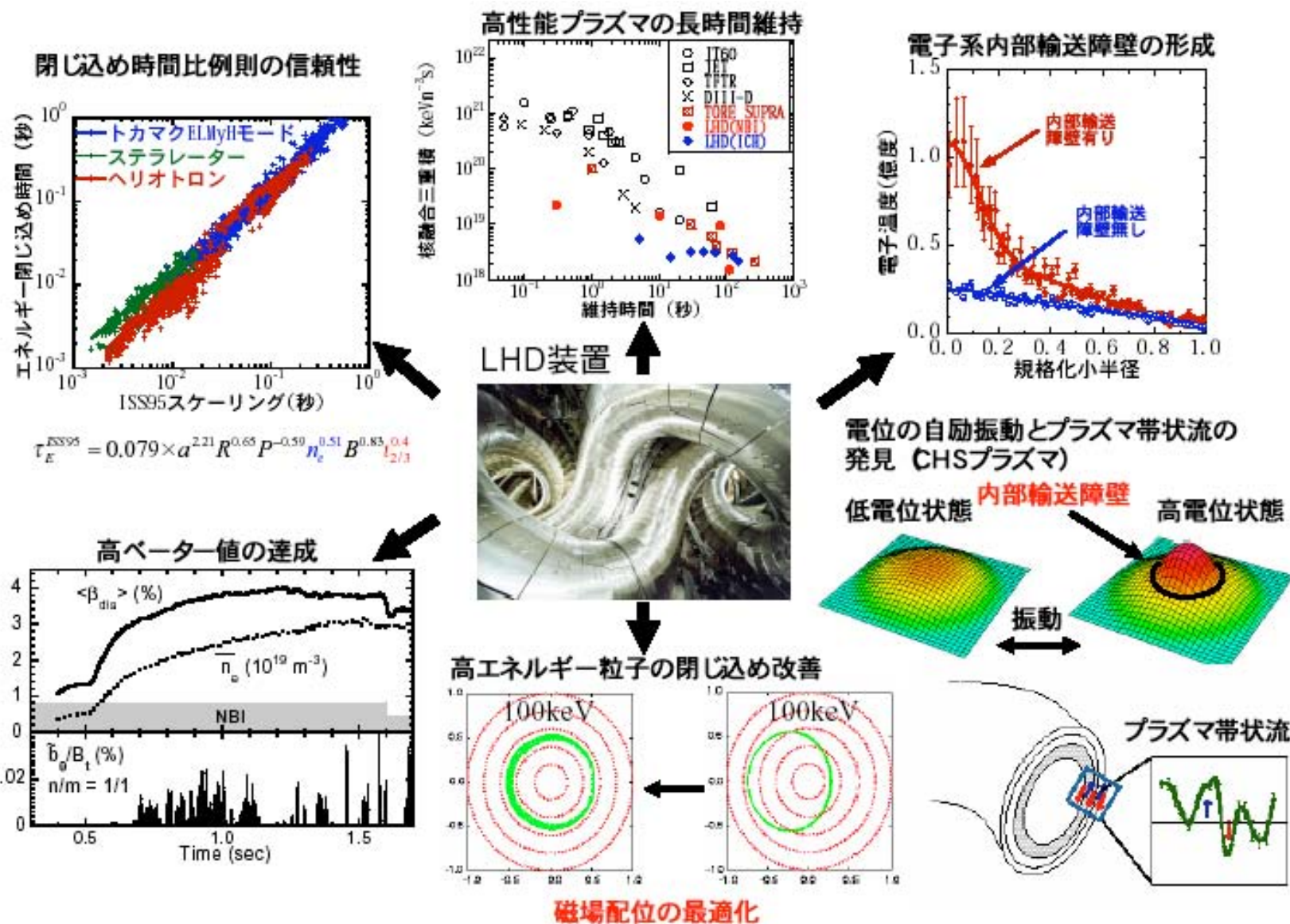
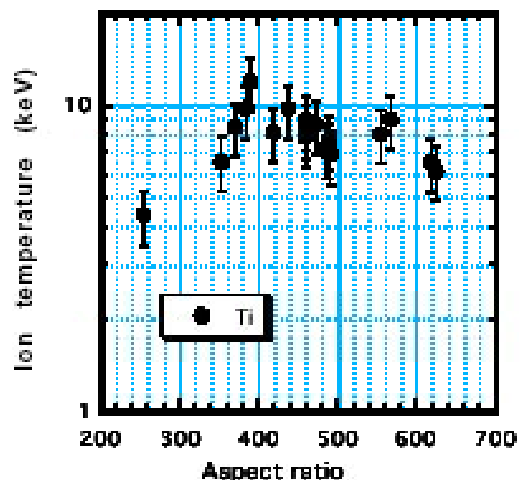


