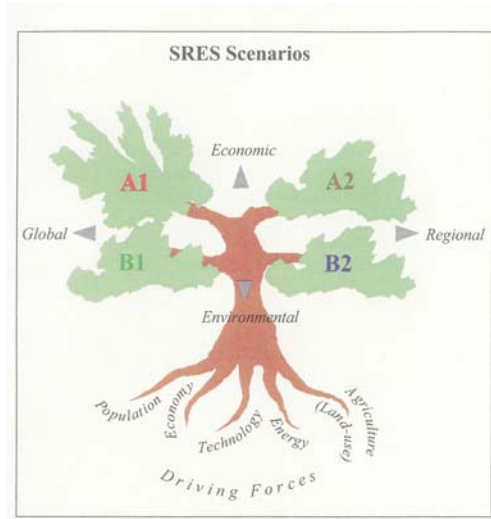


別添 1 21世紀の人口・環境問題



経済予測モデル

A1シナリオ：「高成長社会シナリオ（グローバル経済）」

マーケットの利点を活用して、世界中がさらに経済成長を遂げ、教育、技術、そして社会制度に大きな革新が生じるシナリオ。

A2シナリオ：「多元化社会シナリオ（地域経済）」

世界の各地域が固有の文化を重んじ、多様な社会・政治構造を構築していくことによって、世界の経済や政治がブロック化していくシナリオ。

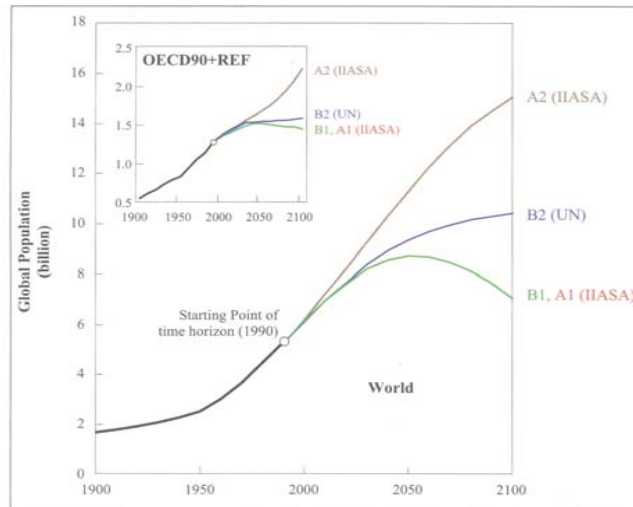
B1シナリオ：「持続発展型社会シナリオ（地球規模の環境保全）」

環境や社会への高い関心に基づいて、地球公共財としての環境の保全と経済の発展を地球規模で両立し、バランスのとれた経済発展を図るシナリオ。

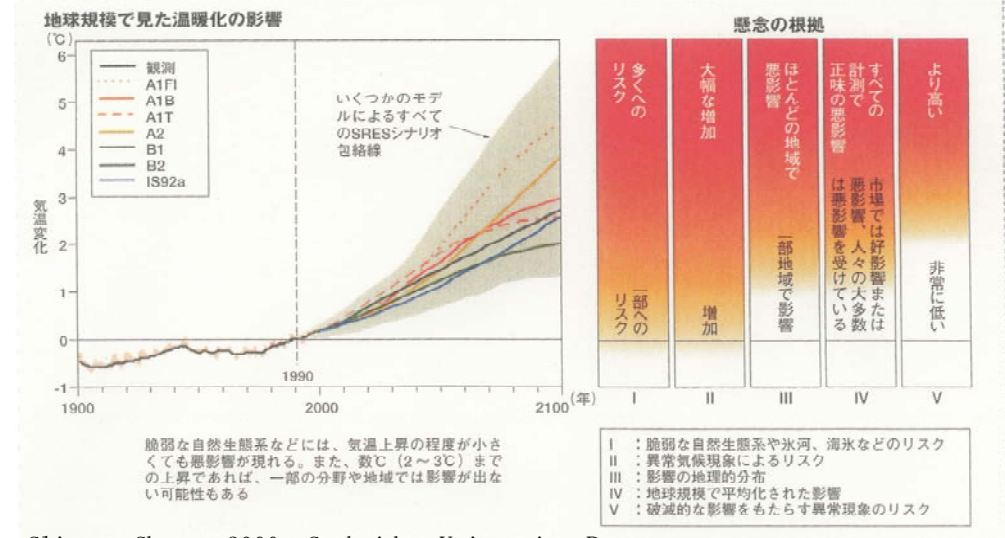
B2シナリオ：「地域共存型社会シナリオ（地域からの環境保全）」

環境や社会への高い関心に基づくが、地球規模の問題への関心や国際的な問題解決という方向に向かわず、地域の問題と公平性を重視して、ボトムアップの方向で発展を図るシナリオ。

21世紀の人口推移予測



21世紀の地球温暖化予測と環境影響

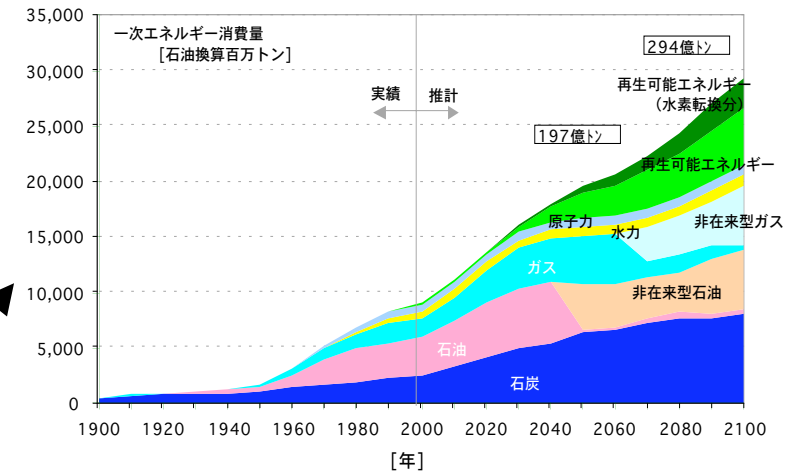


出展：Intergovernmental Panel on Climate Change 2000. Cambridge University Press

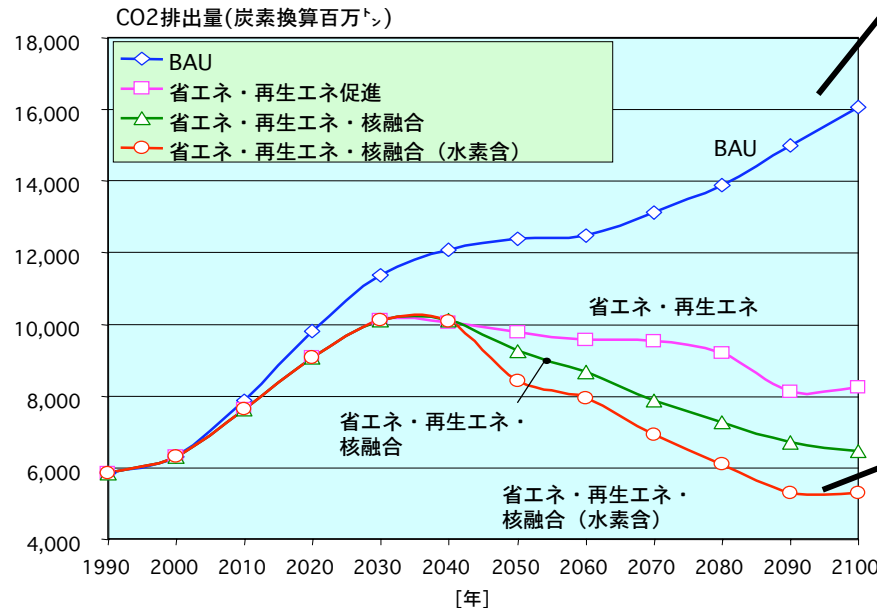
「IPCC地球温暖化第三次レポート 気候変化2001」 IPCC編、気象庁・環境省・経済産業省 監修、中央法規

別添 2 21世紀におけるエネルギー需給と炭素排出抑制への核融合の貢献

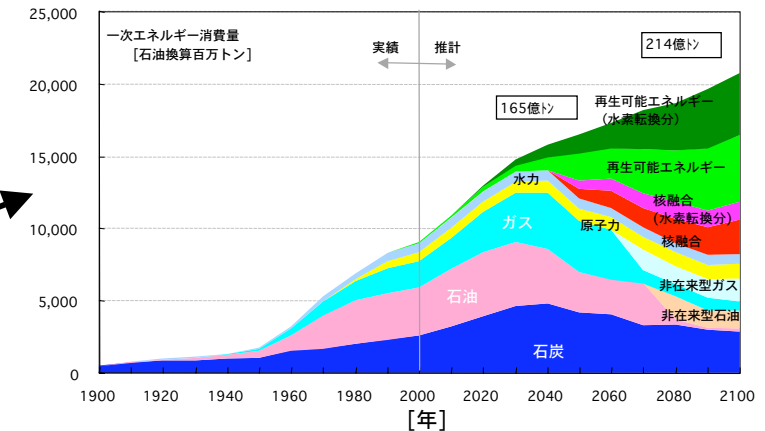
	省エネ（エネルギー効率改善：E/GDP）	大型ソーラーコスト 2030→2100年	核融合コスト 2030→2100年	
BAUケース	-1%/年	電気：5.6→2.2cent/kWh 水素：40→23\$/バレル	悲観 電気：30→30cent/kWh	地球温暖化問題に特段の配慮をせず、これまでのトレンドで推移（とても許容できないケース）
省エネ・再生エネ促進	-1.3%/年	電気：5→2cent/kWh 水素：33→22\$/バレル	中間 電気：30→15cent/kWh	地球温暖化問題を考慮し、省エネ効率が高まるとともに、大型ソーラコストが大幅に下がるケース
省エネ・再生エネ・核融合促進	-1.3%/年	電気：5→2cent/kWh 水素：33→22\$/バレル	楽観 電気：30→3cent/kWh	省エネ効率が高まるとともに、大型ソーラ、核融合のコストが大幅に下がるケース
省エネ・再生エネ・核融合（含む水素）促進	-1.3%/年	電気：5→2cent/kWh 水素：33→22\$/バレル	楽観 電気：30→3cent/kWh 水素：110→19\$/バレル	省エネ効率が高まるとともに、大型ソーラ、核融合発電、水素製造のコストが大幅に下がるケース



- ・石炭の消費は、堅調に推移（中国、インドの産炭国の消費増大）
- ・在来型の石油は、2040年を超える頃にピーク、非在来型の石油の生産開始
- ・天然ガスについては、2060年頃にピーク、非在来型天然ガス（タイトサンドガス等）生産開始
- ・核融合は2100年に市場導入



