

# ダイバータ開発(1)

鈴木 哲 (JAEA)

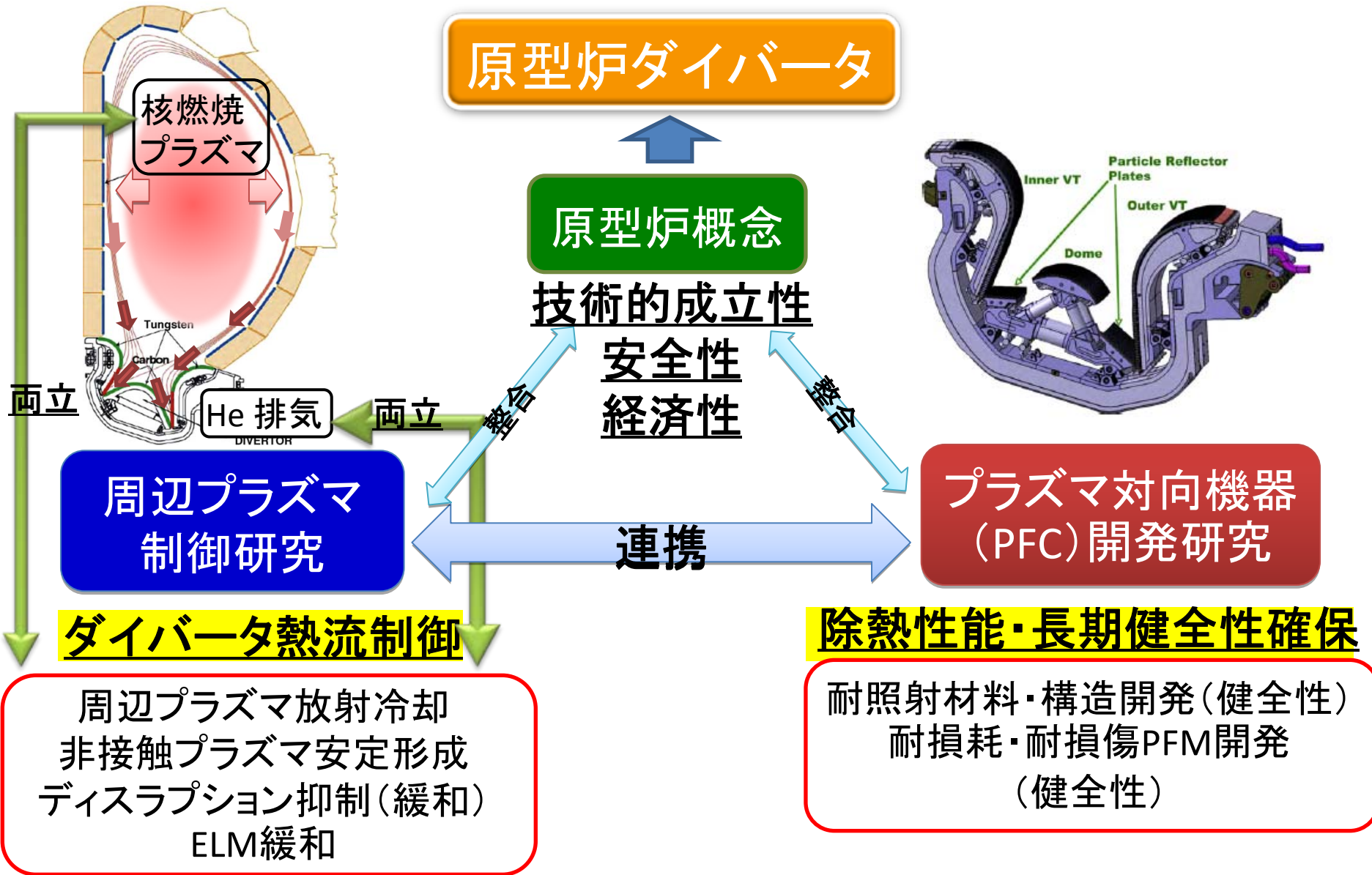
上田良夫 (大阪大学)      飛田健次 (JAEA)

