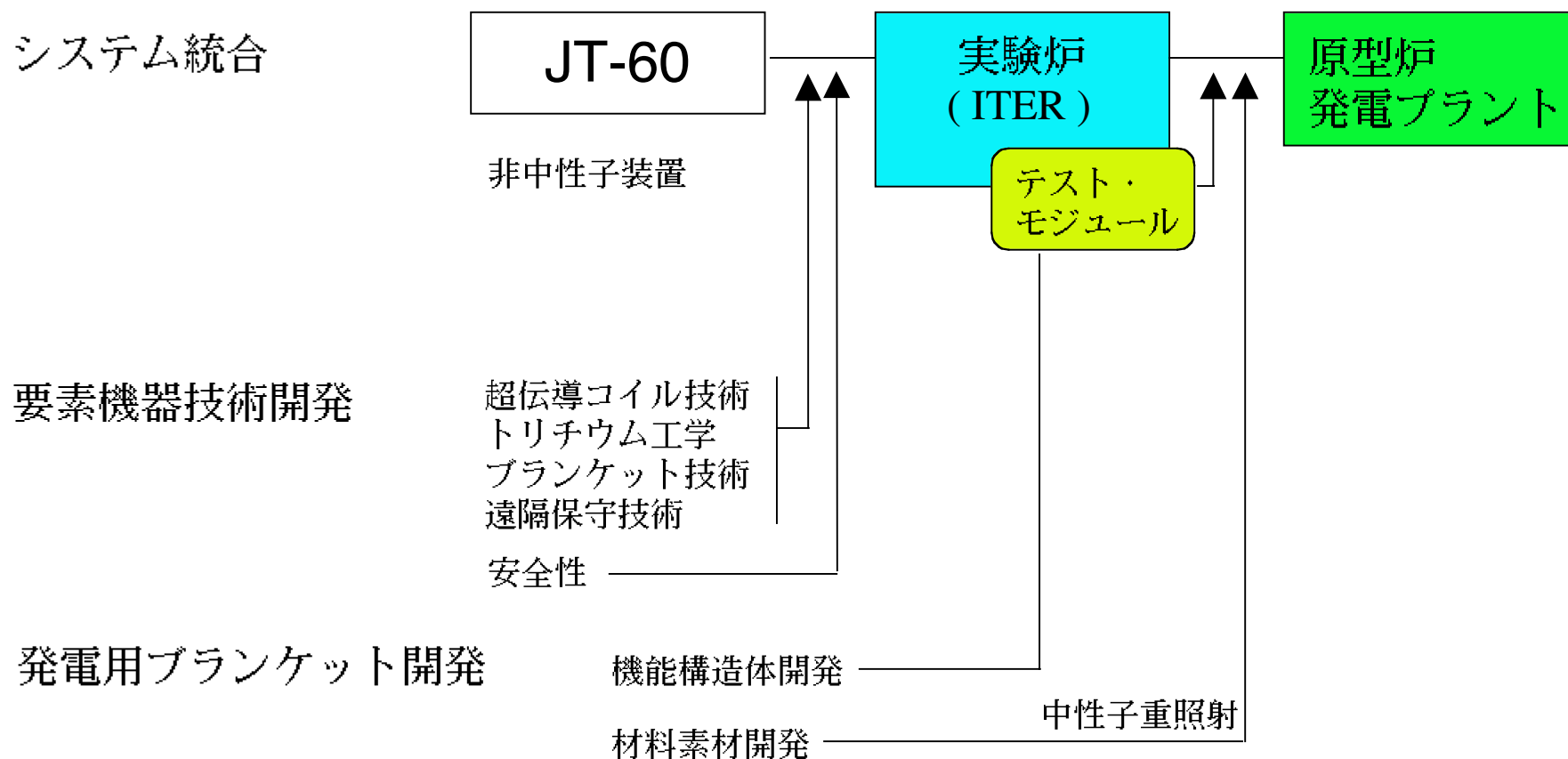


核融合エネルギーの利用に向けた 発電ブランケット及び構造材料の 開発の現状と今後の計画

原子力委員会核融合研究開発基本問題検討会第5回会合
平成15年7月25日

日本原子力研究所
高津 英幸

核融合エネルギーの実現に向けた炉工学技術開発

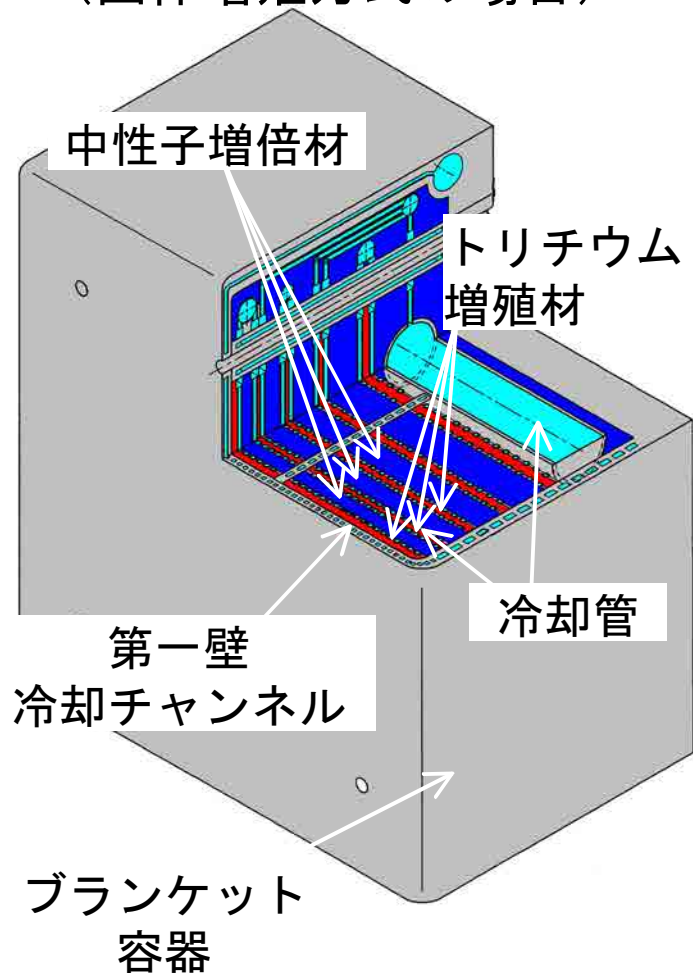


- ・ 発電プラント（原型炉）で核融合炉の技術的成立性を実証（開発段階完了）
- ・ 実験炉は
 - 1) 発電ブランケットを除く炉工学的要素機器の総合的実証
 - 2) 発電ブランケット開発のテストベット

「戦略報告書」 137頁

発電ブランケット

発電ブランケット (固体増殖方式の場合)



□ ブランケットの機能

- 熱の取り出し（発電機能）
- 燃料であるトリチウムの生産（増殖機能）
- 中性子の遮蔽（遮蔽機能）

□ 研究開発の方針

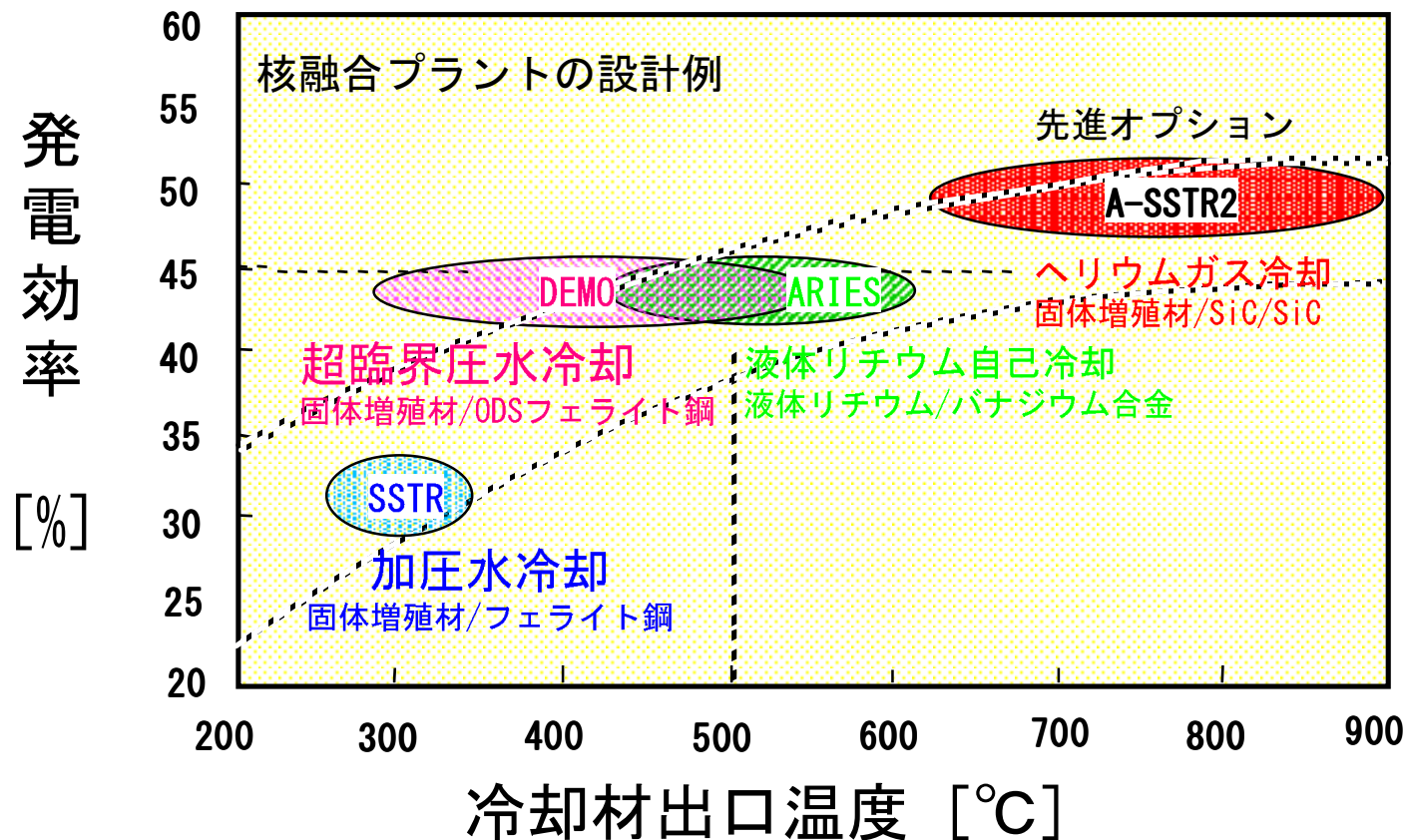
核融合会議において策定された「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」（平成12年8月）に基づいて研究開発を展開