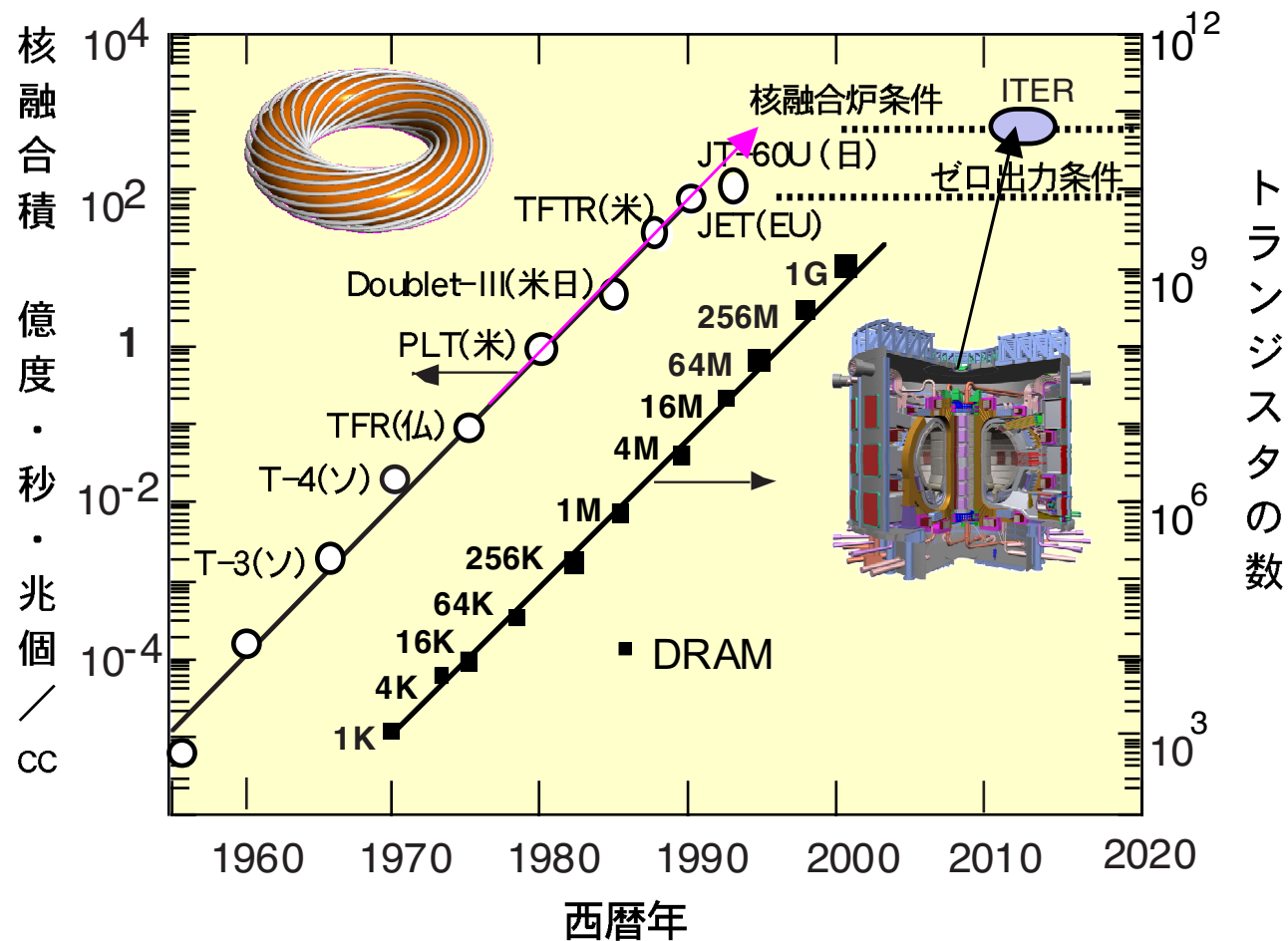
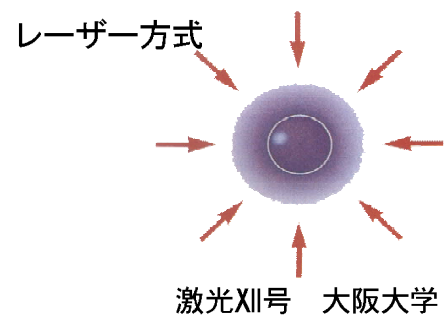
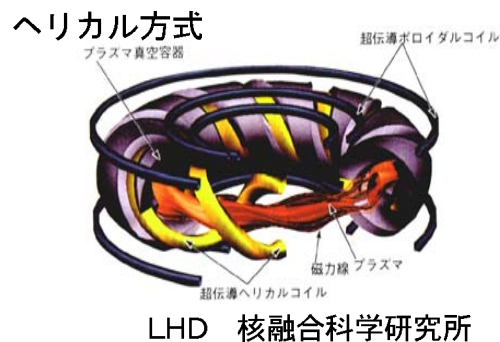
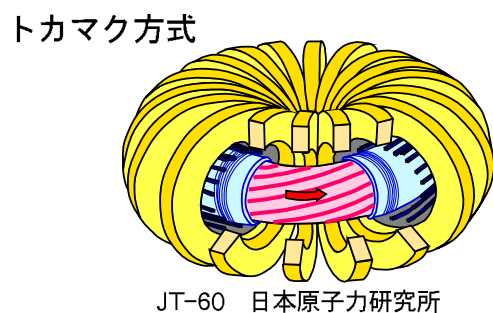
地球温暖化対策には、省エネ等の単独ポリシーでは限界。再生可能エネ促進及び核融合等多様なオプションから最適なポリシーミックスを現実していくことが必要



- ・核融合（発電コスト楽観・水素製造ケース）は、2040年に市場導入
- ・核融合の2100年における一次エネシェアは17.3%
- ・核融合での水素製造は、核融合の市場シェアを拡大し、水素社会実現への加速にも貢献

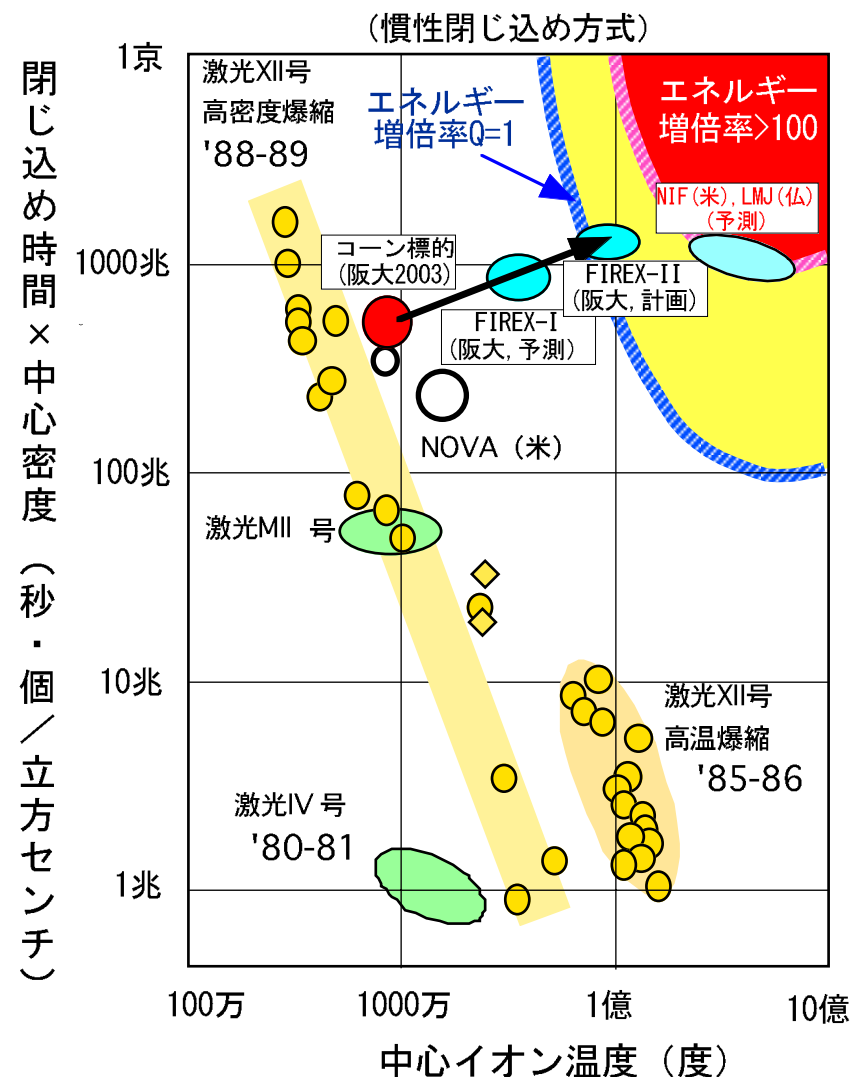
出典（財）日本エネルギー経済研究所

別添 3 核融合の主要 3 方式とトカマクにおけるプラズマ閉じ込め性能の進展



注：DRAMは、市場投入を図りつつ産業界でスケールアップが図られたが核融合は、世界各国の研究開発競争の中で性能向上が図られた。

別添
4

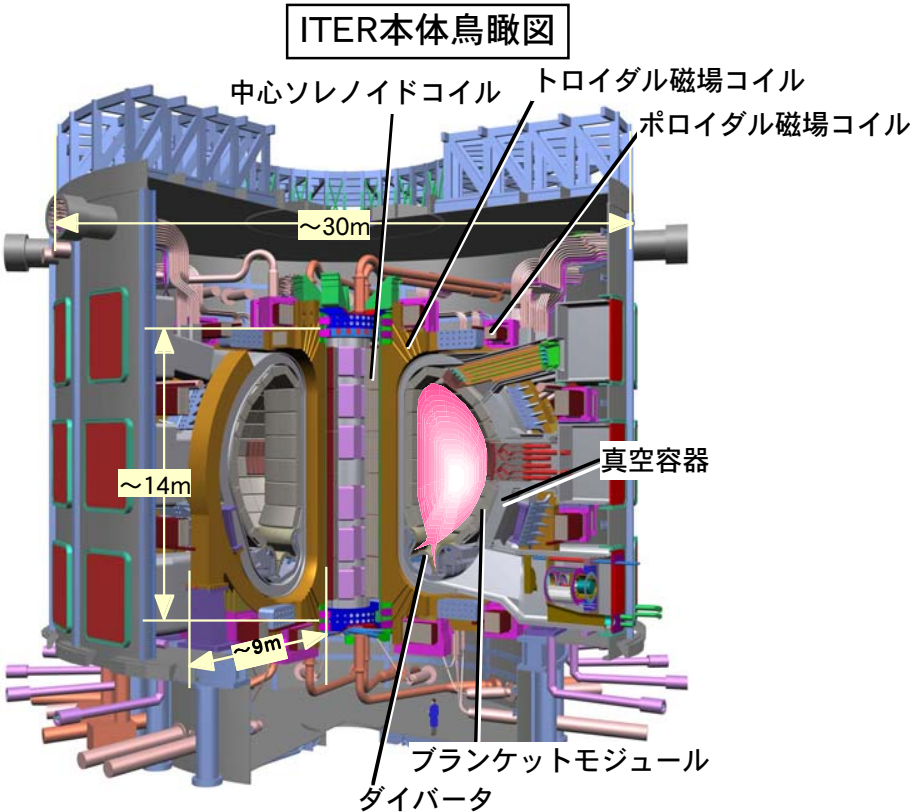


注：核融合炉として効率的なエネルギー生成を行うためには、外部からプラズマへのエネルギー投入に対する核融合反応で発生するエネルギーの比（エネルギー増倍率：Q）を高くする必要がある。磁場核融合方式では、Qとして30以上が、慣性核融合方式では100以上が目標となる。

