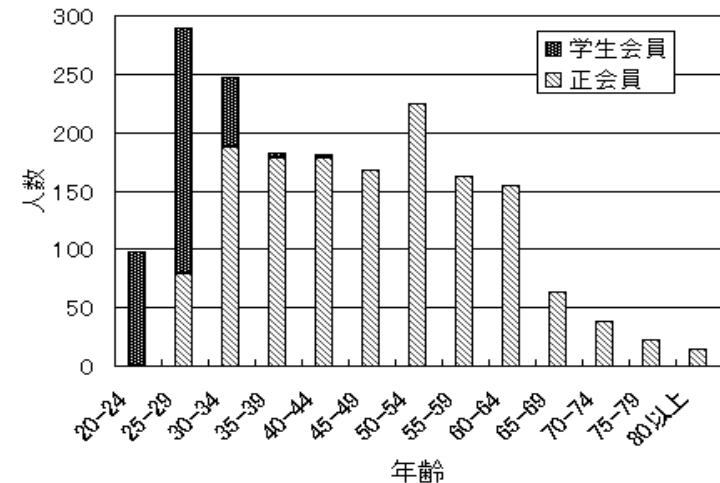


学生会員の動向

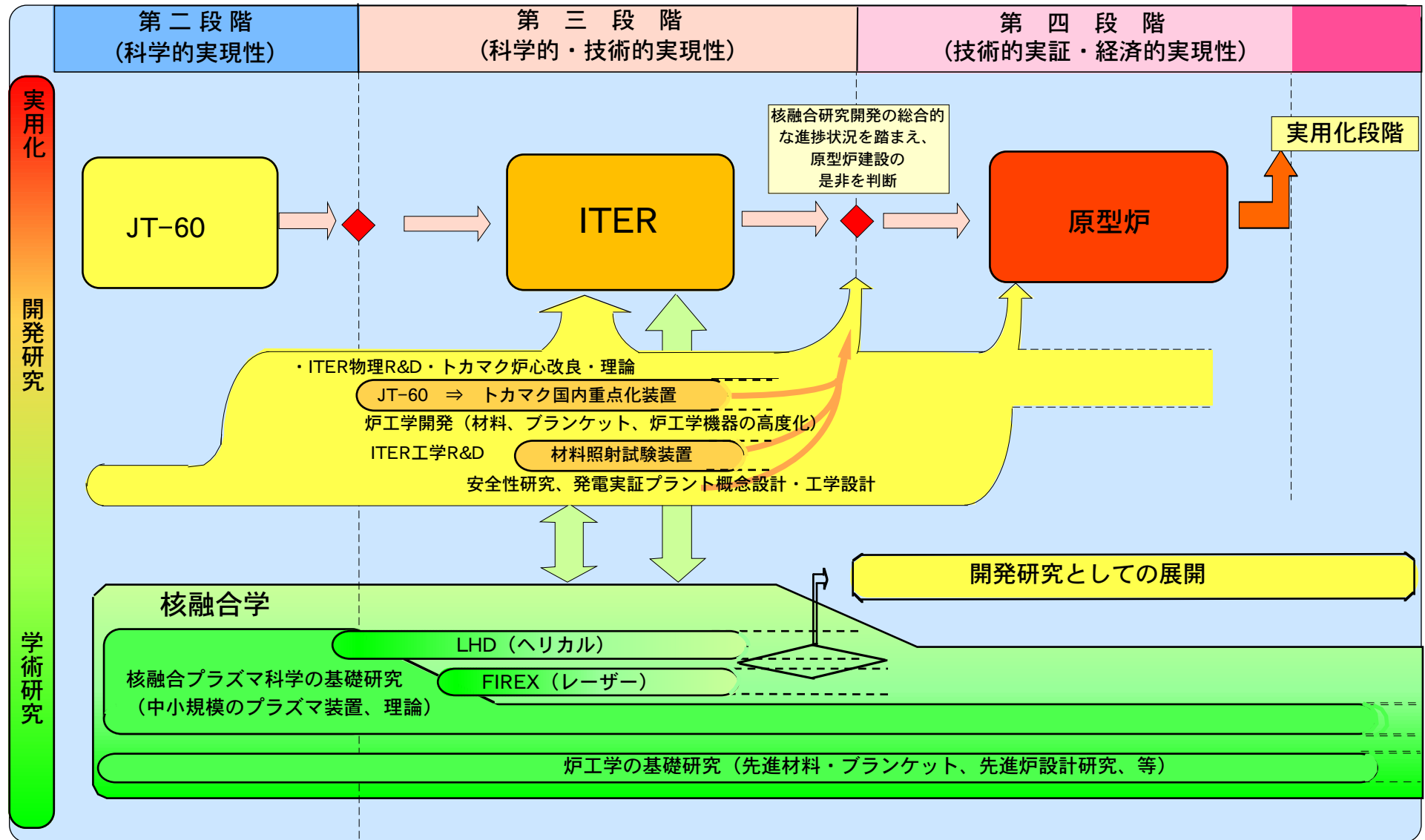


- ・プラズマ・核融合学会の正会員は、平成10年までは増加してきたが、ここ数年間は減少傾向にある。
- ・学生会員は平成5年から10年頃にかけて大学院重点化によって増加したが、最近は減少している。
- ・学生会員の退会者の増加および正会員への移行人数の減少が見られ、プラズマ・核融合界への定着率が近年特に低減している。
- ・正会員の年齢がやや高齢化している。

プラズマ・核融合学会会員の年齢構成



別添 20 核融合開発のロードマップ



別添21 今後の核融合研究開発におけるチェック・アンド・レビュー項目(案)

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
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。
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。
実験炉による統合化技術の確立	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。
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。
原型炉に関わる材料・炉工学技術開発	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。
原型炉の概念設計	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原型炉の全体目標の策定。 ・ 原型炉概念設計の基本設計。 ・ 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。

* ITER 事業体の発足後、10年程度を想定。