- 高い固有の安全性を有し、比較的データベースが豊富な固体増殖方式を主な開発目標とし、原研が中核的な機関として研究開発を推進
- より魅力のあるブランケット実現の可能性がある液体増殖方式については、大学、核融合科学研究所が中心となって基礎研究を展開

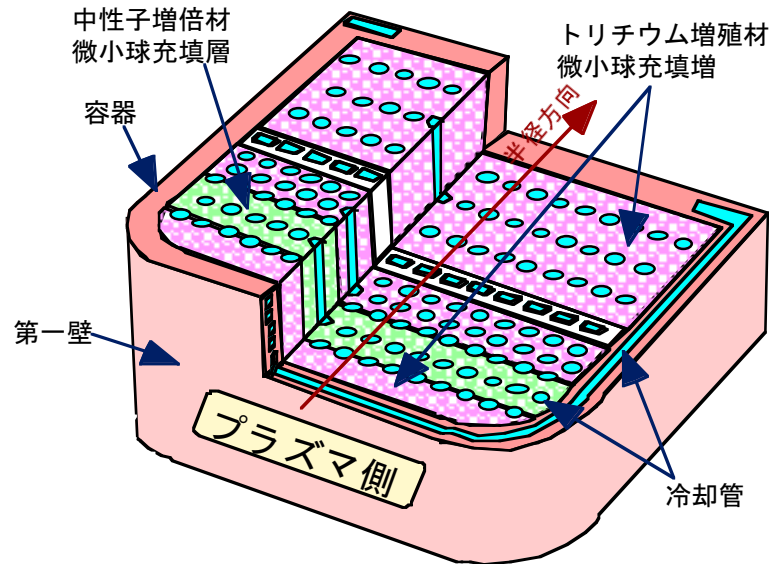
原研が開発を進める発電ブランケット

- 固体増殖材および中性子増倍材の微小球を層状に充填する固体増殖方式ブランケットの開発研究を展開

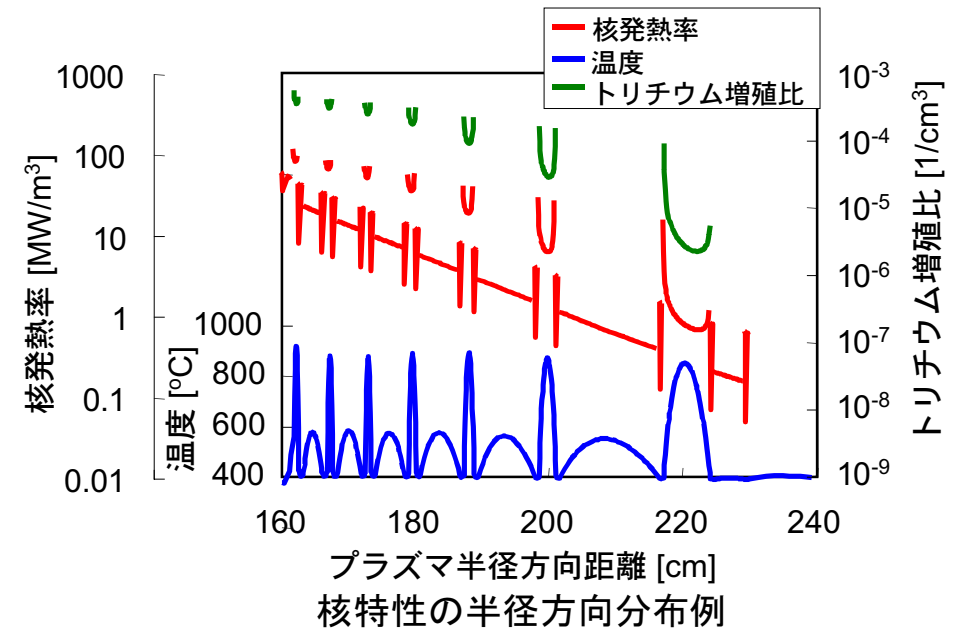
増殖材・増倍材	Li ₂ TiO ₃ ・Be（いずれも微小球：直径0.2~2mm）		
構造材	低放射化フェライト鋼（ODSフェライト鋼）	SiC/SiC	
冷却材	加圧水	超臨界圧水	ヘリウムガス



発電ブランケットの設計条件と期待される性能



発電ブランケット概念図



代表的な境界条件 (ITER設計値)

- (a) 表面熱負荷: 1 MW/m^2 (0.5 MW/m^2)
- (b) 中性子壁負荷: 5 MW/m^2 ($\sim 1 \text{ MW/m}^2$)
- (c) 電磁力: 代表例 8 MNm [ジュール全体]
- (d) 運転モード: 定常
- (e) BLK交換頻度: 2~4年程度
[$\sim 10 \text{ MWa/m}^2$ 以上]
- (f) 保守性: 遠隔補修・交換が可能

+

代表的な設計条件 (制限条件)

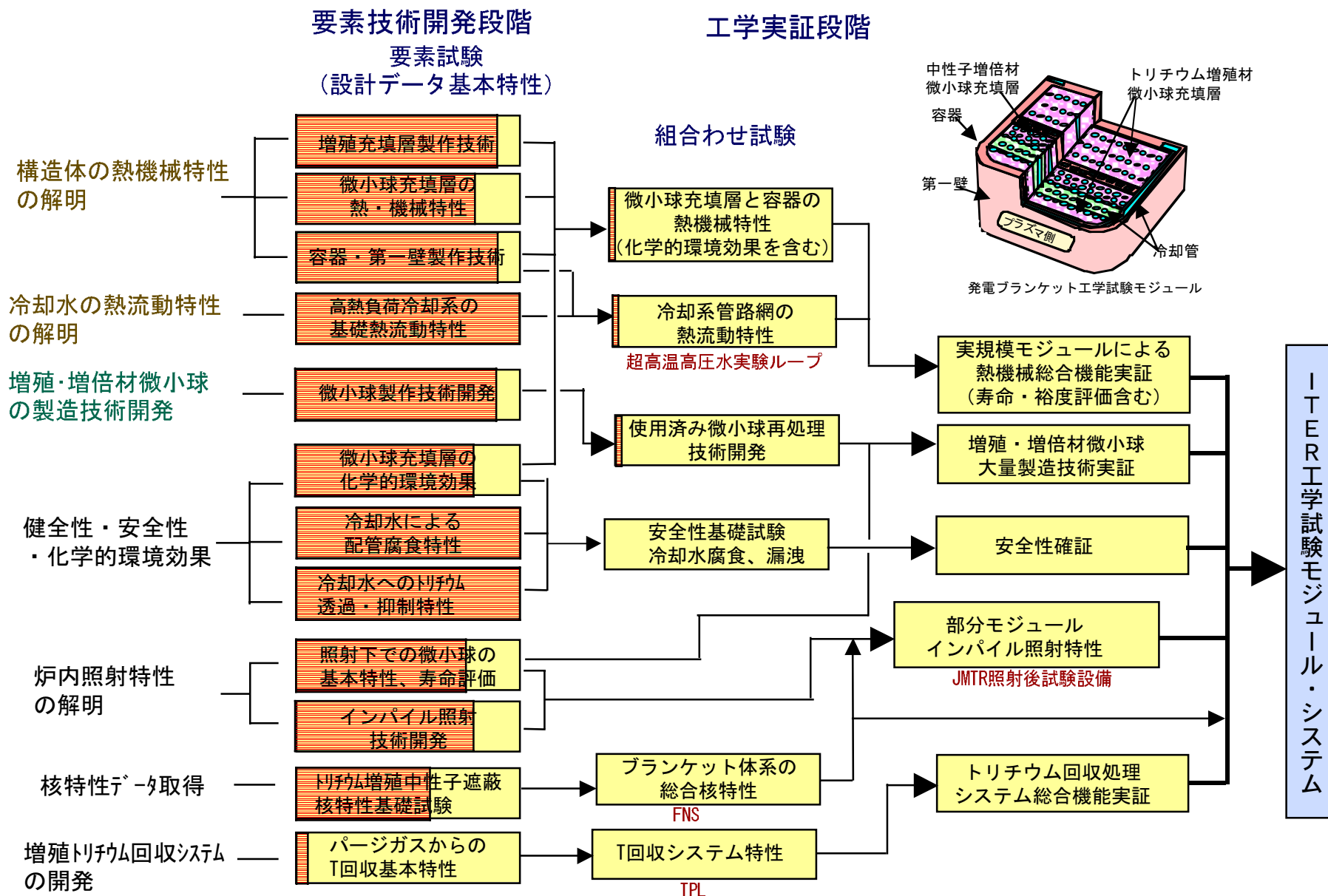
- (a) 冷却材温度: $290^\circ\text{C} < T_c < 520^\circ\text{C}$
- (b) 構造材温度: $100^\circ\text{C} < T_s < 550^\circ\text{C}$
- (c) 増殖材温度: $300^\circ\text{C} < T_b < 900^\circ\text{C}$
- (d) 増倍材温度: $T_m < 550^\circ\text{C}$