# 別添8 ヘリカル型装置の主要成果



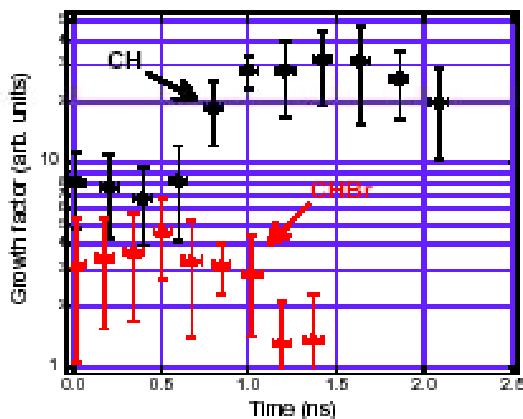
## 別添9 レーザー型装置の主要成果

### 爆縮により1億度の超高温を達成

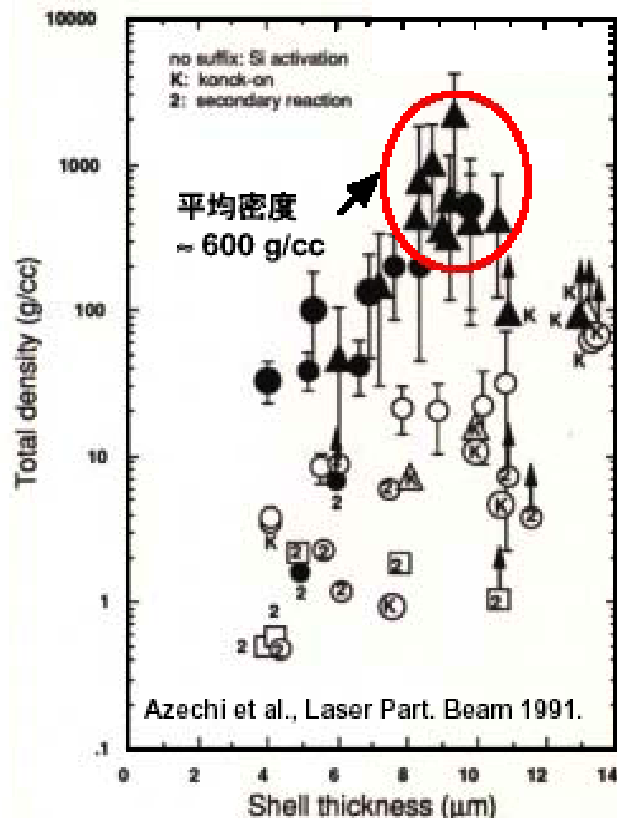


激光XIIでの爆縮により、レーザー核融合に必要な1億度の温度を達成した。

### 流体力学的不安定性の抑制機構を発見

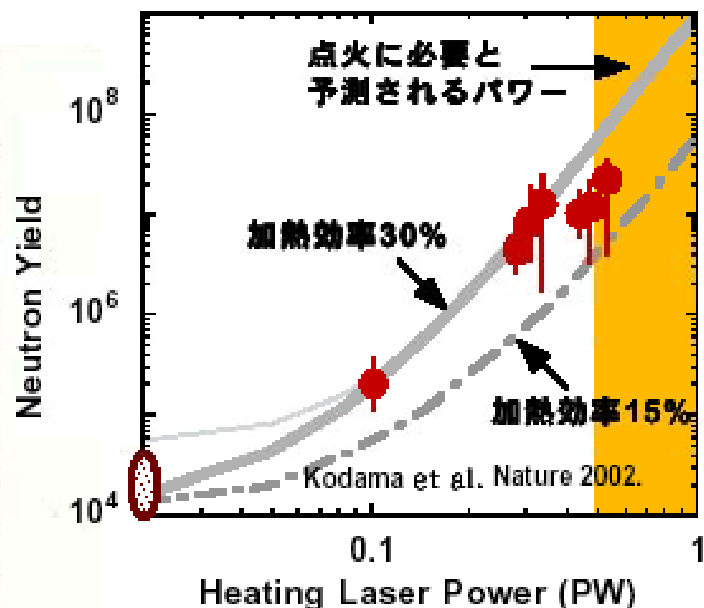


### 爆縮により超高密度を達成



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

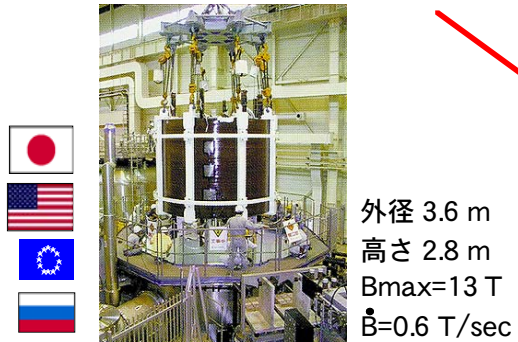


爆縮した燃料を超高強度レーザーで加熱することにより燃料温度は1000万度に上昇し、中性子発生数が3桁増大した。また点火に必要なとされる高いレーザーパワー領域においても十分な加熱効率を得られている。

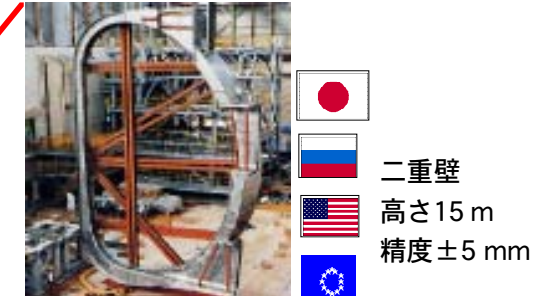