- 機器開発/構造設計
- システム試験
- 遠隔保守

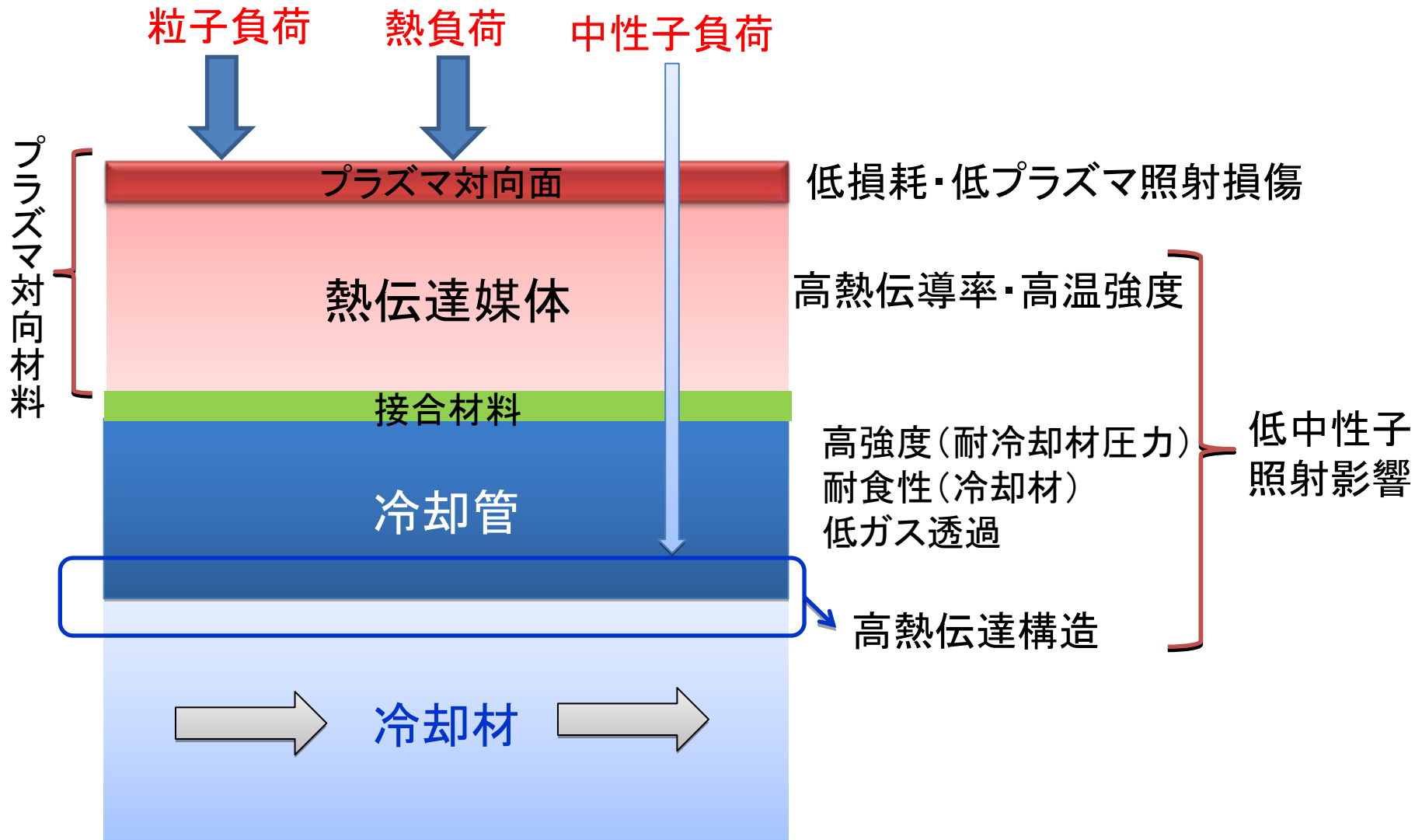
# 検討の観点

- (1) ダイバータについての基本概念を原型炉概念設計活動においてどう構築するか。
- (2) 原型炉概念設計活動においてダイバータ材・冷却材の選定をどこまで行うのか。
  - ・ 選定にあたり、特に留意すべきことは何か。
  - ・ 選定基準はどのように設定すべきか。
- (3) ダイバータプラズマの制御方式について
  - ・ 原型炉に適用可能なダイバータプラズマの制御方式は原型炉概念設計活動で見通せるのか。
  - ・ 炉心プラズマとダイバータプラズマの整合性をどうとるべきか。
- (4) ダイバータシステムの試験について
  - ・ ダイバータシステムの中性子照射試験や熱負荷試験は原型炉概念設計活動でどこまで実施できるのか。
- (5) 遠隔保守性
  - ・ ブランケット同様、ダイバータの遠隔保守性は炉の稼働率に大きな影響を与える。この遠隔保守性と炉の稼働率の関係について、基本的にどのような考え方に依ることとするのか。