→

期待される性能 (目標)

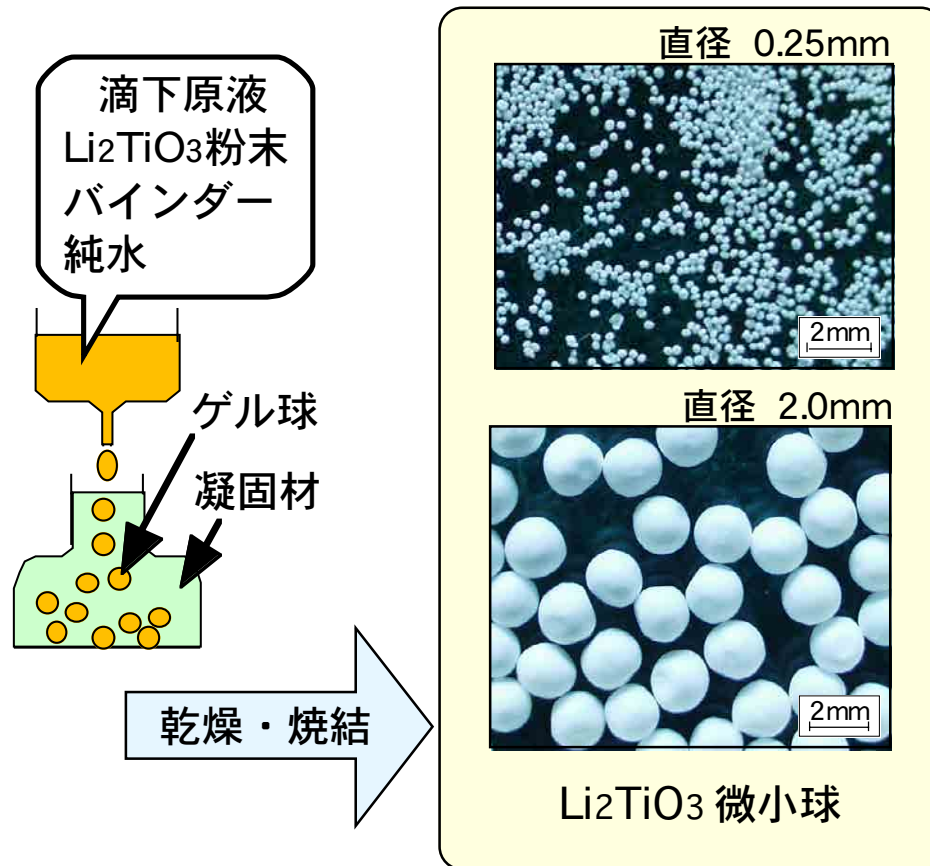
- (a) トリチウム増殖 (回収) 性能: TBRが1.1以上
- (b) 除熱性能: 表面熱負荷 1 MW/モジュール 、
体積発熱 6.5 MW/モジュール の除去
- (c) 発電性能: より高いエネルギー変換効率の実現
- (d) 遮蔽性能: 超伝導コイル核発熱量 $< 1 \text{ mW/cm}^3$ 、
絶縁材線量 $< 10^7 \text{ Gy}$
- (e) 使用期間中の健全性維持: 75%以上の稼働率、
2-4年以上の交換頻度

核融合炉ブランケットの開発要素とR&Dの展開

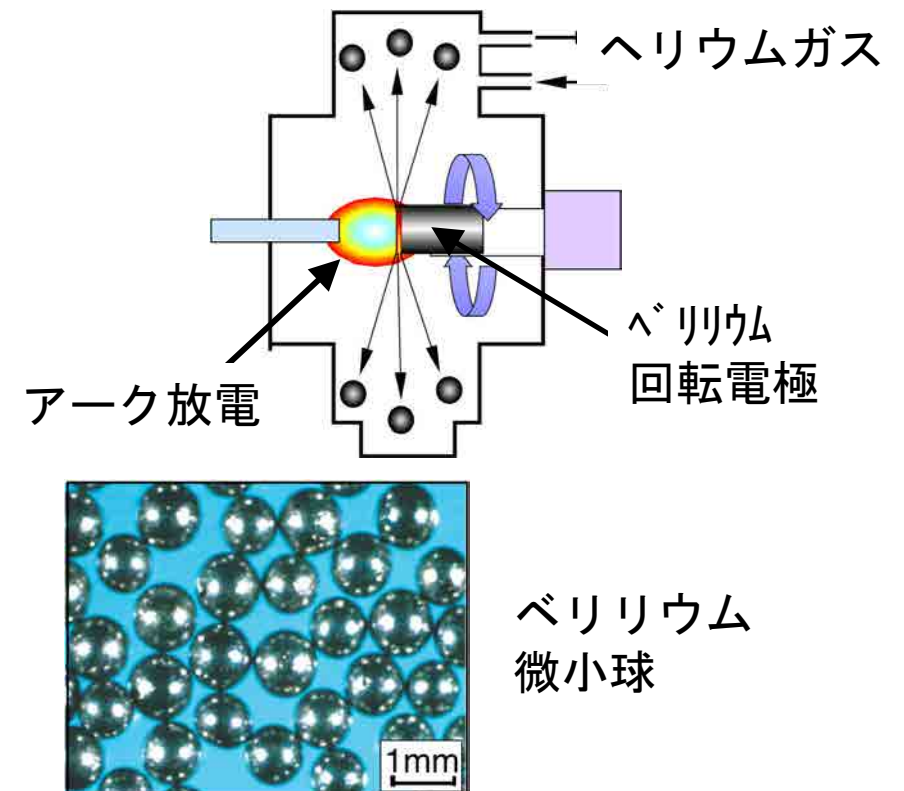


研究開発の現状（１）増殖材、増倍材微小球製造技術開発

- トリチウム増殖材(Li_2TiO_3)微小球の製造技術開発（湿式造粒法）



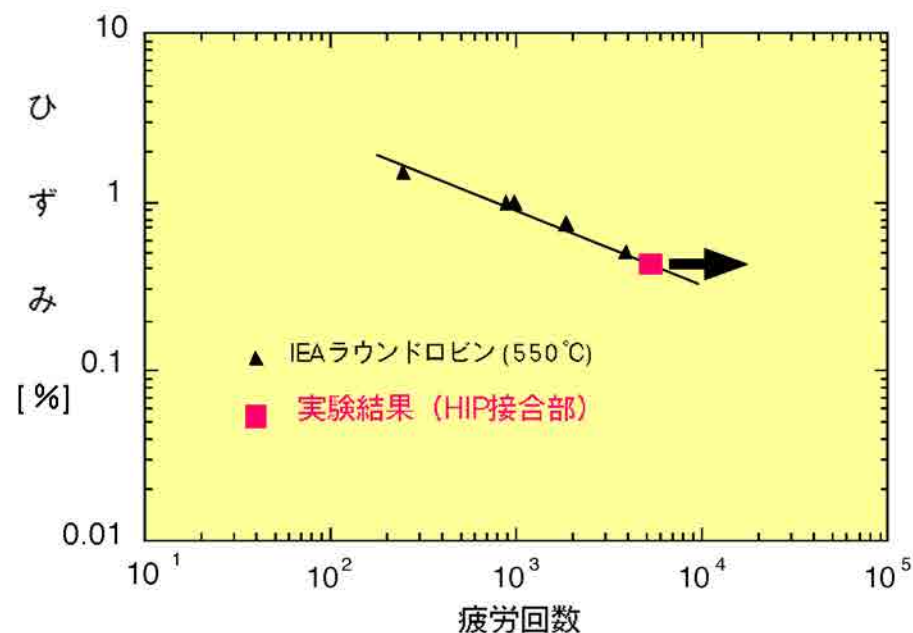
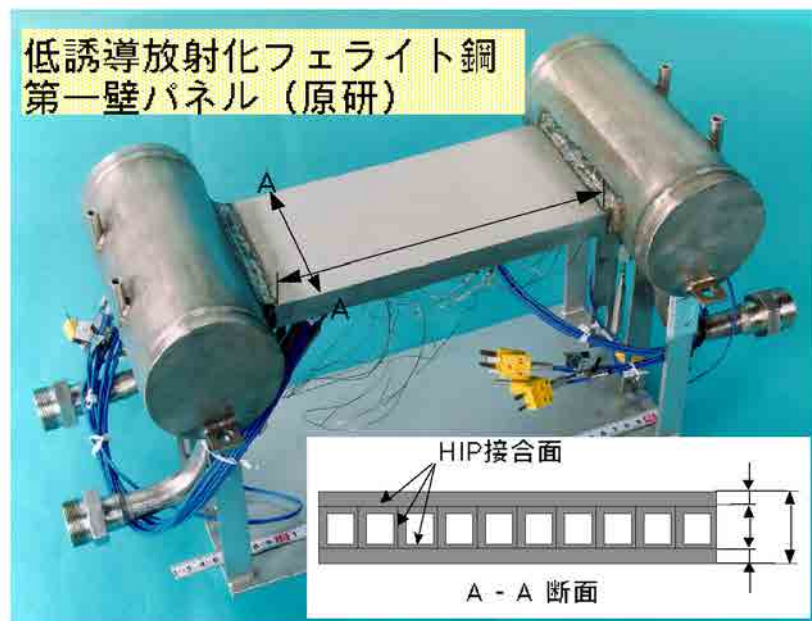
- 中性子増倍材(Be)微小球の製造技術開発（回転電極法）