別添5 国際熱核融合実験炉（ITER）計画

1. 計画目標
- ・ 平和的目的のための核融合エネルギーの科学的技術的実現可能性の実証
2. 技術目標
- ・ エネルギー増倍率 10 以上を達成（ ∞ の可能性を排除しない）
 - ・ 非誘導電流駆動運転で、エネルギー増倍率 5 以上を目指す
 - ・ 平均中性子束 0.5 MW/m^2 以上、平均フルーエンス 0.3 MW/m^2 以上
 - ・ トリチウム増殖モジュールの試験
3. 主要諸元

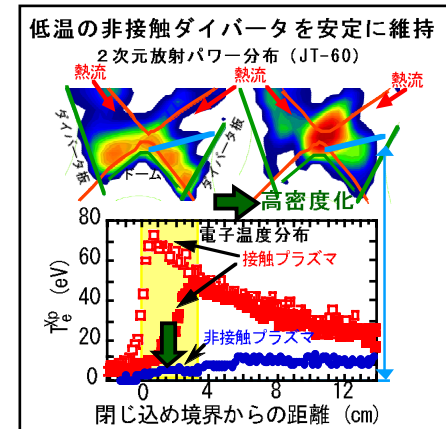
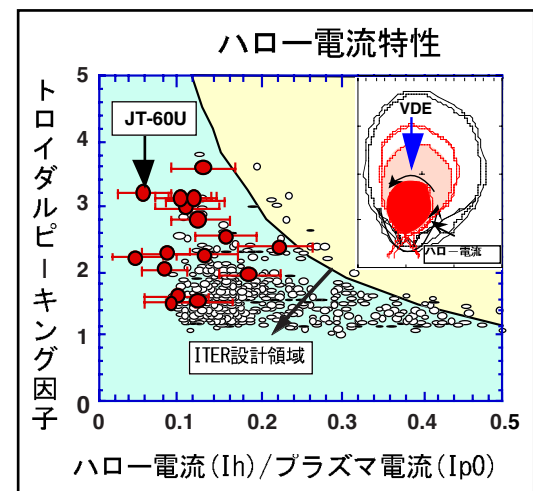
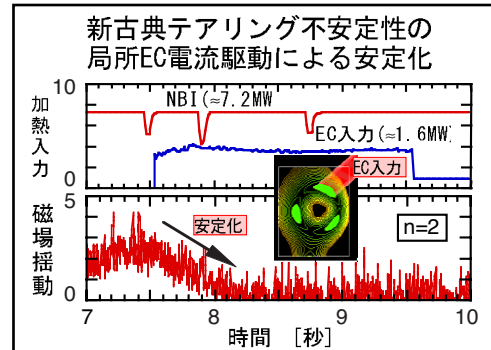
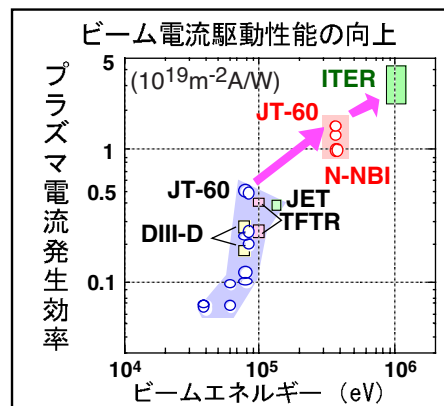
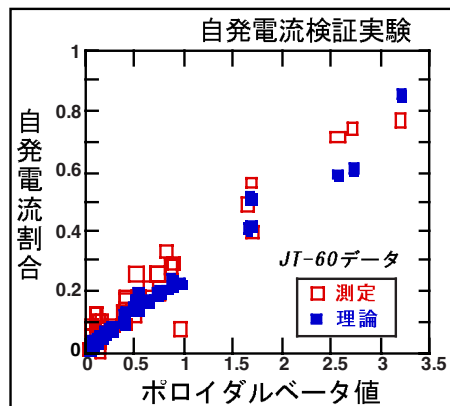
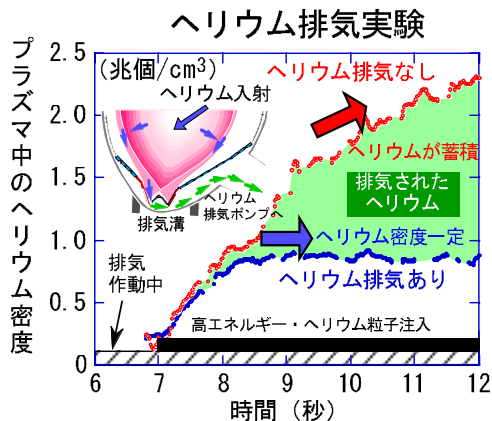
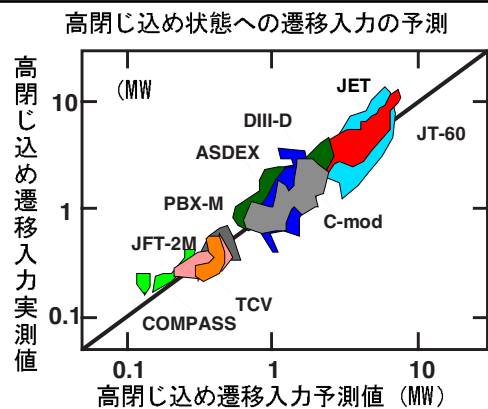
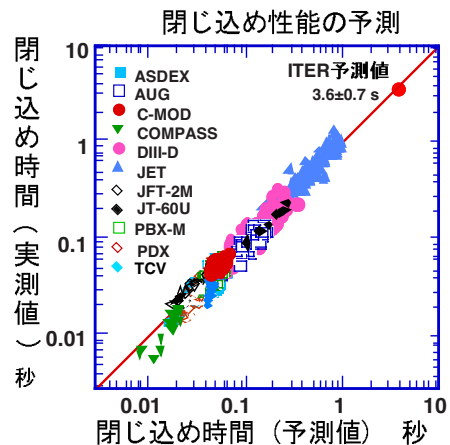
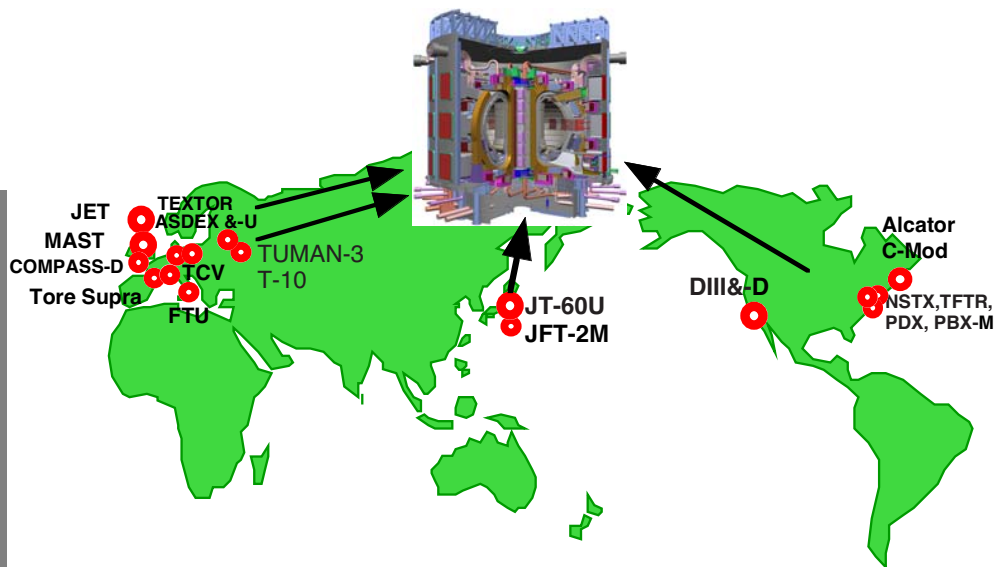
項目	値	項目	値
プラズマ電流	1500万A	定格核融合出力	50万kW
トロイダル磁場	5.3テスラ	平均中性子壁負荷	0.57 MW/m^2
プラズマ主半径	6.2m	誘導燃焼時間	400秒以上
プラズマ小半径	2.0m	加熱電流駆動入力	7.3万kW
プラズマ体積	837 m^3		



年度・西暦	2006	2011	2016	2021	2026	2031	2036
ITER計画	建設	基本性能試験	高性能化試験	廃止措置			

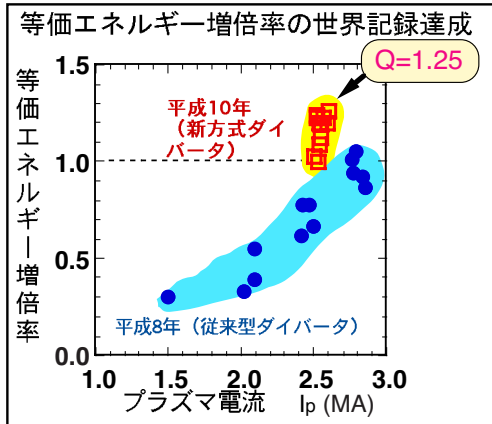
別添 6 ITER物理R&Dの成果

世界のトカマク実験の成果を集約し
ITERのプラズマ性能の物理基盤を構築

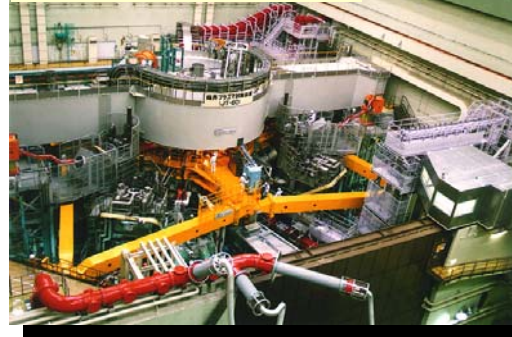


別添7 トカマク型装置の主要成果

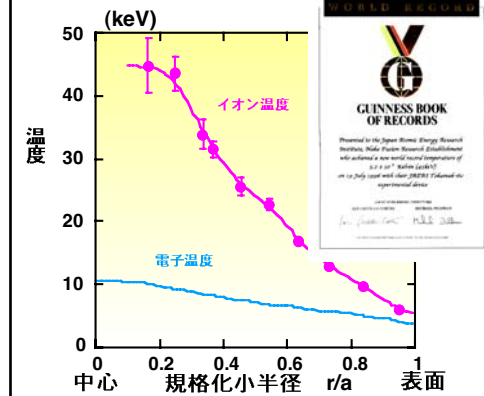
トカマクの性能向上を目指した研究開発が行われ、我が国は世界をリードする研究成果を達成した