# 原型炉ダイバータ実現のための課題



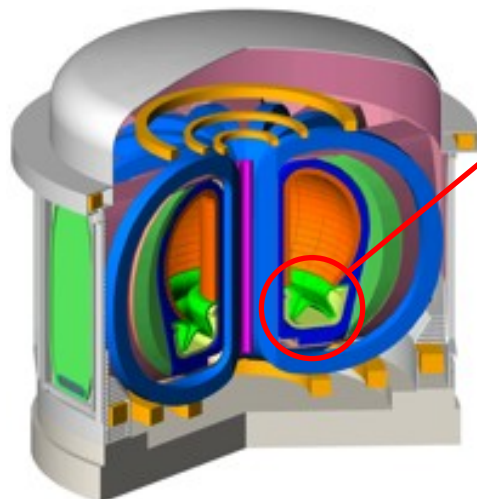
# ダイバータ機器の構成



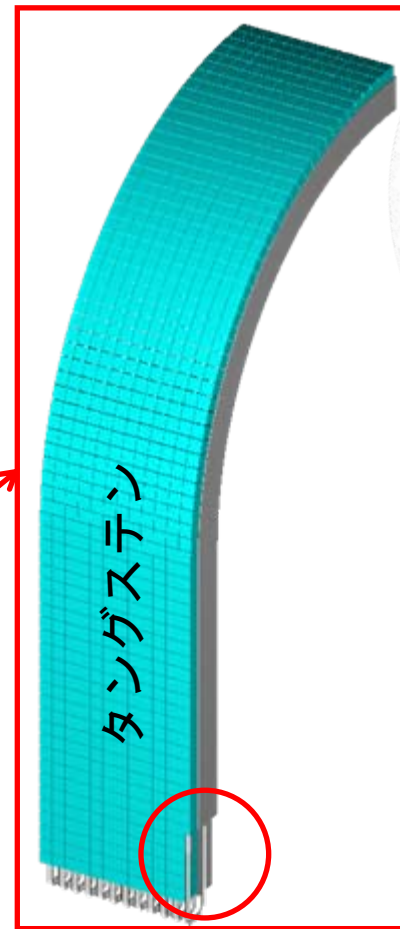
# 原型炉ダイバータの概念構造

(固体壁－水冷却方式：ITERダイバータの技術的延長)

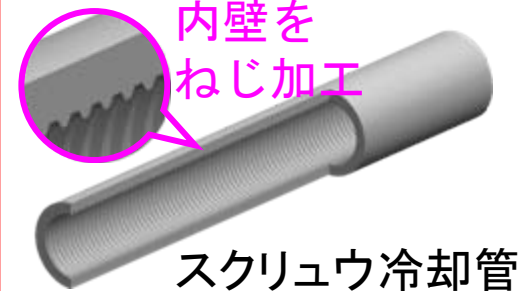
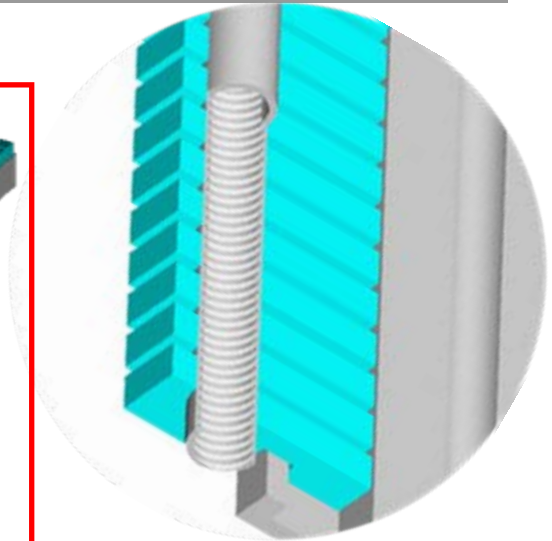
- アーマ材：タングステン
- 冷却管構造材：低放射化フェライト鋼（F82H）
- 支持構造材：低放射化フェライト鋼（F82H）
- 冷却水：高温水（4MPa、200℃：可能な限り高温とする）
- 遠隔保守対応：カセット構造