増殖材・増倍材微小球の製造技術を確認して大量製造の見通しを得た

研究開発の現状（２）低放射化フェライト鋼構造体の製作技術

高温加圧接合（H I P法）による接合技術の開発と構造体の疲労特性の評価を実施



低放射化フェライト鋼第1壁に対するHIP条件の選定：約1000°C、1500気圧

材料疲労強度と同程度の構造体疲労強度：原型炉第1壁（1MW/m²、400秒）相当の熱負荷に5000回以上耐えることを確認

H I P法により低放射化フェライト鋼大型構造体製作の見通しを得る

研究開発の現状（３）微小球充填層の熱特性評価

— 直径0.1mm～2mmの微小球充填層の有効熱伝導率測定法の開発と評価 —

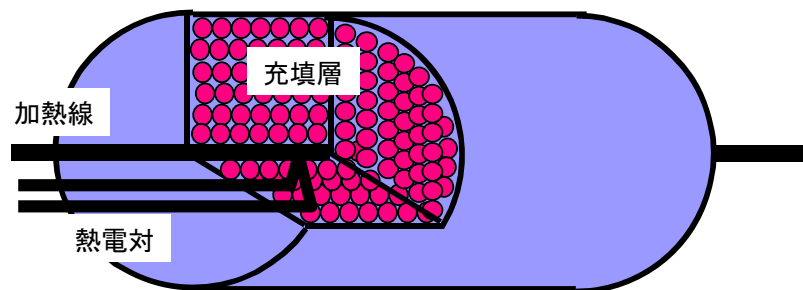
従来法（定常法）

- ❑ 熱的な定常状態で測定
- ❑ 2000cc以上の大容積充填層が必要
- ❑ 測定に長時間が必要
- ❑ 精度を上げるために100℃以上の温度差が必要
- ❑ 再現性に乏しい

新測定法（熱線法）

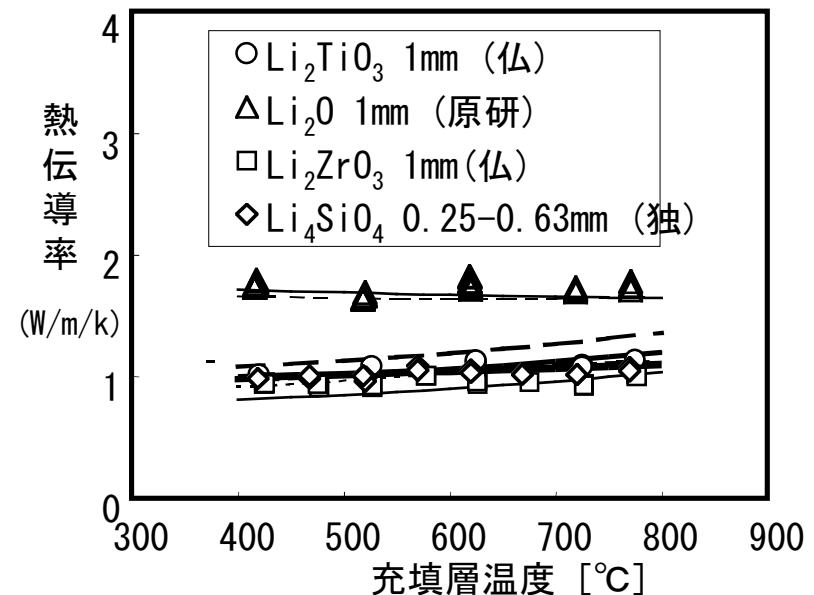
- ❑ 熱的定常状態が不要（非定常測定）
- ❑ 100cc程度の小容積で測定可能
- ❑ 短時間測定が可能
- ❑ 優れた測定再現性

熱線法の測定原理



測定部の大きさ：直径約4cm x 長さ約7cm

各種充填層の熱伝導率測定結果

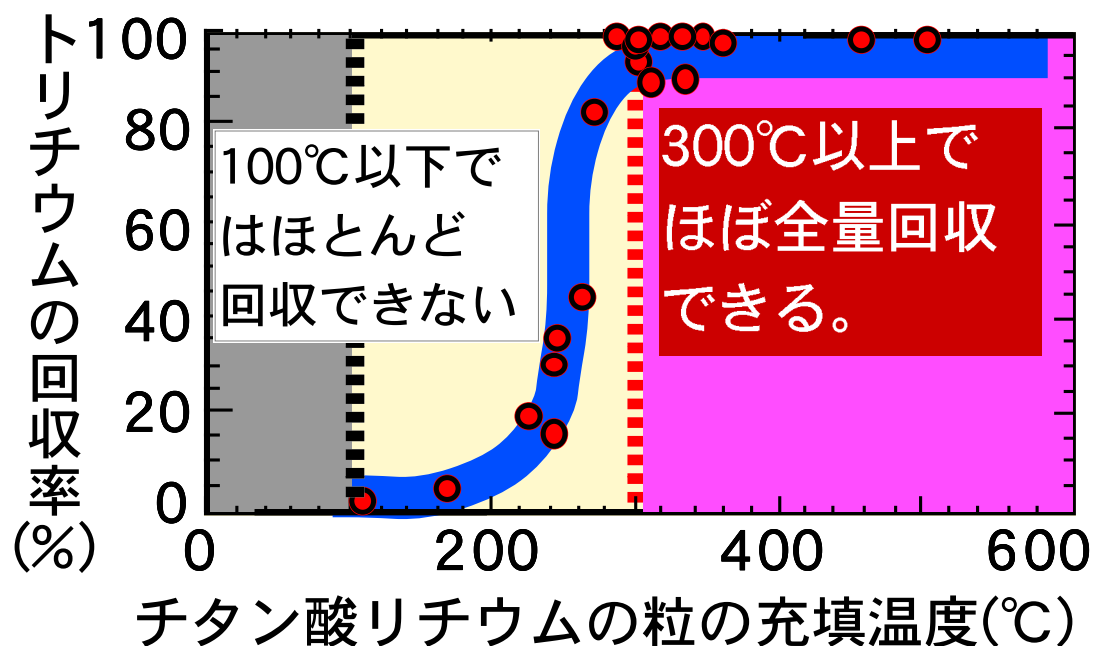
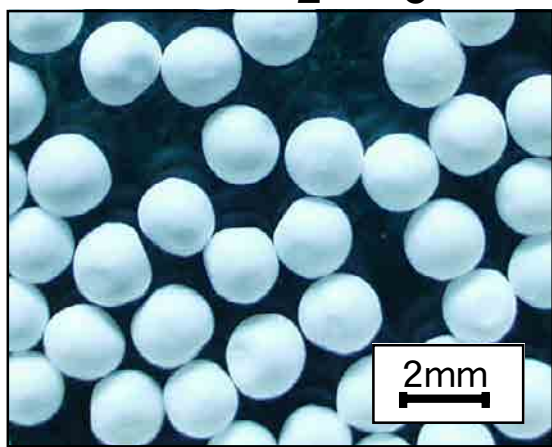