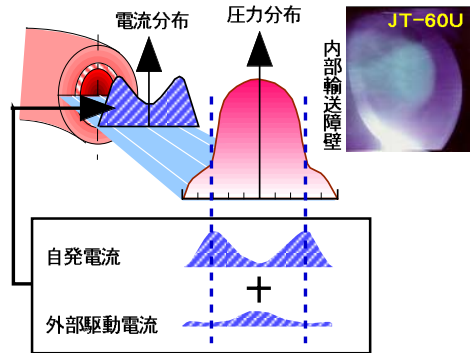
臨界プラズマ試験装置 JT-60



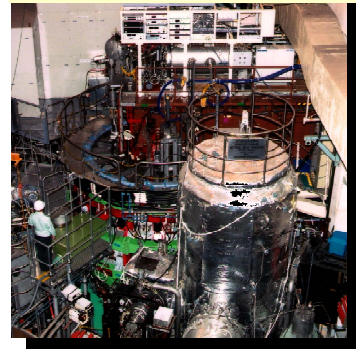
プラズマ温度の世界記録達成



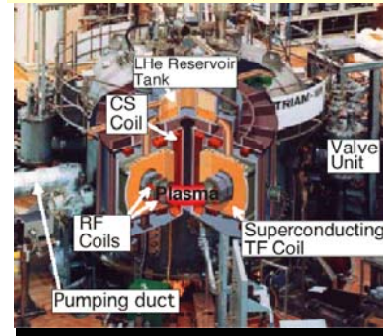
負磁気シア運転の発案と実験



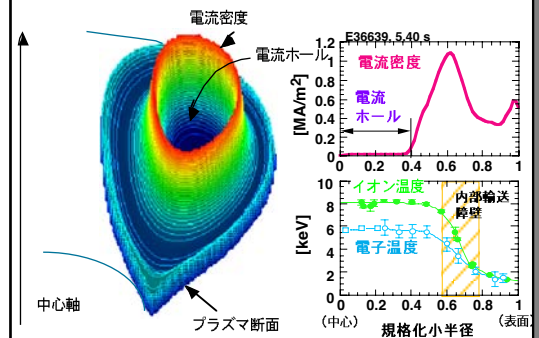
高性能トカマク試験装置JFT-2M



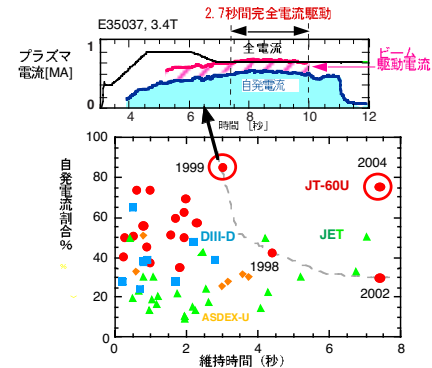
強トロイダル磁場実験装置TRIAM-1M



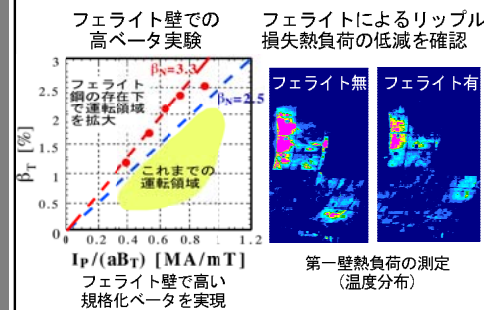
電流ホールの実験的発見



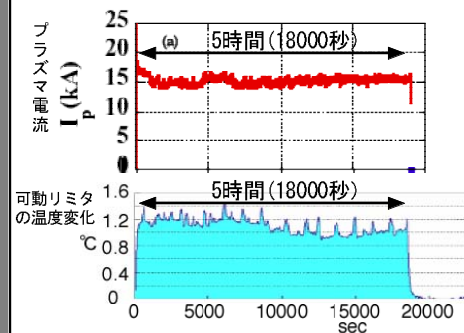
高自発電流割合定常運転法の確立



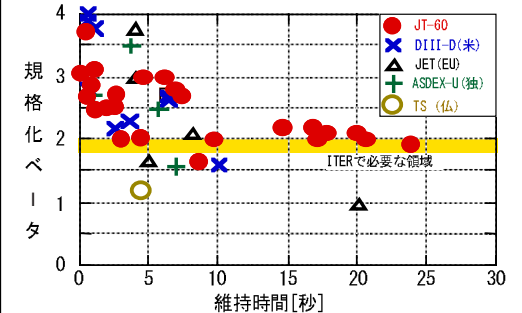
低放射化フェライト鋼試験



世界最長5時間放電の実現

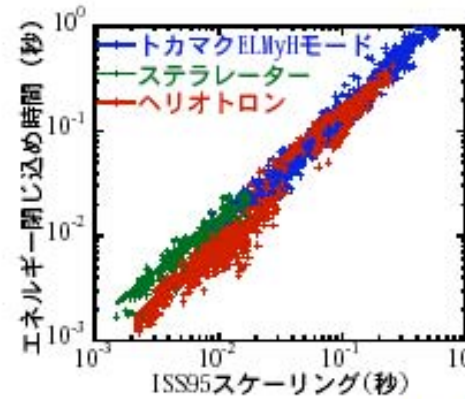


高ベータ化研究の進展



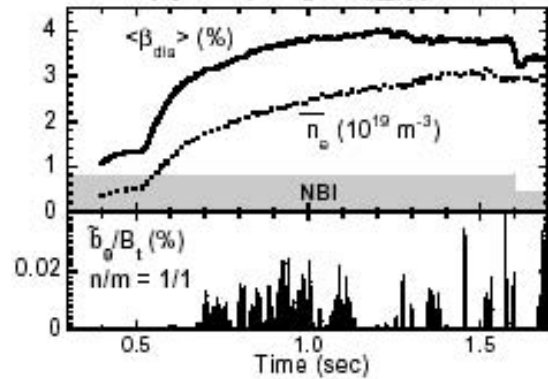
別添 8 ヘリカル型装置の主要成果

閉じ込め時間比例則の信頼性

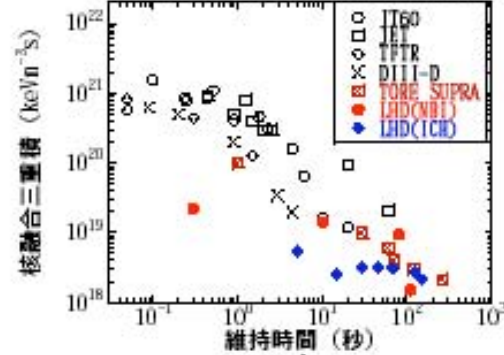


$$\tau_E^{\text{ISS95}} = 0.079 \times a^{2.21} R^{0.65} P^{-0.59} n_e^{0.51} B^{0.83} t_{2/3}^{0.4}$$

高ベータ値の達成



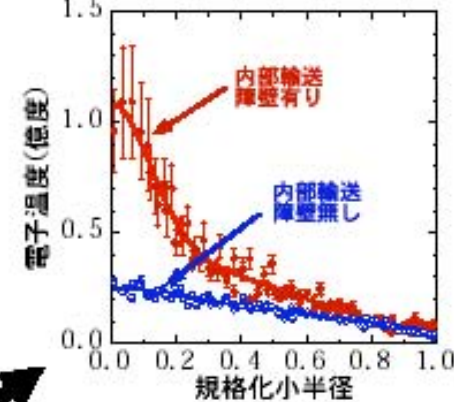
高性能プラズマの長時間維持



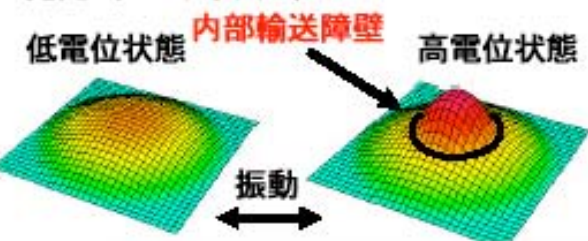
LHD装置



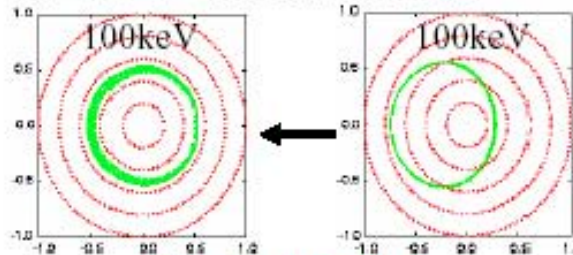
電子系内部輸送障壁の形成



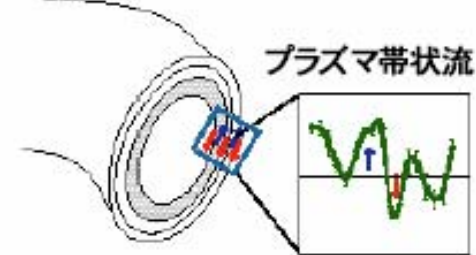
電位の自励振動とプラズマ帯状流の発見 (CHSプラズマ)