**SlimCS (JAEA)**



ダイバータターゲット  
(イメージ図)



スクリュウ冷却管

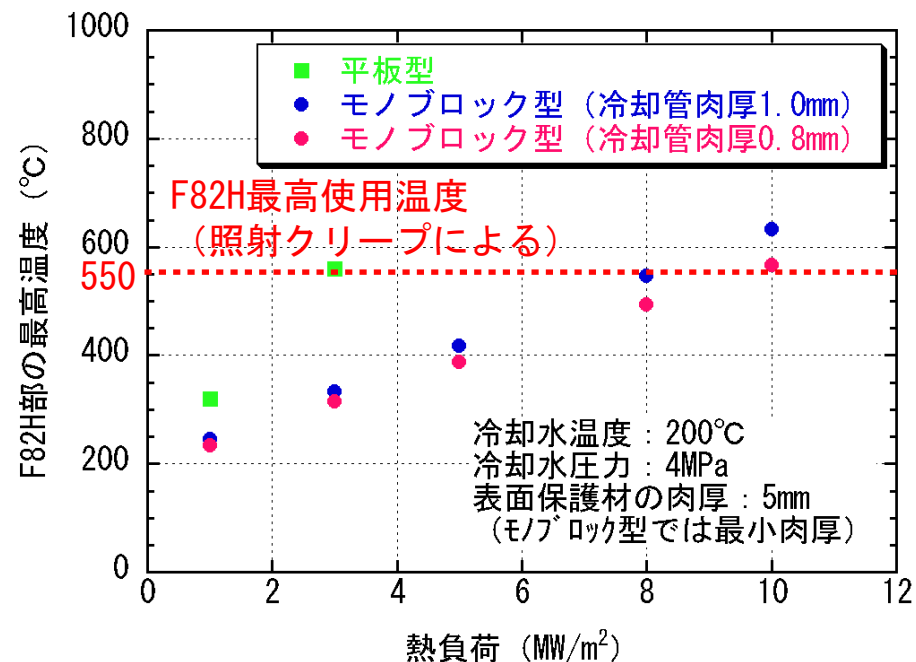
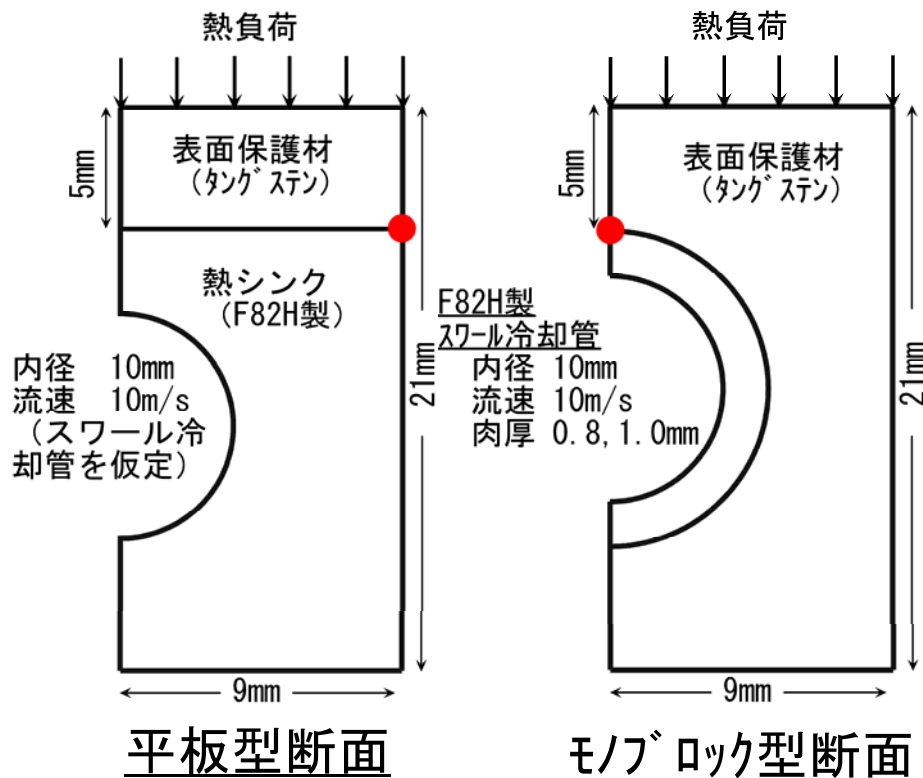