微小球充填層の熱特性評価手法を確立してブランケットの熱・構造設計に反映

研究開発の現状（４）トリチウム生成・放出特性

- トリチウム増殖材 (Li_2TiO_3) 微小球の中性子照射 (@JMTR) により、トリチウムの生成、放出特性を評価

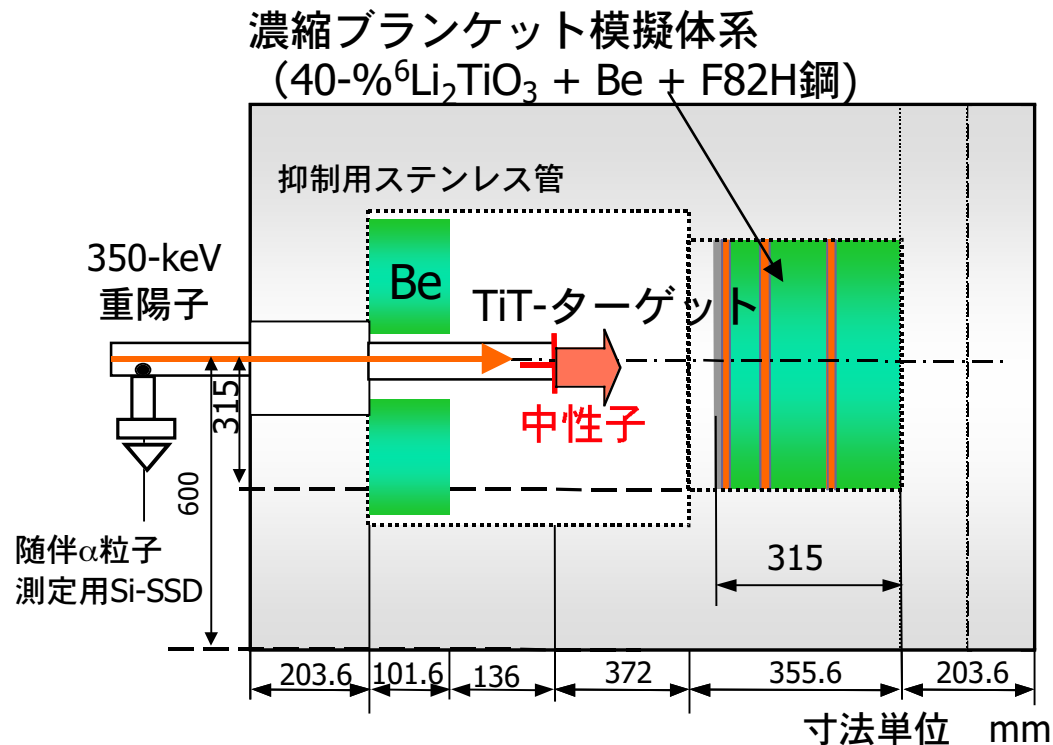
直径2mmの Li_2TiO_3 微小球



300°C以上に保持すればほぼ全量トリチウムを回収可能なことを検証

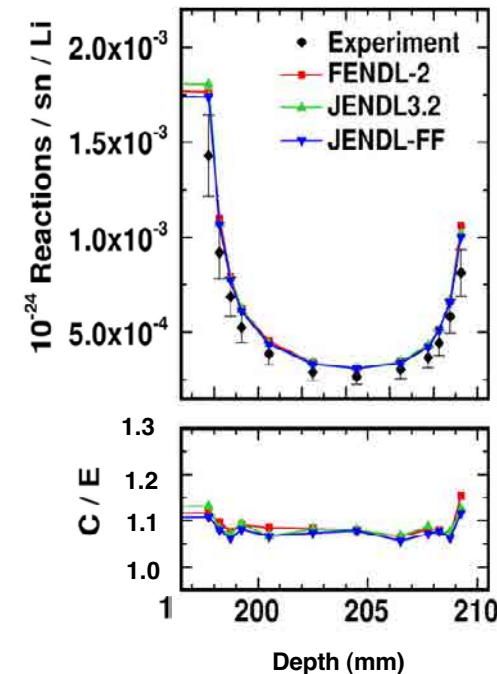
研究開発の現状（５） トリチウム増殖特性評価

原研で設計を進めている固体増殖ブランケットを単純化した ${}^6\text{Li}$ 濃縮型増殖ブランケット模擬体系を用い、原研FNSのDT中性子を入射した後の体系中のトリチウム生成量を測定し、モンテカルロ計算と比較した結果10%以内で一致した。



トリチウム増殖材中のトリチウム生成量分布とC/E

トリチウム生成量の測定値（増殖層積分値）は計算値と10%以内で一致



研究開発の現状（６）ブランケット・モジュールの保守技術

（１）ITERに向けたブランケット・モジュールの遠隔保守技術の開発



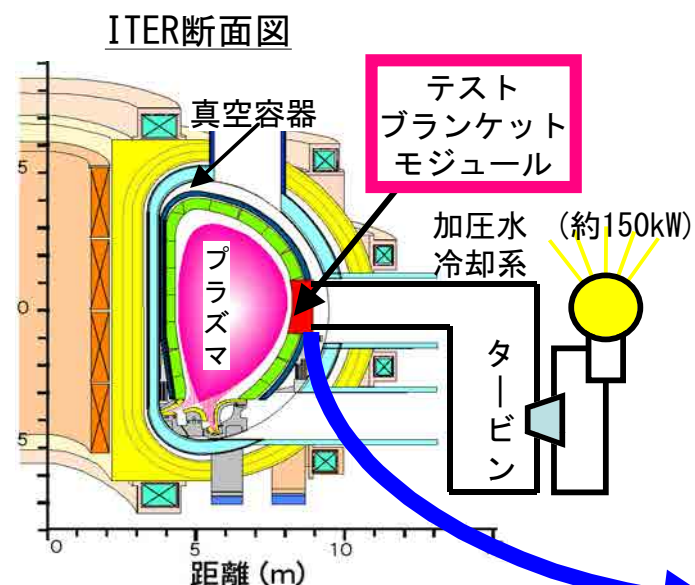
ビークル型遠隔保守機器による
ITERブランケット・モジュール
(4トン)の交換実証試験

- ・重量物（4トン／モジュール）に対し、高い安定性を有する保守概念の構築：ビークル型遠隔保守機器を開発
- ・軌道展開機構：ビークル及びラック&ピニオンによる、コンパクト（収納時）かつ安定（展開時）な軌道を自動展開機構を実現
- ・衝撃抑制制御、センサー・フィードバック制御等により、高精度な保守技術を実証： $\pm 0.25\text{mm}$
- ・耐放射線性要素機器の開発： $\sim 1\text{kGy/h}$ 、積算 $10\sim 100\text{MGy}$ に耐える要素機器（モーター、センサー、潤滑剤等）の開発に成功
- ・モジュール全数（420個）交換期間： ~ 12 ヶ月

（２）発電実証プラントに向けた見通しと開発課題

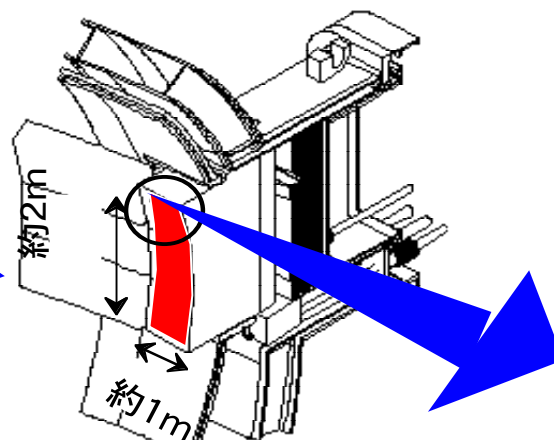
- ・基本的に、ITER用ブランケット保守概念が適用可能
- ・ITERにおいて、実環境下での統合性能を実証
- ・開発課題：作業の迅速化、保守手順の最適化、制御の高性能化、耐放射線性の向上
- ・ブランケット・モジュールの交換頻度：2～4年に一度（Liのバーンアップ、構造材の寿命）
- ・プラント稼働率の目標： $>75\%$
(モジュール全数交換期間：2～3ヶ月が目標)

ITERを用いた発電ブランケットの工学試験



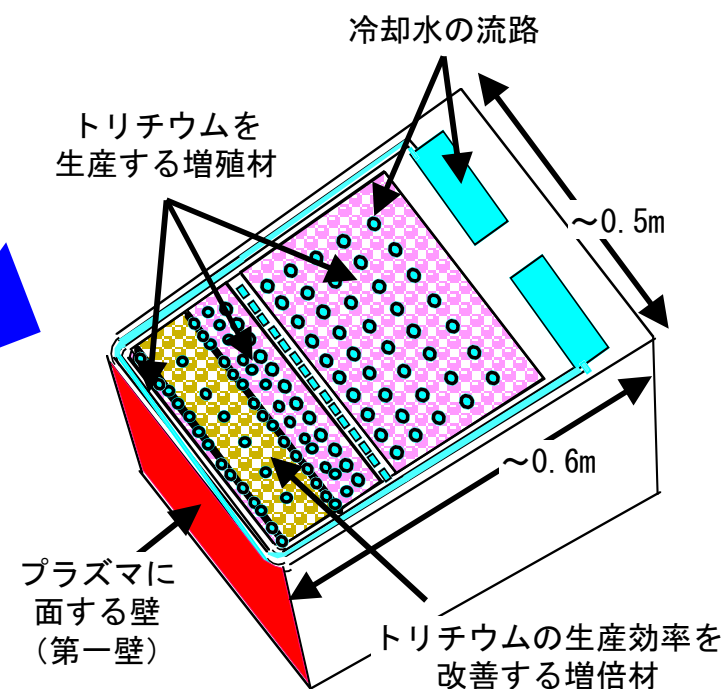
□ 原型炉用の発電ブランケットを開発するためには、そのテストモジュールを実験炉（ITER）に取り付けて核融合炉環境下での総合性能試験を実施することが必要