# 別添 10 炉工学研究の成果(1) 実験炉(ITER)に向けた研究開発

- 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



真空容器セクター

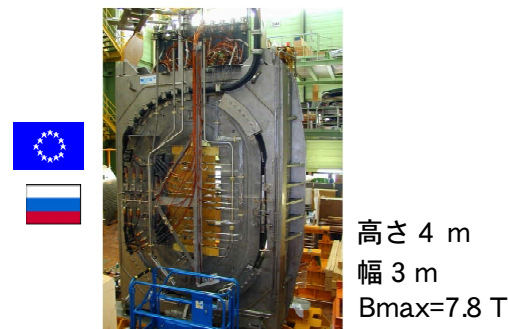


ブランケットモジュール



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

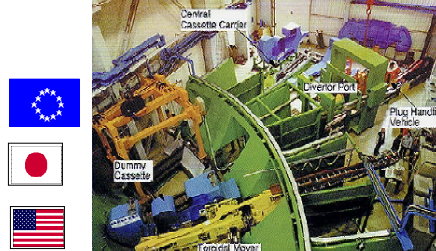


ブランケット遠隔操作



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

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  $20\text{ MW/m}^2$



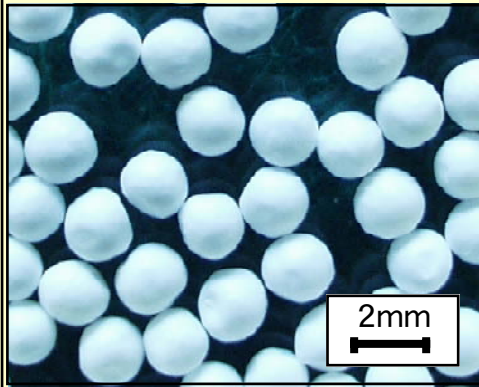
# 別添 1 1 炉工学研究の成果(2)原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成