高エネルギー粒子の閉じ込め改善

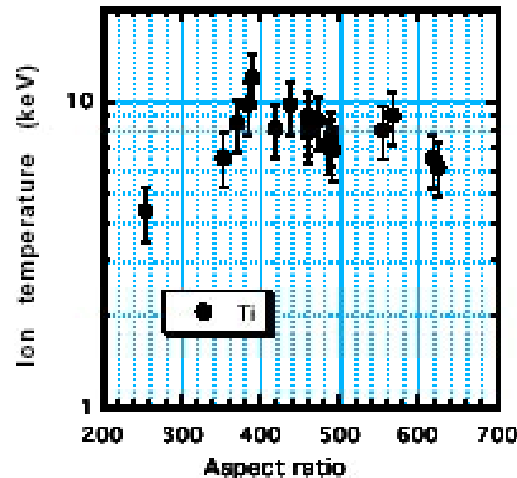


磁場配位の最適化



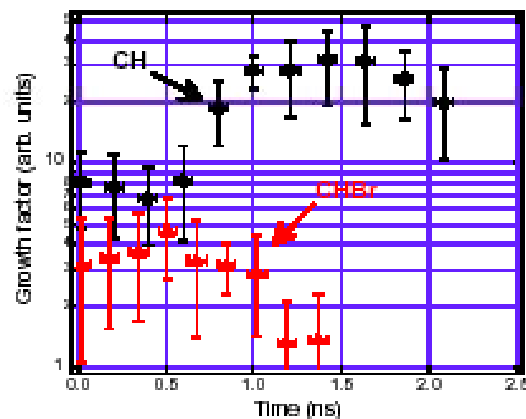
別添9 レーザー型装置の主要成果

爆縮により1億度の超高温を達成

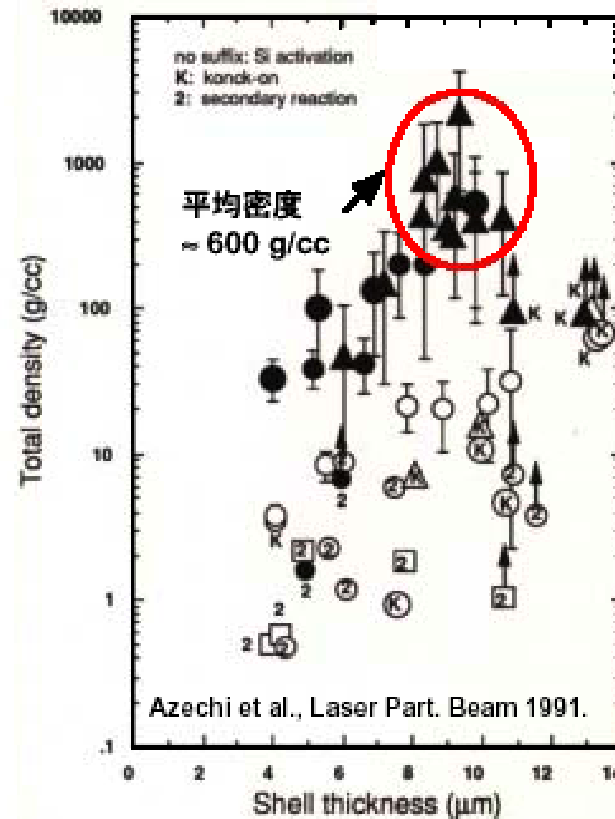


激光XIIでの爆縮により、レーザー核融合に必要な1億度の温度を達成した。

流体力学的不安定性の抑制機構を発見

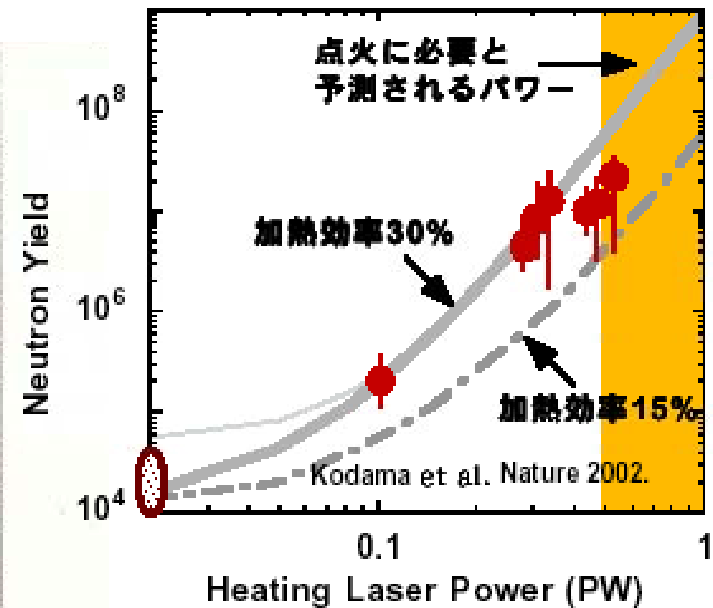


爆縮により超高密度を達成



レーザー核融合に必要な固体密度の1000倍の密度に対し、固体密度の600倍の密度が達成された。この記録は未だ塗り替えられていない。

超高強度レーザーにより高い効率の加熱を実現



爆縮した燃料を超高強度レーザーで加熱することにより燃料温度は1000万度に上昇し、中性子発生数が3桁増大した。また点火に必要なとされる高いレーザーパワー領域においても十分な加熱効率が得られている。

別添 10 炉工学研究の成果(1) 実験炉(ITER)に向けた研究開発

- ・ IAEAの下での国際協力により、ITERの主要構成機器の工学R&Dを9年間に渡り実施
- ・ 我が国は、3分野で幹事極の役割を果たすなど、主導的立場で工学R&Dの完遂に貢献

中心ソレノイドモデルコイル



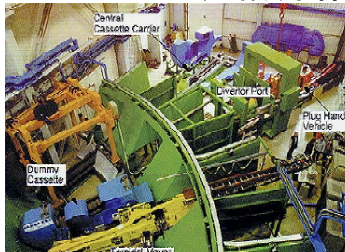
外径 3.6 m
高さ 2.8 m
 $B_{max}=13\text{ T}$
 $\dot{B}=0.6\text{ T/sec}$

真空容器セクター



二重壁
高さ 15 m
精度 $\pm 5\text{ mm}$

ダイバータ遠隔操作



25トンのダイバータの取付け、
取外し、精度 $\pm 2\text{ mm}$

ダイバータカセット



熱負荷 20 MW/m^2

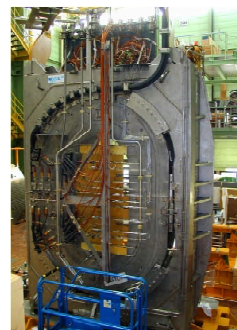
ブランケットモジュール



HIP接合技術

1.6 m x 0.93 m x 0.35 m

トロイダルモデルコイル



高さ 4 m
幅 3 m
 $B_{max}=7.8\text{ T}$

ブランケット遠隔操作



4トンのブランケットの取付け、
取外し、精度 $\pm 0.25\text{ mm}$

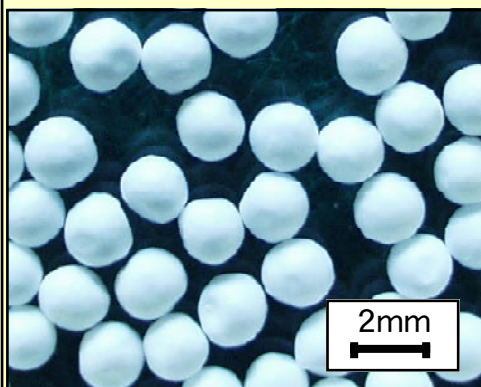
別添 1 1 炉工学研究の成果(2)原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成

- 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

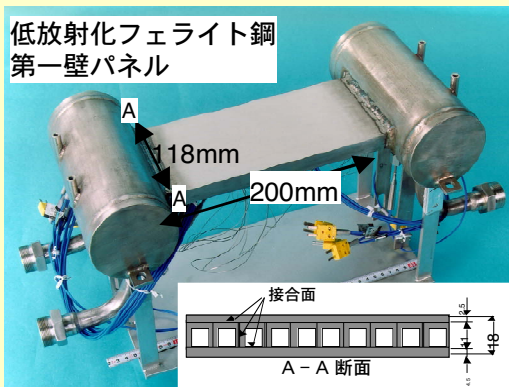
(Liセラミック微小球)



- 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)

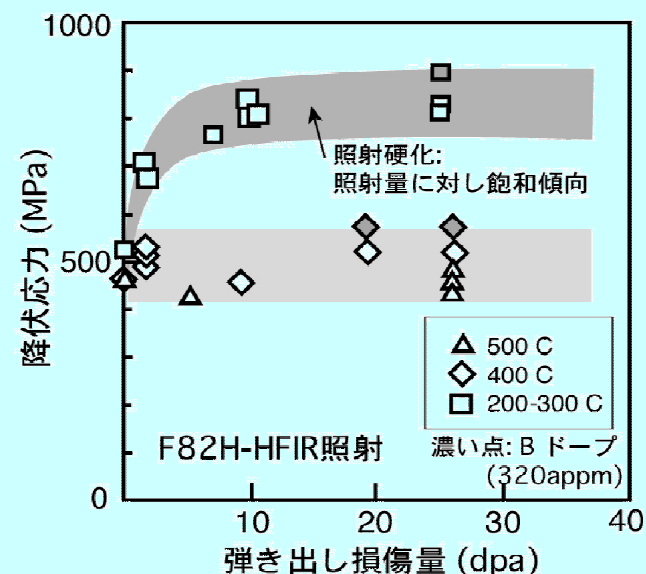
ブランケット容器

(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

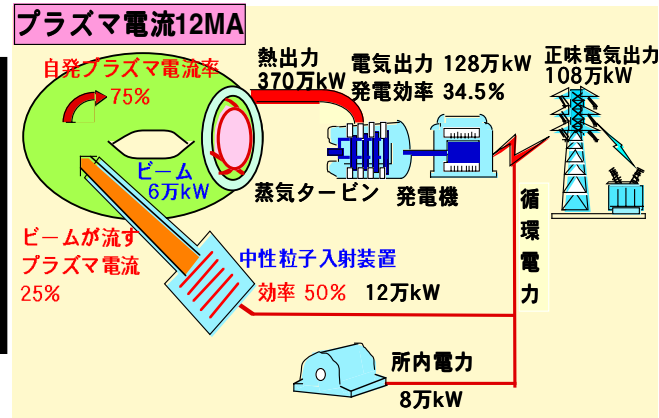
成果：(1)発電ブランケット設計概念の成立性を見通すための技術基盤の整備が完了、(2)高い耐照射性を有する低放射化フェライト鋼開発に見通しが得られ、(3)それらの成果の下に、ITERでの発電ブランケット・モジュール試験に向けて、工学レベルでの研究開発に展開しうる技術整備が完了。