スワール冷却管

# 原型炉ダイバータ機器開発の課題

- ITERダイバータとの本質的な違い
  - 中性子照射（材料の脆化、特性の劣化）
    - 銅合金→低放射化フェライト鋼  
( $\sim 380\text{W/m/K}$ )      ( $\sim 30\text{W/m/K}$ )
  - トリチウム吸蔵（安全性）/スウェリングによる寸法変化
    - 炭素繊維複合材→タングステン  
( $300\sim 400\text{W/m/K}$ )      ( $100\sim 180\text{W/m/K}$ )
- 原型炉ダイバータでは、ITERに比べて低熱伝導性の材料を採用しつつ、ダイバータに定常的に入射する熱を除去する熱設計の構築が大きな課題。

# 平板型及びモノブロック型断面構造における許容熱負荷 (H15年原子力委員会 核融合研究開発基本問題検討会)



- 平板型において、この冷却条件で許容可能な最大熱負荷は約 $3\text{MW}/\text{m}^2$
- モノブロック型において、F82H製冷却管の肉厚が0.8mmの場合に熱負荷 $10\text{MW}/\text{m}^2$ の条件をほぼ満足

→上記の結果は、中性子照射による冷却管の物性変化や腐食による減肉等を考慮したものではない。

# 原型炉ダイバータ設計の留意点

- 熱設計：（ITERダイバータに比べ）中性子照射の観点から低熱伝導性材料を採用せざるを得ない→マージンのない熱設計
  - 方針1：入射熱負荷の低減
    - ターゲット領域の拡張（＝受熱面の拡大）
    - 核融合出力の縮小
  - 方針2：耐熱性/許容熱負荷の向上
    - 「固体壁＋水冷却」以外の設計←先進ダイバータ概念（ITERダイバータの技術的延長からの逸脱）
      - SiC<sub>f</sub>/SiC構造材＋ガス冷却、液体金属自由表面等
- 材料選定
  - アーマ材（タングステン）
    - 中性子照射データに基づく適用性の評価（現状：～10dpa）
    - 再結晶温度（1300-1400℃）以上での挙動の評価
  - 冷却材
    - 水（経済性）、ガス冷却（安全性）、液体金属（除熱性能）



# ダイバータ機器開発の手順

## 材料開発

プラズマ対向材料、及びその接合材料の中性子照射影響の解明と、耐照射性能の高い材料開発

## ダイバータシステム設計

熱除去システムの設計とその除熱能力評価及びモデリングとシステムの最適化

## 中性子照射影響評価

中性子照射されたダイバータモジュールの熱除去性能試験

## 炉内複合環境下での経年変化試験

中性子・熱負荷同時照射環境における、長時間の除熱性能試験

照射損傷・元素変換・温度勾配(熱応力)が同時に生じた場合の除熱性能評価が重要

# 機器試験に関する主な既存試験装置

- 加熱試験

- JAEA : JEBIS (400kW, 電子ビーム)、DATS (1.5MW, イオンビーム)
- 国際協力 (IEA炉工協定附属書II)
  - ユーリッヒ研 (欧) : JUDITH (60kW, 電子ビーム, ホットセル), JUDITH 2 (200kW, 電子ビーム, ホットセル)
  - CEA/AREVA (欧) : FE200 (200kW, 電子ビーム, 高温水 (230°C))
  - サンディア研 (米) : PMTF (1.2MW, 電子ビーム, Heガス/液体Li冷却)

- 中性子照射試験

- JAEA : JMTR (計測)、常陽 (大容量重照射)
- 日米協力
  - オークリッジ研 : HFIR (高中性子束)
- IFMIF-EVEDA
  - モル研 (欧) : BR2
- IFMIF