- 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

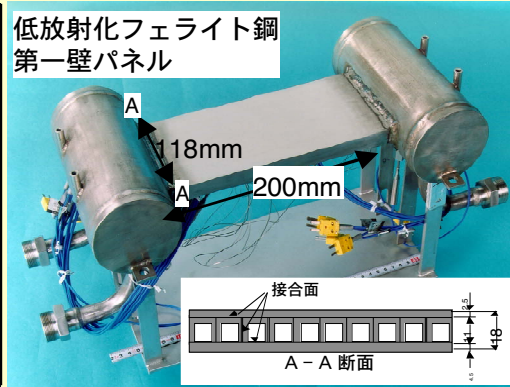
(Liセラミック微小球)



- 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)

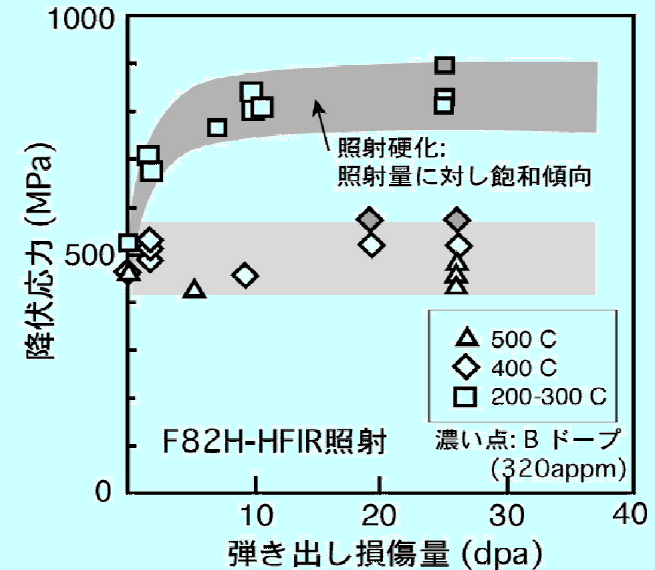
### ブランケット容器

(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

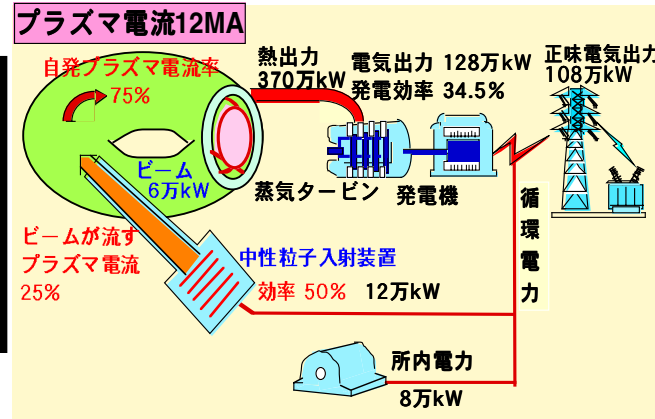
成果：(1)発電ブランケット設計概念の成立性を見通すための技術基盤の整備が完了、(2)高い耐照射性を有する低放射化フェライト鋼開発に見通しが得られ、(3)それらの成果の下に、ITERでの発電ブランケット・モジュール試験に向けて、工学レベルでの研究開発に展開しうる技術整備が完了。