- 熱エネルギーを取り出して発電機能を実証する
- 燃料となるトリチウムの生産機能を実証する
- 放射線から炉内機器や生体を保護する遮蔽機能を実証する



各極が提案しているテストブランケット・モジュールの方式

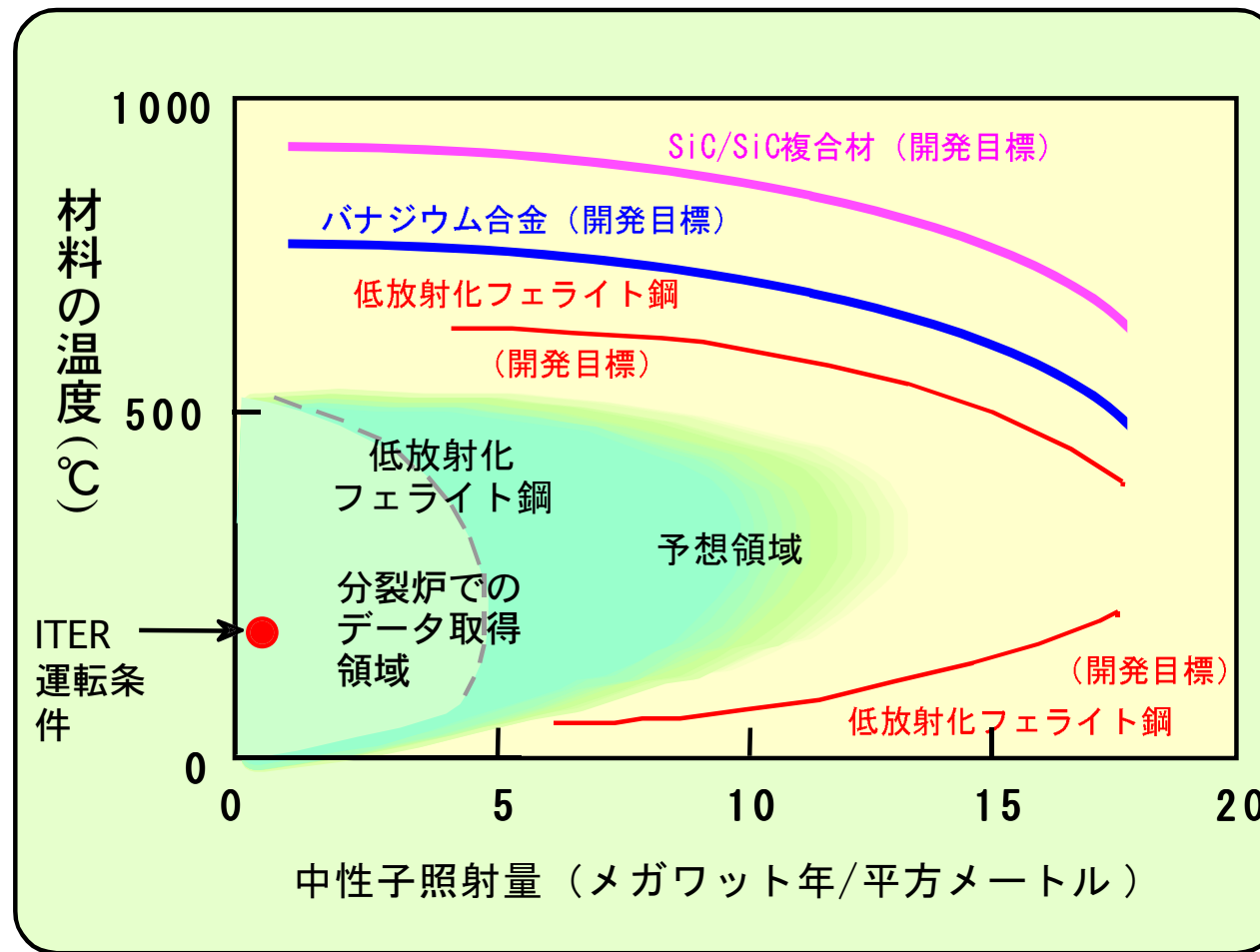
日本	固体増殖（水冷却）
	固体増殖（ヘリウム冷却）
EU	固体増殖（ヘリウム冷却）
	液体増殖（液体リチウム鉛、水冷却）
ロシア	固体増殖（ヘリウム冷却）
	液体増殖（液体リチウム、リチウム冷却）



テストブランケット
モジュール概念図

低放射化構造材料の開発目標

主な候補材料である低放射化フェライト鋼は、300-550℃の温度範囲で10-15MWa/m²(照射損傷量100-150dpa相当)に耐えることを第一期の目標とする



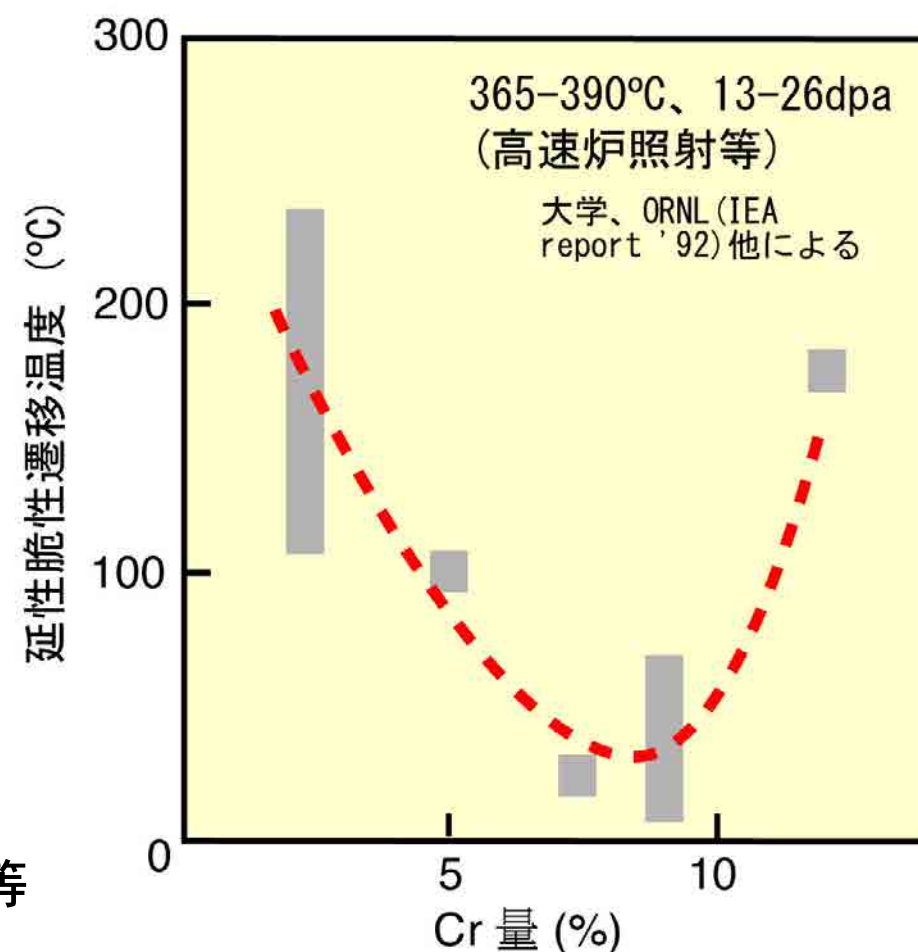
低放射化フェライト鋼の現状(1) --- 化学成分決定

(1) 低放射化元素への置き換え
放射化特性に問題がある重要な成分元素である、Mo及びNbをW、Ta等に置き換えた。

(2) 照射脆化の低減
主要元素であるCrの量の最適範囲を明らかにした。照射脆化(延性脆性遷移温度上昇等)が少なくなるCrの範囲; 7-9%(右図参照)