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。

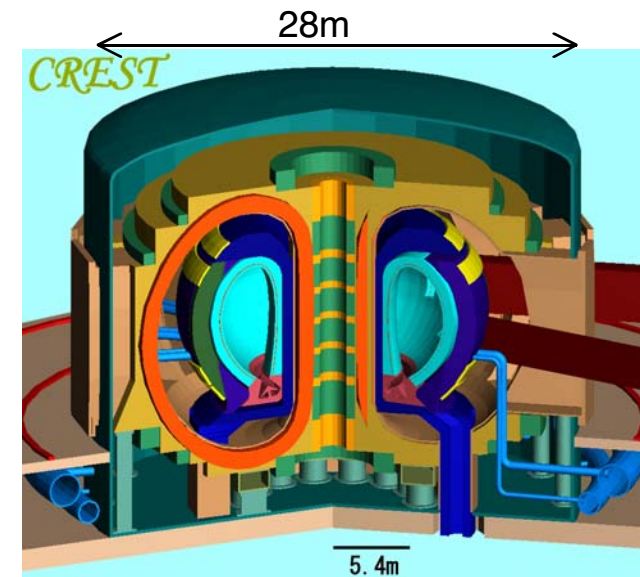
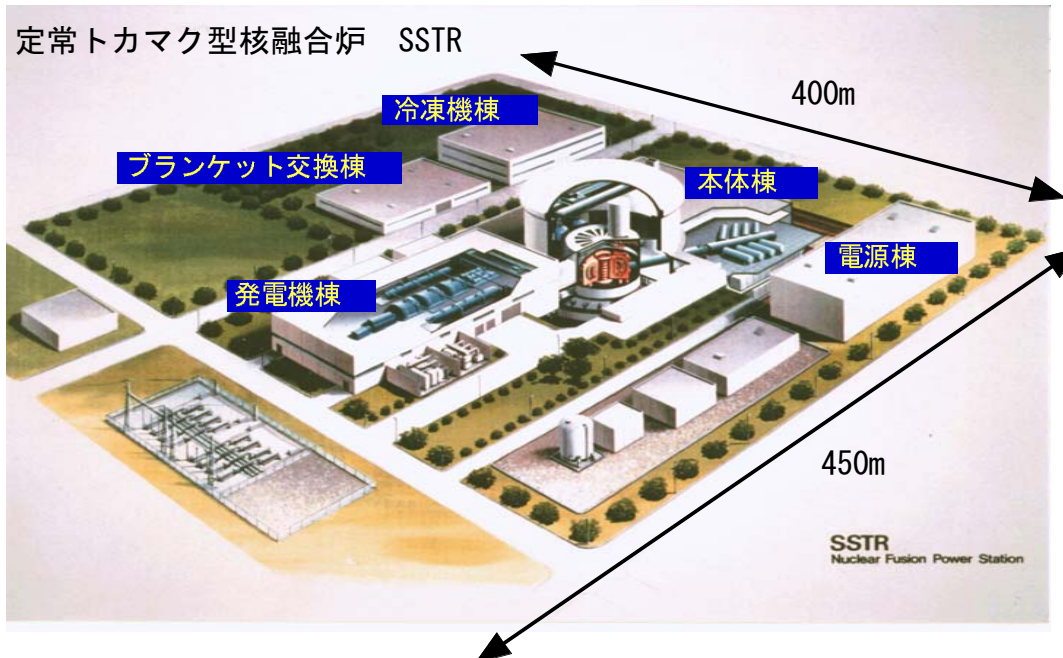
定常トカマク型核融合炉 SSTR

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

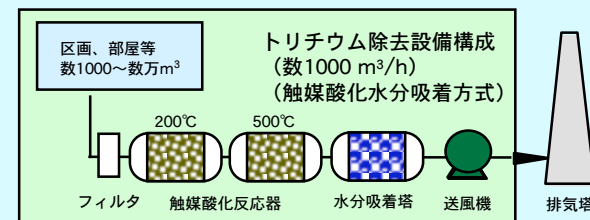
●安全研究の現状

◎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）、貯蔵許可量：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

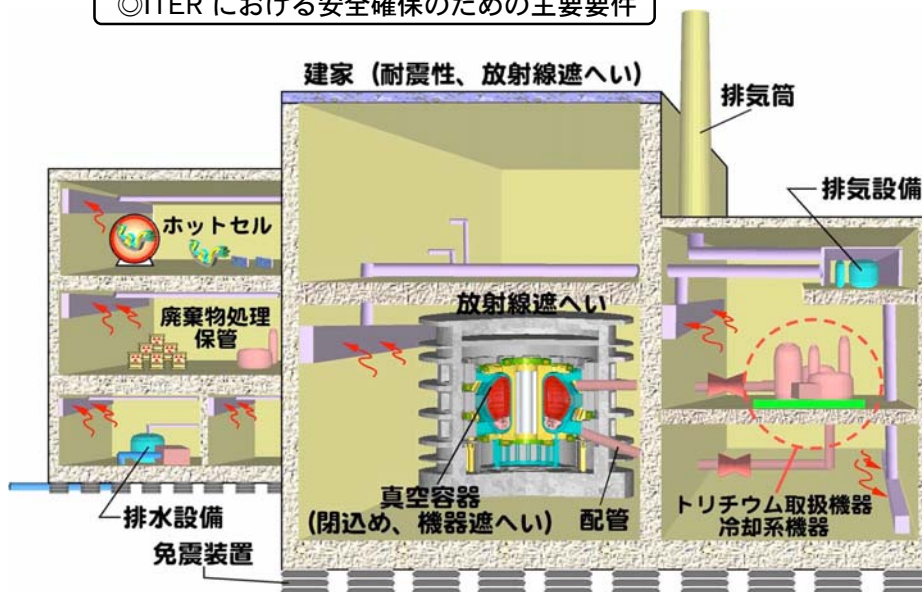
◎ITERで取り扱う可動性の放射性物質

- 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インチを超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



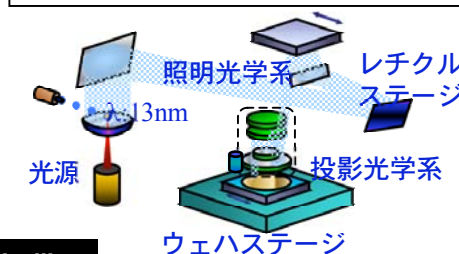
微細加工による磁気ヘッドコイル
磁気ヘッドコイルの超微細化が可能となり、ハードディスク容量が4桁上昇した（100GB級）。

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

OECD-IEA

核融合調整委員会 (FPCC)

核融合研究協力の審議機関

- プラズマ壁面相互作用計画 (ユーラトム・ドイツ、ユーリッヒ原子力研究所にあるトカマク装置TEXTORを用いて、プラズマと壁面との相互作用の研究に関する共同実験を行う)
- 大型トカマク等協力計画 (JT-60 (日本), DOE (米国), JET (EU) 等との間で研究者交流。専門家会合、情報交換などの協力を行う)
- ステラレータ研究協力計画 (ヘリカル系装置を通した研究情報交換及び研究協力を行う)
- 逆磁場ピンチ研究開発計画 (逆磁場ピンチ装置に関する情報交換及び人員派遣等を行う)
- 核融合材料照射損傷研究開発計画 (核融合炉構造材料、固体増殖材料などの共同照射実験 (BEATRIX-I, II計画) その情報交換及び国際融合材料照射施設 (IFMIF) の概念設計活動を行う)
- 核融合の環境・安全性・経済性研究計画 (トリチウムの拡散実験等、核融合の環境影響及び安全性・経済性に関する情報交換、共同実験等を行う)
- 核融合炉工学研究計画 (固体トリチウム増殖材、液体トリチウム増殖材、中性子工学、トリチウム取扱に関する情報交換、共同実験等を行う)

IAEA

国際原子力機関 (IAEA)

国際核融合研究評議会 (IFRC)

核融合研究協力の審議機関

- 核融合エネルギー国際会議 (世界の核融合研究者が一堂に会し研究成果を発表する。最近では、2004年10月ピラモウラ (ポルトガル) で第20回会議が開催された。)
- 原子分子データ情報交換 (核融合研究開発に必要な、原子及び分子の諸データの収集領布を行う)
- その他の専門家会合 (核融合に関するトピックスについて随時専門家会合を開催し、情報交換を行う (例: 核融合炉設計、慣性閉じ込め核融合))
- ITER計画 (国際熱核融合実験炉のための設計活動を実施する。2001年に工学設計活動 (EDA) を完了し、現在、建設に関する政府間交渉を実施中。)

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)

日米核融合調整委員会 (CCFE)

日米核融合協力活動の総合的な調整を行うことを目的とする。

交流計画

・・・・・・ (核融合における総合的な情報交換及び研究者の相互派遣などを行う)

共同計画

・・・・・・ (新しい共同研究のテーマを検討し、発展させ、最終的には共同実験等へ発展せる (工学技術、プラズマ物理の二項目に大別))

共同プロジェクト

- タブレット-III計画・米国タブレット-III装置 (サンディエゴ・ゼネラル・アトムック社) に原研チームを派遣し、日米共同で非円形プラズマに関する研究を行う
- HFIR/ORR共同実験・米国オークリッジ国立研究所の原子炉 (HFIR/ORR) を使用して核融合炉材料の共同照射研究を行う (原研)
- JUPITER計画・米国オークリッジ国立研究所の原子炉 (HFIR) を使用して先進的核融合炉材料の共同開発研究を行う (大学等) (附属書 I)
- TSTA-II共同試験・米国ロスアラモス研究所のトリチウムシステム試験装置 (TSTA) を用いてトリチウム工学共同試験を行う (平成13年度に完了) (附属書IV)
- データリンク・日本とローレンスリバモア国立研究所の通信用計算機を専用回線で結び、特定プロジェクトの共同コードの開発等に供する (平成17年9月に終了予定) (附属書IX)

核融合理論共同研究

・・・・・・ (高度なプラズマ物理研究を理論と計算機シミュレーションの両面で進める)

日・EU協力 (日・EURATOM 間の核融合研究開発分野における協力)

日・EU核融合協力調整委員会

附属書 III

・・・・・・ (科学技術庁と欧州原子力共同体 (ユーラトム) との間の核融合研究分野における協力を規定し、情報・データの交換及び専門家の交流等を行う)

日・EU核融合協力活動の総合的な調整を行うことを目的とする。

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

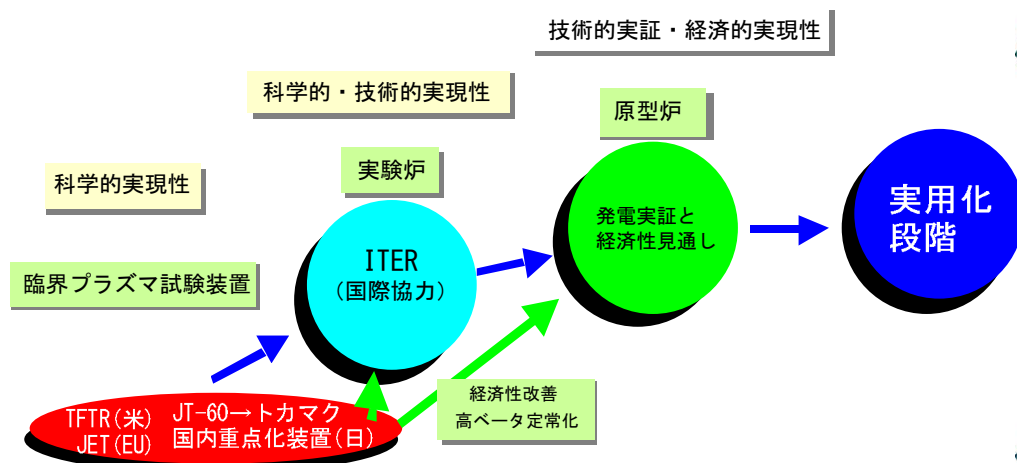
- ・ 原型炉で経済性見通しを得るためのトカマク改良研究とITER（国際協力事業）の支援研究