# 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。

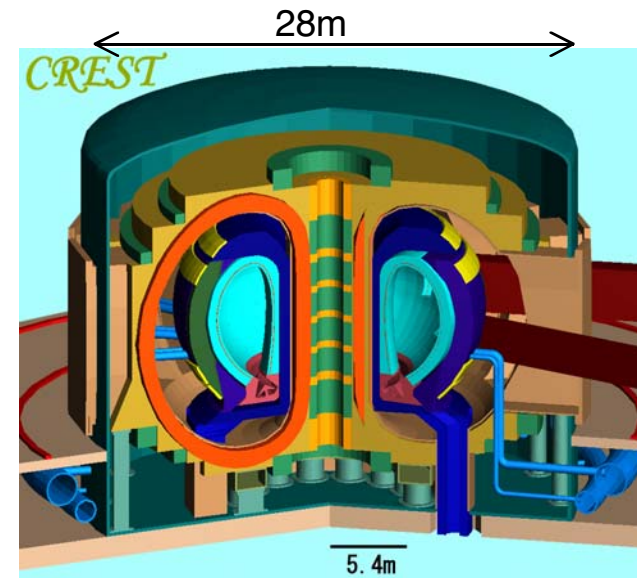
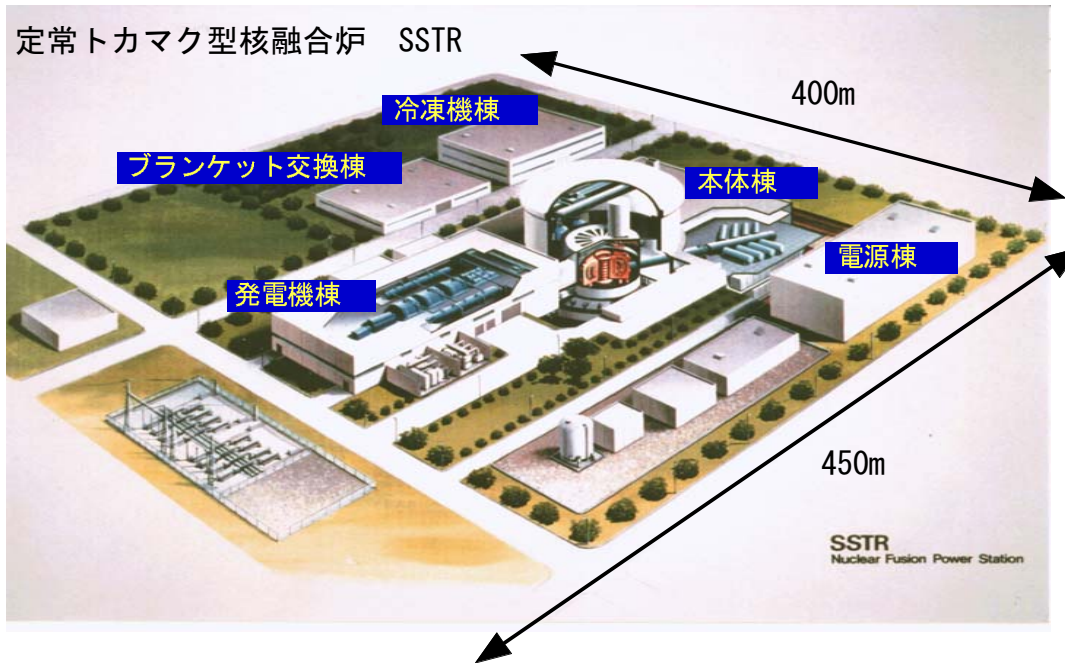
## 定常トカマク型核融合炉 SSTR

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 <sup>2</sup>
最大中性子束	5MW/m <sup>2</sup>
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 <sup>2</sup>
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

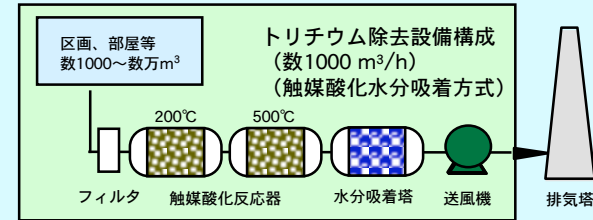
### ◎放射性物質の閉じ込め研究等：

- ・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, CO<sub>2</sub>, 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