(3) 主要な成分

0.1C 8-9%Cr 2W 0.05-0.1Ta Fe等



低放射化フェライト鋼開発の現状(2) --- 低放射化等の達成

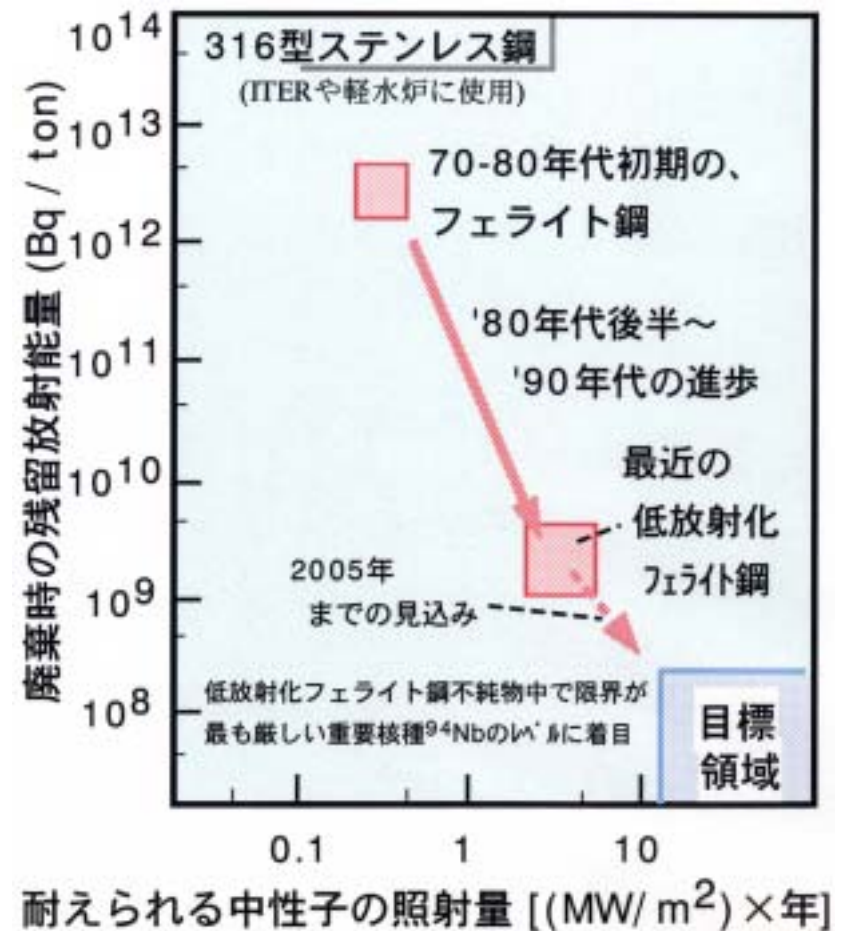
(1) 低放射化製鋼の実証

商用の溶解炉と商用の素材
(Nb量に注目し選別)でも、ほぼ
目標値(<0.5ppmNb)が達成できる
ことを実証した。

5トン鋼塊での、
実績値 約0.7ppmNb

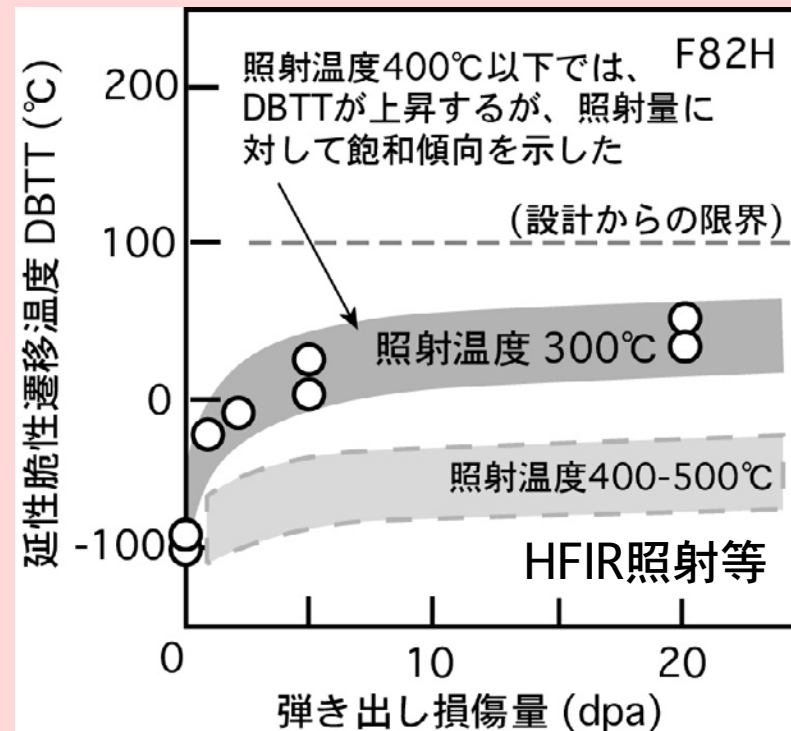
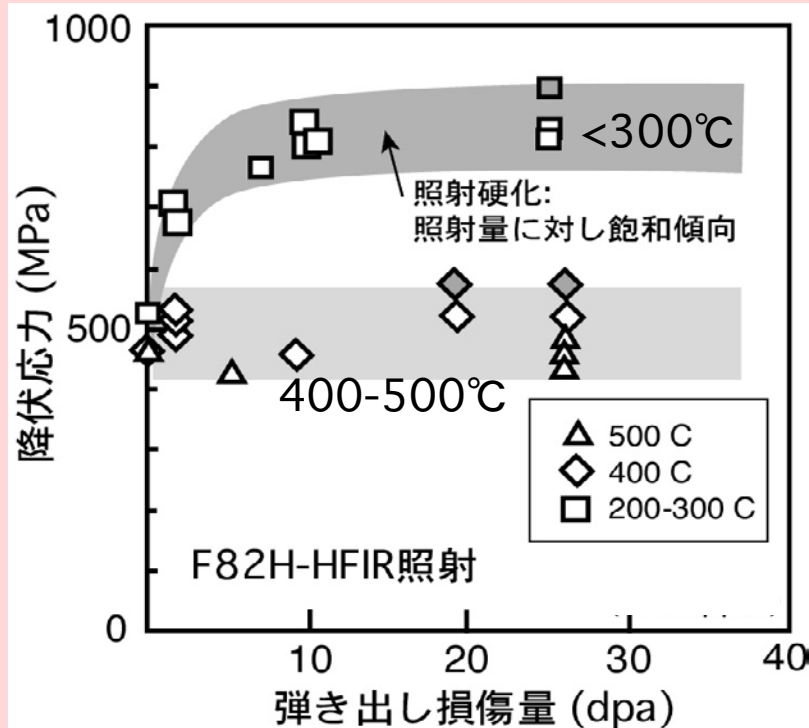
(2) 耐照射性

目標領域の数分の1の照射量まで、
中性子照射で評価済み(次ページ)



低放射化フェライト鋼開発の現状(3) --- 耐照射性の実証

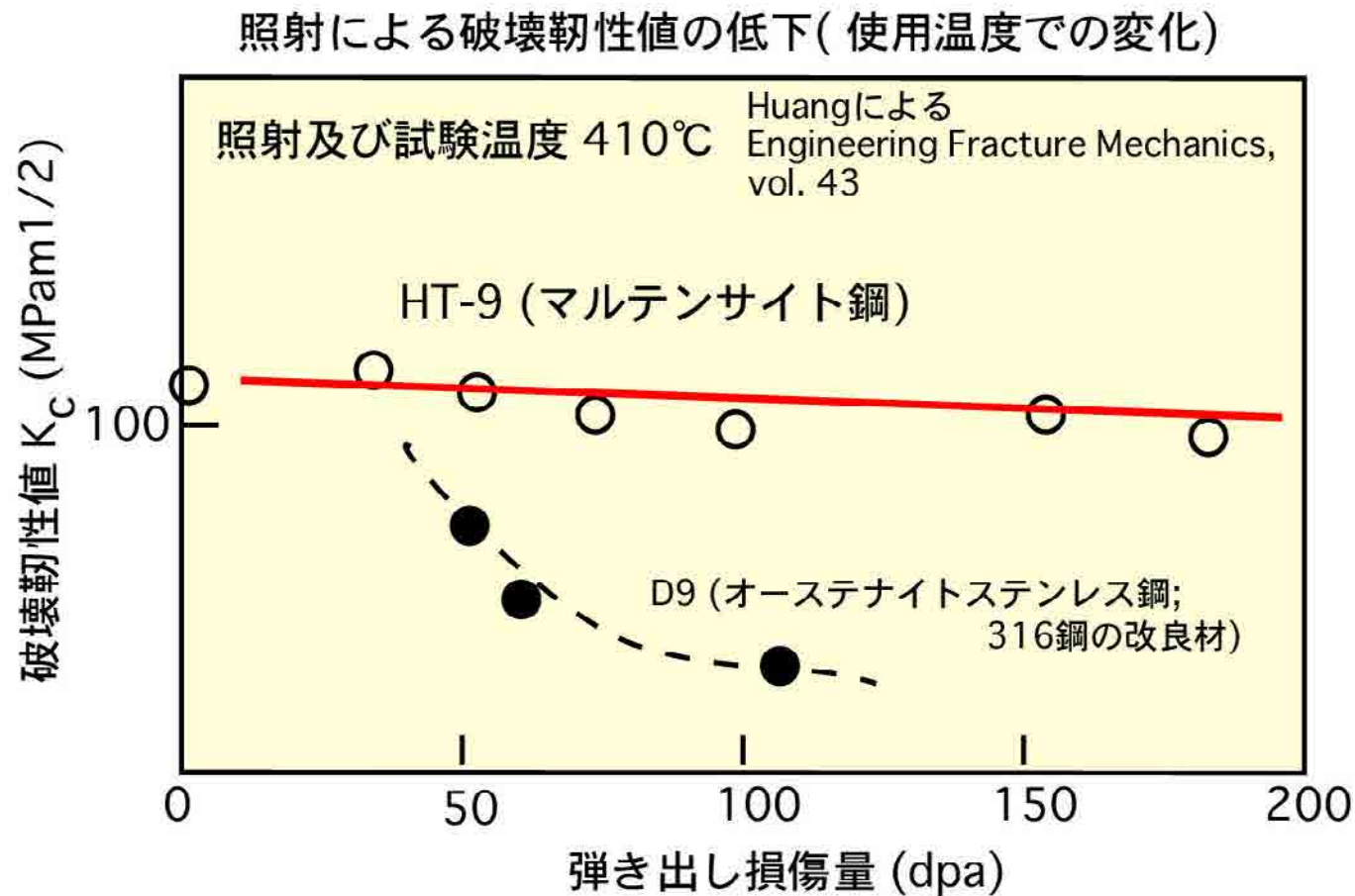
最大の課題の一つである**照射硬化/脆化**(照射温度 $<400^{\circ}\text{C}$)は、**照射量に対し飽和傾向**を示した(核変換生成He等の助長効果が次の課題); 下図



その他、上部棚領域の破壊靱性値(十分高い)、環境割れの評価(4dpaまでは影響小)、スウェリングの抑制法、延性破壊条件の予測のための塑性特性の構成方程式等を2-50dpaの範囲で評価。HIP接合を含めた工学的評価も範囲に(テストブランケット)