2. 性能目標

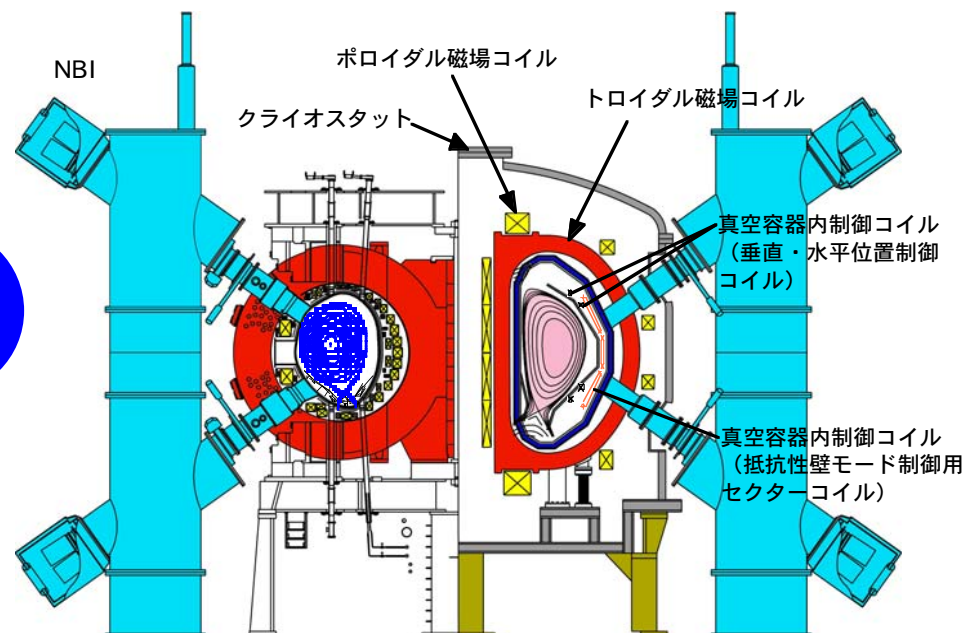
- ・ 臨界プラズマ条件クラスの閉じ込め性能を持った超伝導装置
- ・ 非誘導電流駆動運転で、高ベータ（規格化ベータ値＝3.5-5.5）定常運転の実現
- ・ 断面形状、アスペクト比、帰還制御性において自由度を最大限確保

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

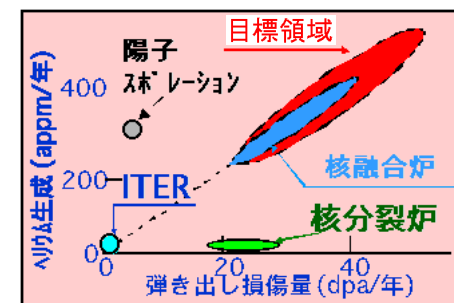


JT-60（左）とトカマク国内重点化装置（右）

別添 1 7 国際核融合材料照射施設(IFMIF)計画

1. 核融合材料照射施設の必要性

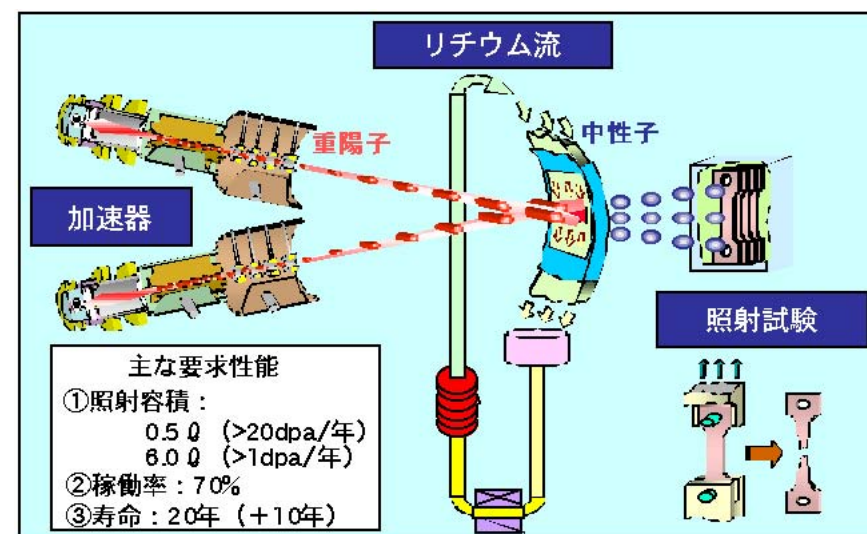
- 核融合材料の開発は、高い中性子照射 ($10\sim 20\text{ MWa}/\text{m}^2=100\sim 200\text{ dpa}$) に耐え、かつ、低放射化特性を有する構造材料の開発・評価を主目的とする。
- 中性子照射が材料特性に与える影響評価には、核変換によるHe生成と弾き出し損傷を同時に調べる必要があるため、材料開発には、核融合炉と類似の中性子環境の下での材料データの取得が不可欠(右図参照)。



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

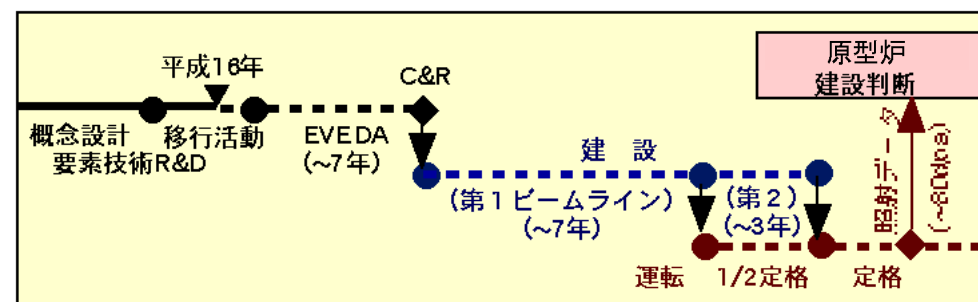
- 上記中性子照射環境を実現しうる中性子源として、d-Liストリッピング反応を用いた加速器型中性子源が最適と判断され、この方式に基づくIFMIF計画を、IEAの下での国際協力として推進。現在、参加極は、日欧米口の4極。
- IFMIFは、約40MeVに加速した重水素ビームを液体リチウムに衝突させ、核反応(d-Liストリッピング反応)の結果生成される $\sim 14\text{ MeV}$ の中性子を材料に照射する施設(右図参照)。



システム構成と主な要求性能

3. 計画の現状と今後の計画

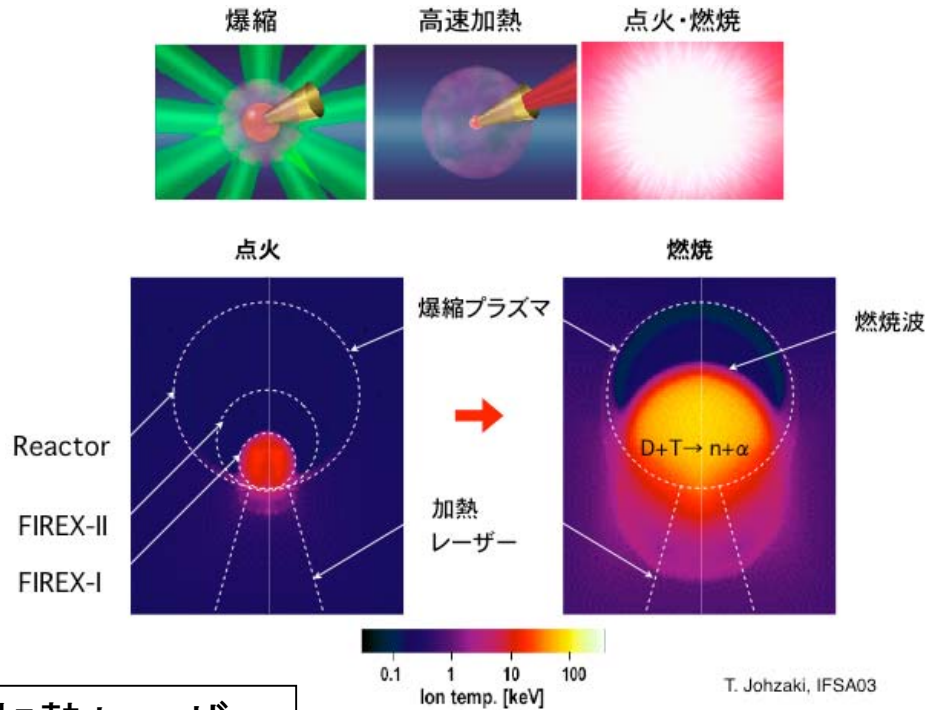
- 平成15年に、概念設計や要素技術のR&Dが終了し、工学設計段階に進みうる技術基盤の整備が完了した。
- 今後、速やかに工学実証・工学設計活動(EVEDA)に移行し、建設に向けた技術基盤の整備を行い、C&Rによる判断を経て、国際協力による建設を目指す。
- 建設には10年程度を要し、完成後は重照射データ($\sim 80\text{ dpa}$ 程度)の検証を行い、発電実証プラントの建設判断に資する工学データを提供する予定。



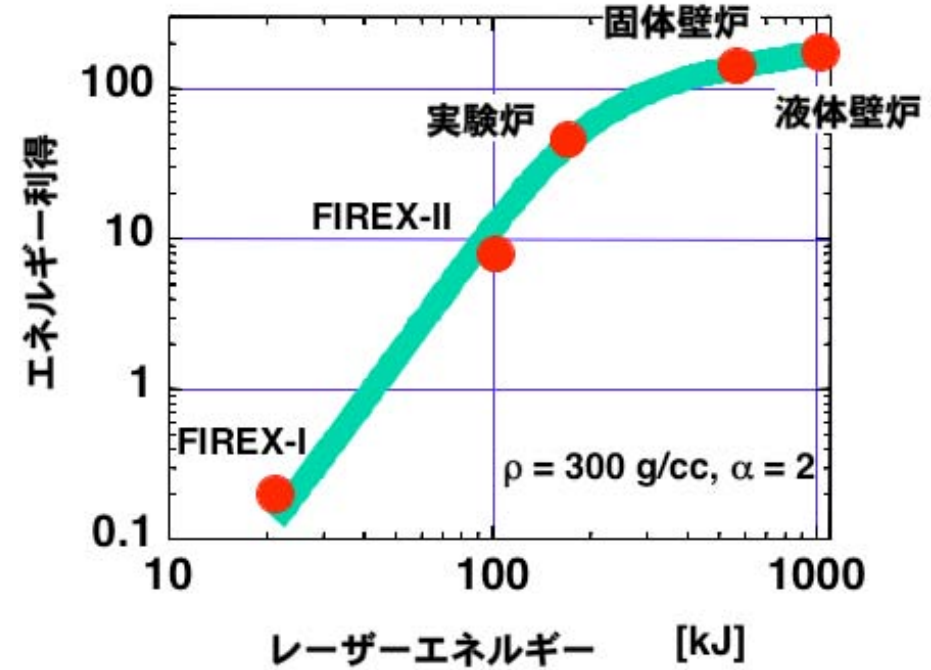
計画の全体スケジュール (実績及び今後の想定)