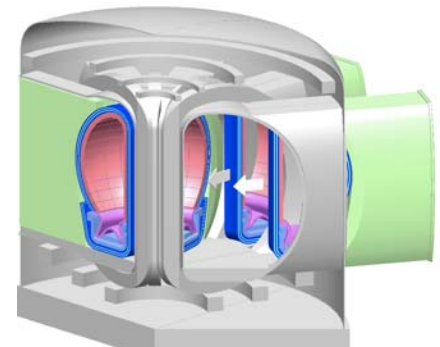
# 遠隔保守の検討例 - ITER-BA -

(飛田：H24年第9回核融合エネルギー連合講演会)

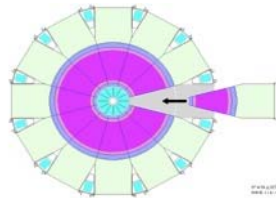
線量率の高い原型炉では

炉内での高度な遠隔保守は困難 → 「セクター保守方式」を検討中

## ● 水平引抜き

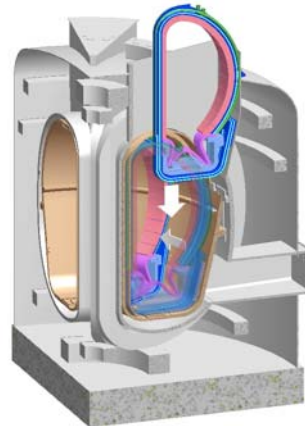


TFC転倒力支持が問題

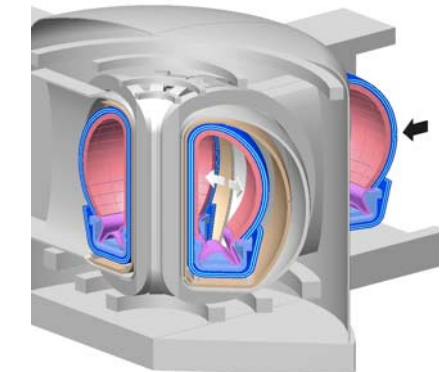


ポート全設置

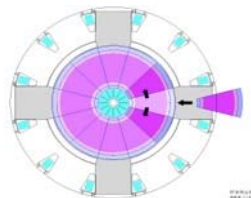
## ● 垂直引抜き



転倒力支持の改善案(2)

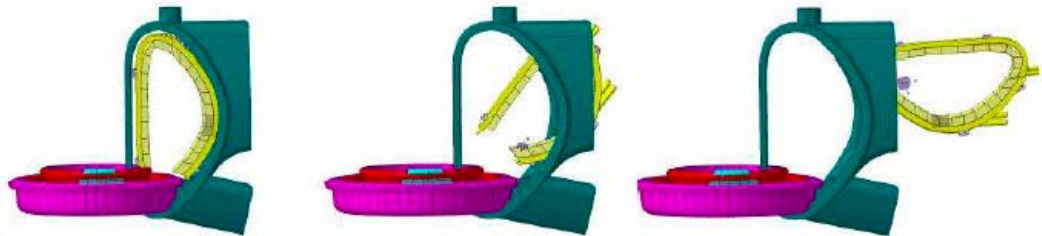


転倒力支持を改善案(1)



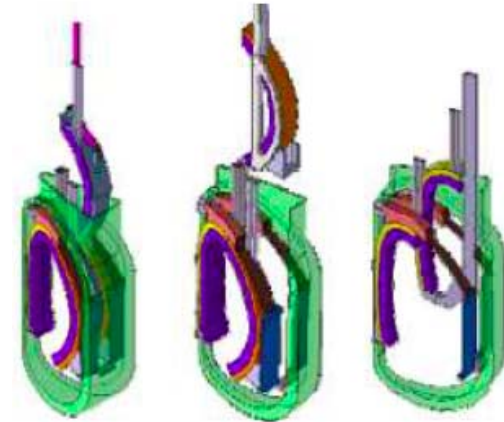
ポート部分設置

## ● 回転引抜き



- ◆ 幅広い保守概念の提案
- ◆ 選定のための評価手法

## ● バナナ型引抜き



- これまでの検討から、ダイバータの遠隔保守手法はブランケット/第一壁の遠隔保守手法に包絡されると考えられる。