既存フェライト鋼の耐照射性

温度が400℃(平均使用温度近く)、照射効果が主に弾き出し損傷の場合には、既存のフェライト鋼でも高い耐照射性(十分な寿命)を示す。



HT-9は12Cr-1Mo鋼(高速炉炉心構造材料の一種)、照射はFFTF等の高速炉で実施

核融合中性子を模擬する照射施設の必要性

中性子照射が材料の機械的特性に与える影響

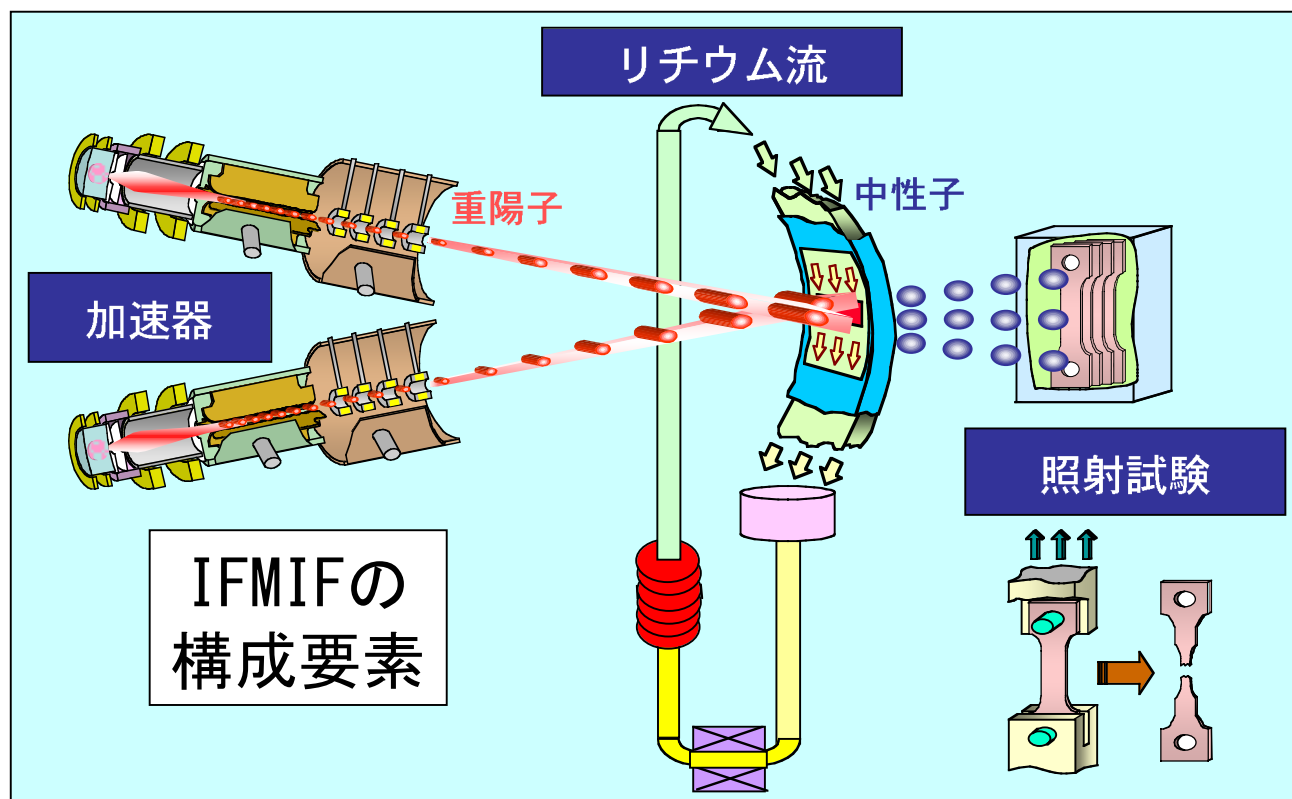
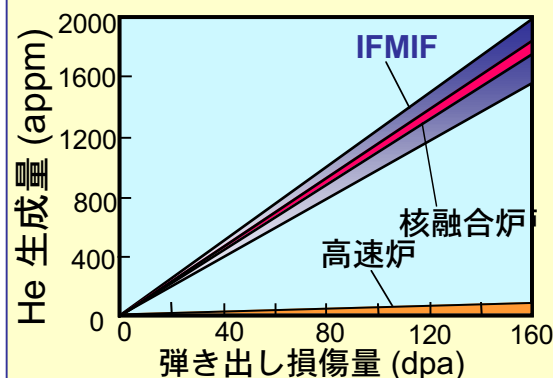
- (1) 弾き出し損傷 (dpa)
- (2) 核変換 (特に、He生成)

両者の効果を総合的に評価するためには核融合中性子スペクトルを近似できる照射試験装置が不可欠、

主要要求性能

- ◆照射容積(弾き出し損傷速度)
 - 0.5% (>20 dpa*/年)
 - 6.0% (> 1 dpa/年)
 - 7.5% (>0.1 dpa/年)
- ◆稼働率 70%
- ◆寿命 20年 (+10年)

核反応による構造材料中のHeの生成



国際核融合材料照射施設 (IFMIF: International Fusion Materials Irradiation Facility)

- D-Liストリッピング反応により、~14MeVにエネルギーのピークを持つ中性子を発生させる施設
- 日・欧・米・露の4極による国際協力により、現在、設計検討中

核融合エネルギーの利用に向けた開発要素 — 工学の視点から

ITERで実施する開発要素

- (1) 核融合プラントに不可欠な機器・システム（例：超伝導コイル、遠隔保守機器）の
製作技術開発と単体での性能実証 → for ITER
- (2) プラズマ運転や核融合環境（例：放射線場、電磁場）と整合する形での、それらの
機器・システムの統合性能の実証 → in ITER
- (3) 核融合環境下での、発電ブランケットの総合性能試験 → in ITER

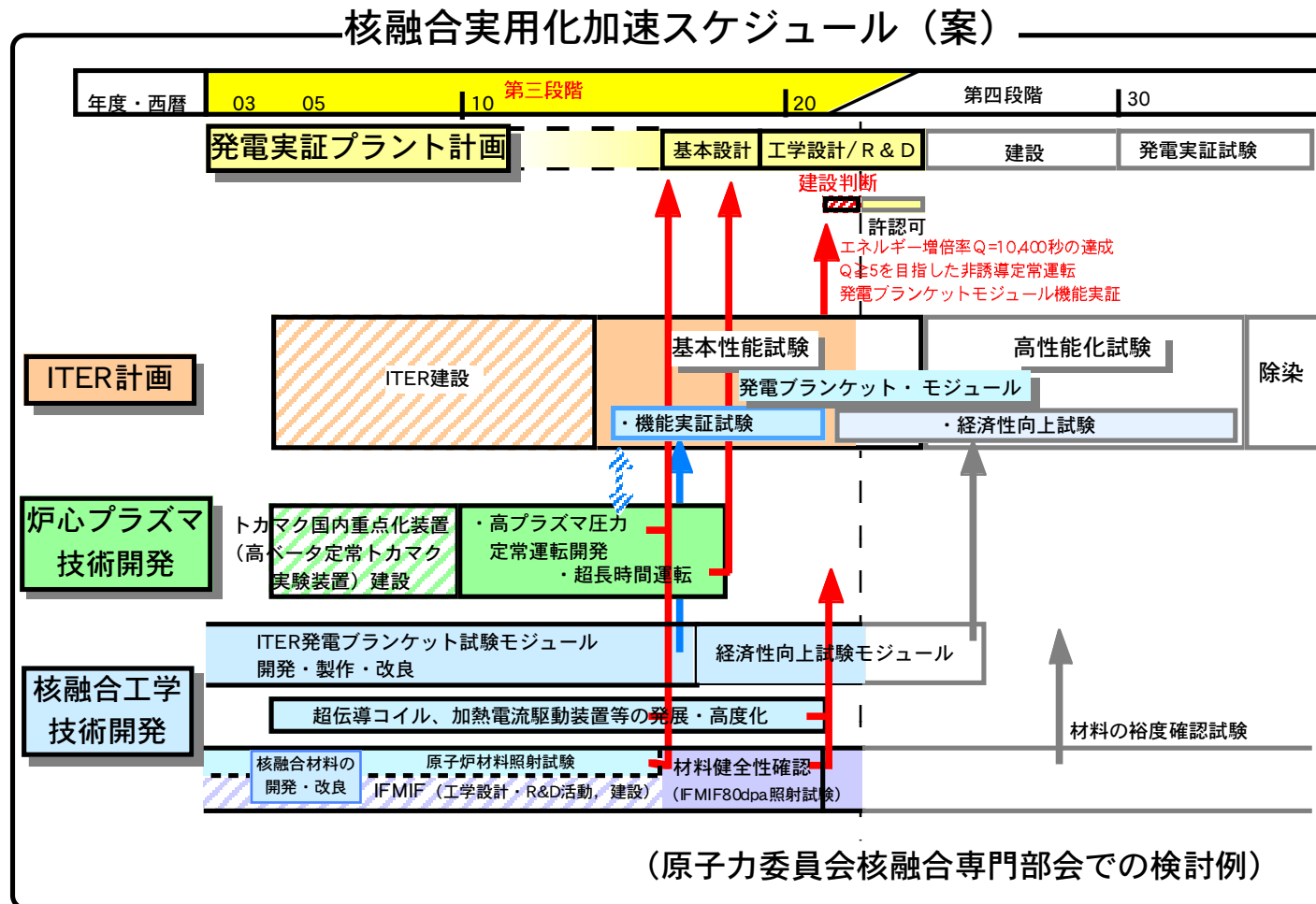
ITER外で実施する開発要素

- (4) 高い中性子の照射に耐え、低放射化特性を備えた構造材料の開発・試験
→ in 原子炉 and IFMIF
- (5) 経済性を高め、魅力ある発電システムを実現するための技術の高度化
(例：超伝導コイルの高磁界化) → in Lab.

ITERの次のステップ

- (6) (1) (2) の成果を基盤にしつつ、(3) ~ (5) の成果を合わせて、
発電実証プラントとしての総合性能の実証 → in 発電実証プラント

核融合エネルギーの利用に向けたロードマップ（案）



- ・ 地球温暖化を抑えつつ経済発展に必要なエネルギーを供給していくためには、2050年以前に革新的エネルギーの市場投入が期待される。
- ・ ITERでの基本的な成果、並行して進められる炉心プラズマ、工学技術開発の成果を合わせて、2020年代の早い時期に発電実証プラントの建設に入れば、2030年代の早い時期に系統への電力投入が可能。