添付18 レーザー高速点火計画 (FIREX)

高速点火原理



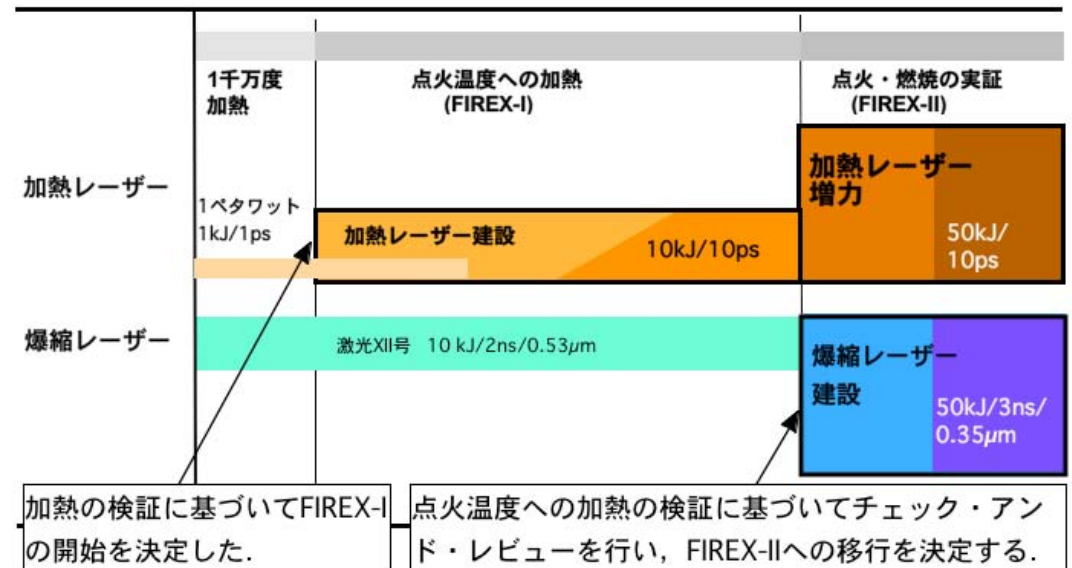
想定される利得曲線



加熱レーザー

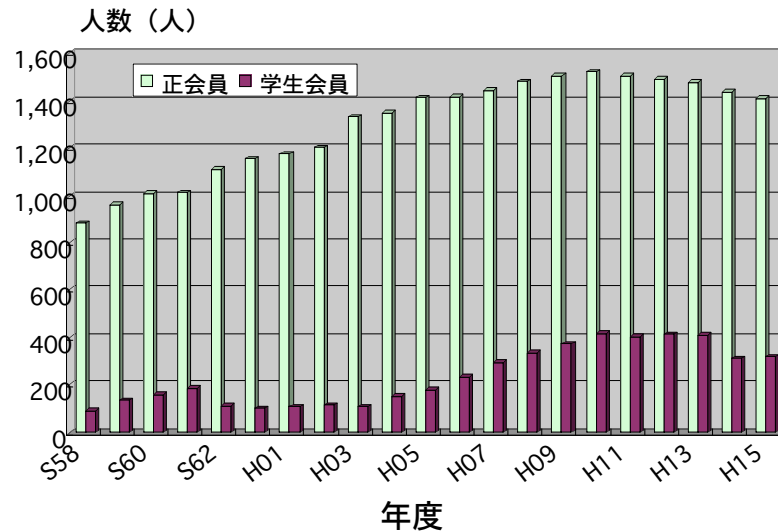


FIREX計画

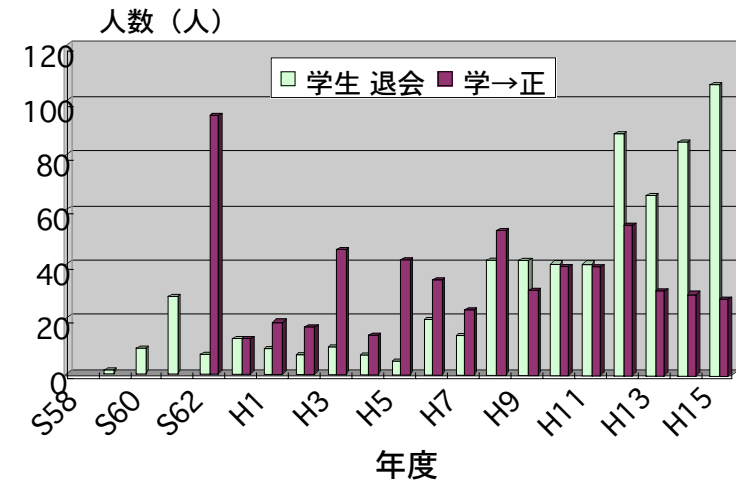


別添 1 9 核融合関連の研究者人口の推移

プラズマ・核融合学会会員数の推移

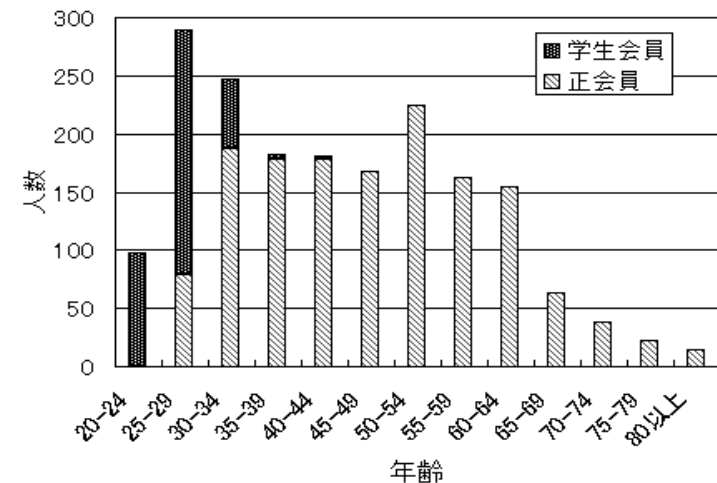


学生会員の動向

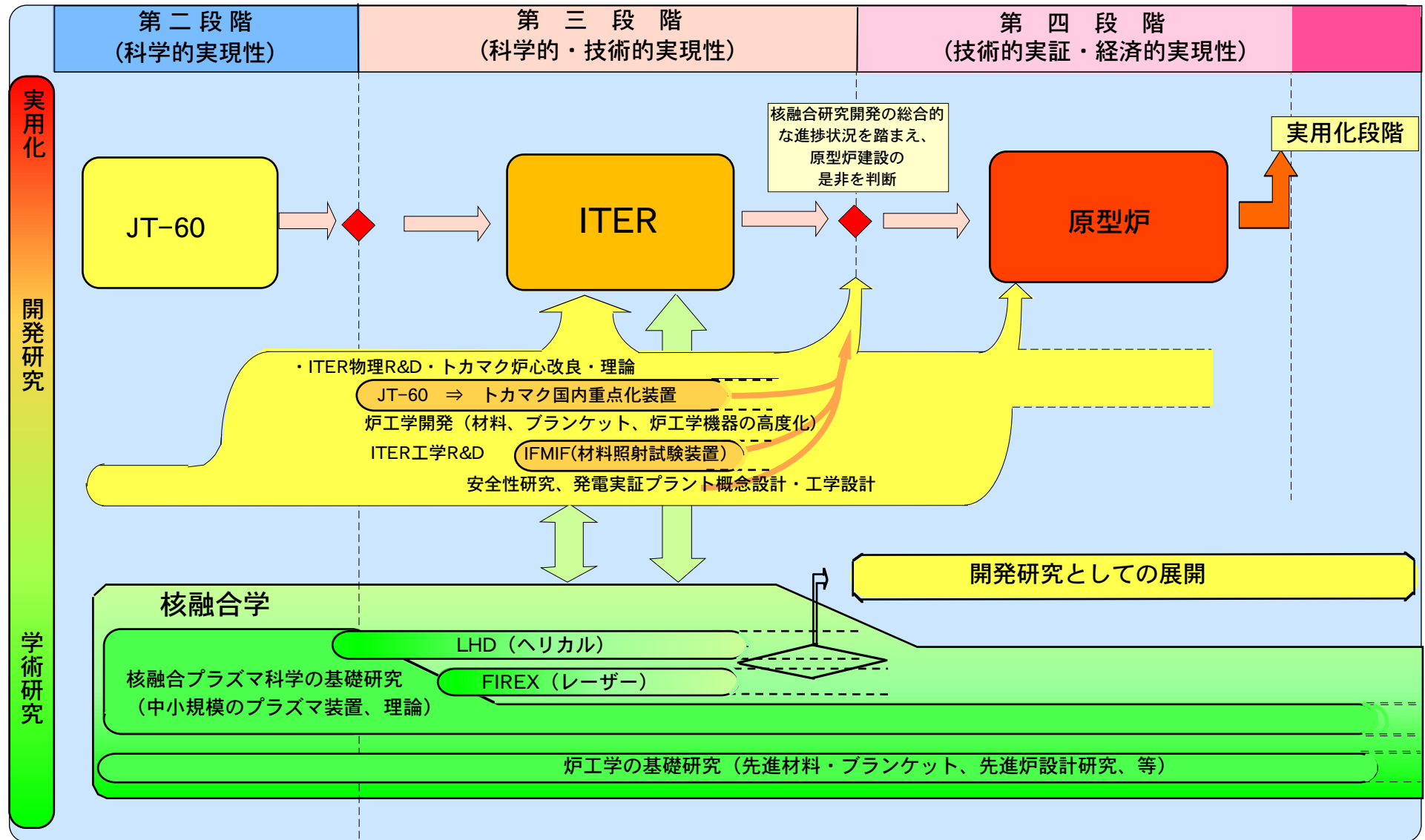


- ・プラズマ・核融合学会の正会員は、平成10年までは増加してきたが、ここ数年間は減少傾向にある。
- ・学生会員は平成5年から10年頃にかけて大学院重点化によって増加したが、最近は減少している。
- ・学生会員の退会者の増加および正会員への移行人数の減少が見られ、プラズマ・核融合界への定着率が近年特に低減している。
- ・正会員の年齢がやや高齢化している。

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
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。
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。
③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。
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。
⑤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。
⑥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 機構の発足後、10 年程度を想定。