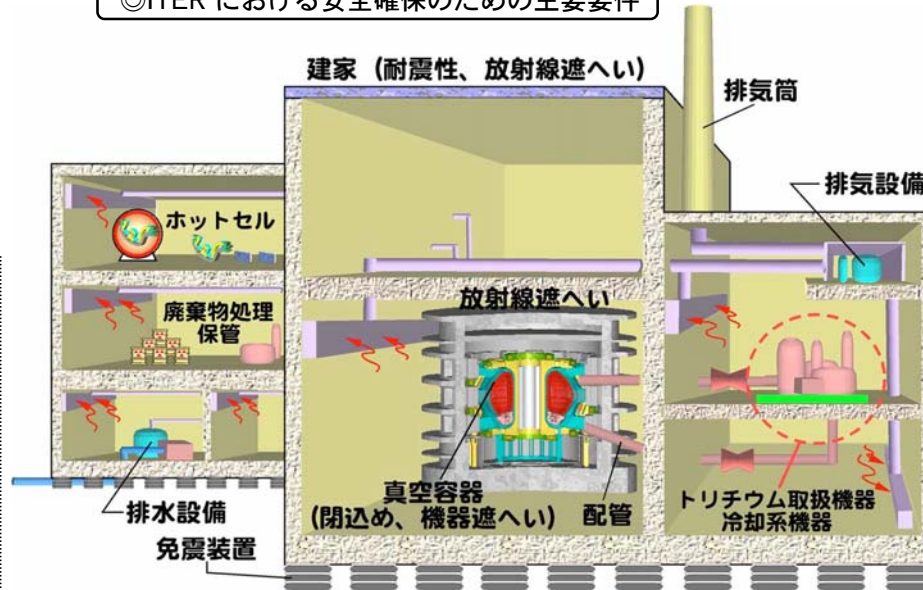
### ◎ITERで取り扱う可動性の放射性物質

- 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/m<sup>3</sup>)、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



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



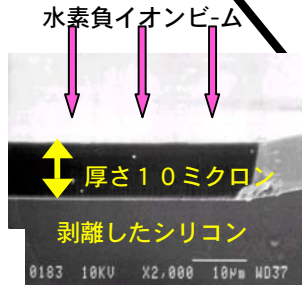
日新電機(株)提供  
イオンドーピング装置  
28型ワイド液晶画面  
シャープ(株)提供  
大面積イオンドーピングにより、30インチを  
超す大画面液晶が製品化されている。

大容量ハードディスク製造への応用



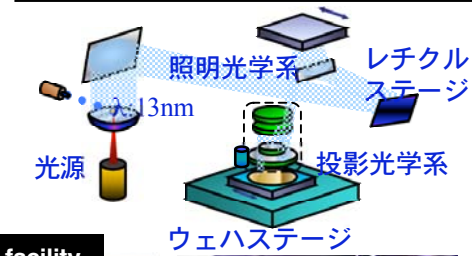
200ミクロン  
微細加工による磁気ヘッドコイル  
磁気ヘッドコイルの超微細化が可能となり、ハードディスク容量が4桁上昇した（100GB級）。

次世代半導体基板製造への応用

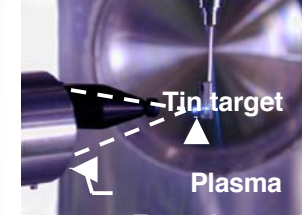


水素負イオンビーム  
厚さ10ミクロン  
剥離したシリコン  
0183 10KV X2,000 10Nm M037  
負イオンビームによる薄板半導体剥離製造（特許公開第2001-77044）

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

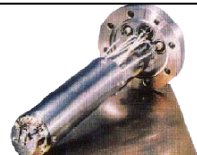


ガス成分分離方法（特許第 3339776、他）  
オルガノ（株）提供

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