

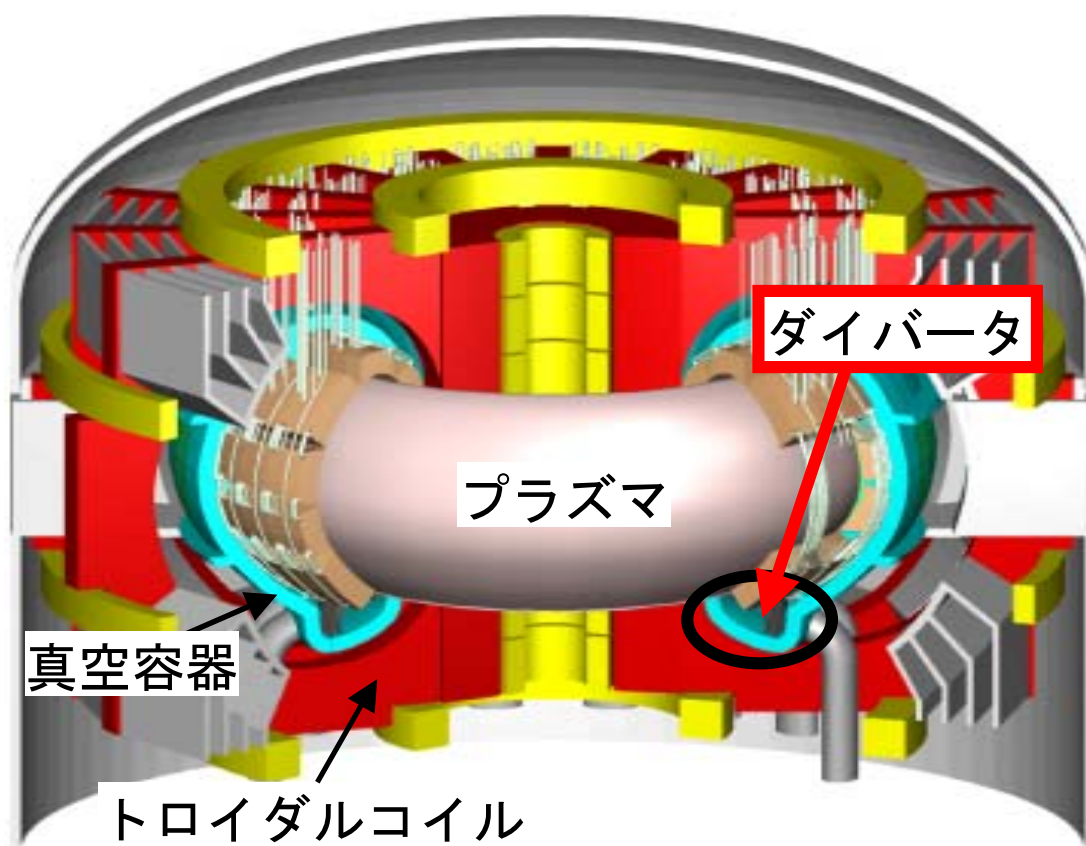
発電実証プラント ダイバータの基本概念

平成15年12月16日

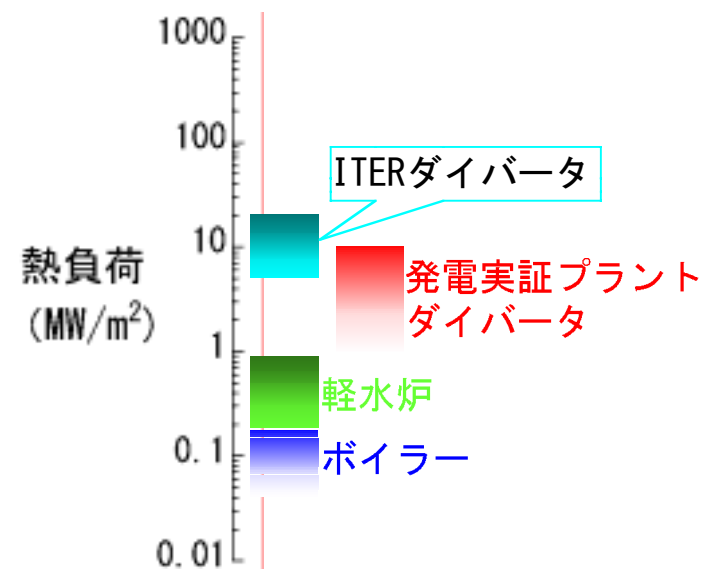
原研 核融合工学部
ブランケット工学研究室
秋場 真人

発電実証プラントダイバータ

発電実証プラント概念図



ダイバータへの熱負荷



発電実証プラントダイバータにおける 主な開発課題

表面保護材料開発

- ・ 耐熱性
- ・ 耐損耗特性
- ・ 耐中性子照射特性

冷却管・構造材料開発

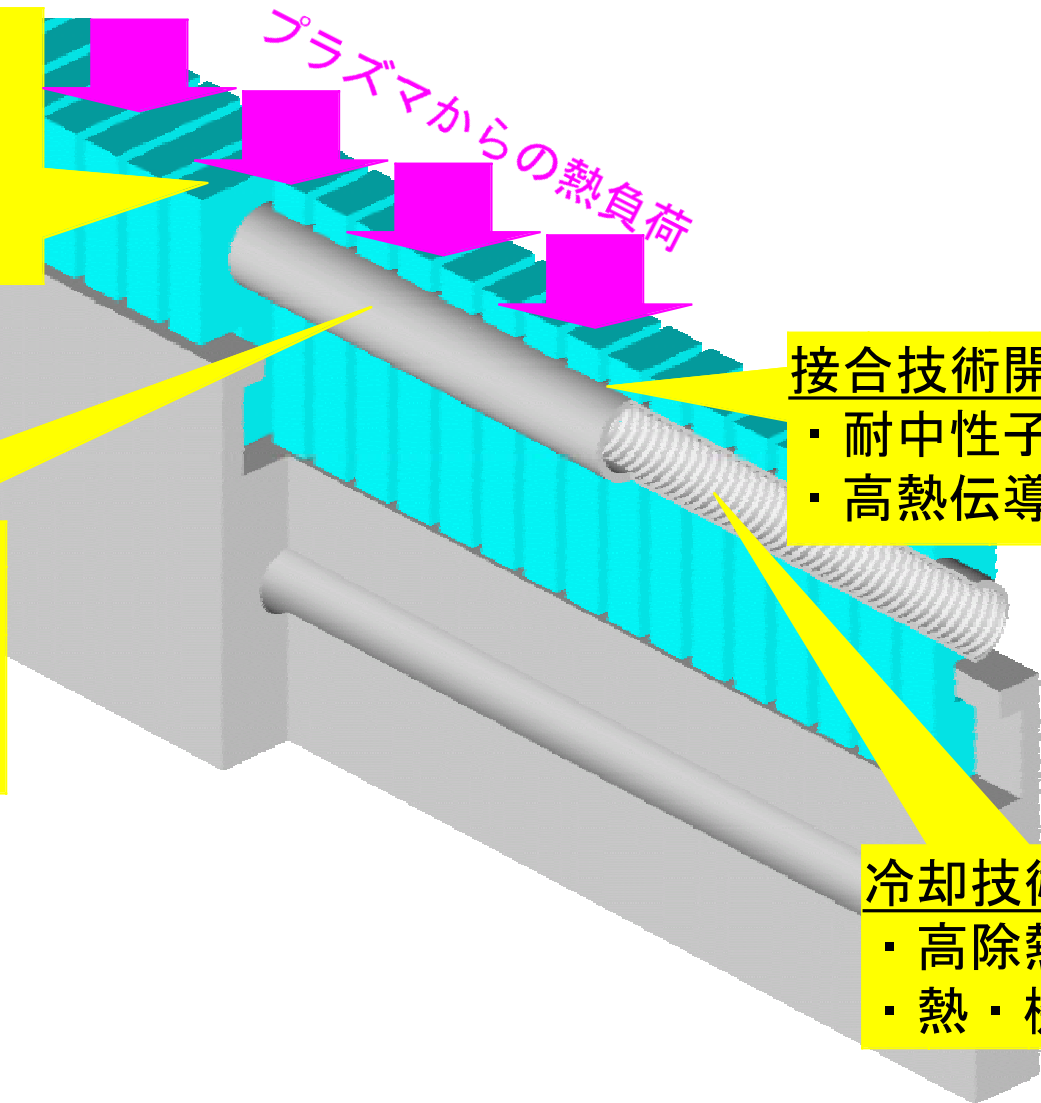
- ・ 熱・機械特性
- ・ 耐中性子照射特性
- ・ 低放射化

接合技術開発

- ・ 耐中性子照射特性
- ・ 高熱伝導性

冷却技術開発

- ・ 高除熱性能
- ・ 熱・機械特性



表面保護材料の選択について

	長 所	短 所	備 考
炭素複合材 (CFC)	<ul style="list-style-type: none"> ITERダイバータの高熱負荷部分に採用 高熱伝導率 溶融しない(昇華のみ) 	<ul style="list-style-type: none"> 高トリチウム保持量 高スパッタリング損耗 中性子照射による熱伝導率の低下 	<ul style="list-style-type: none"> ITER使用条件：約3年毎に交換(400秒運転 × 約3000ショットに相当) 発電実証プラントの連続運転条件では、中性子照射損傷、スパッタリング損耗の観点から適用性は低いと思われるが、SiやTi添加による性能改善研究が進められている。
タングステン	<ul style="list-style-type: none"> ITERダイバータの高粒子束部分に採用 低スパッタリング損耗 低トリチウム保持量 	<ul style="list-style-type: none"> トカマク装置での使用経験に乏しい 	<ul style="list-style-type: none"> ITERでは、低損耗特性を生かして高粒子束部分に採用。 発電実証プラントでは、ダイバータプラズマ温度を十分低くすれば使用可能。

* 発電実証プラントに向けてその他の材料開発研究の動向にも注意を払う必要がある

冷却管材料の選択について

	長 所	短 所	備 考
銅合金 (CuCrZr、DSCu)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITERダイバータに採用 ・ 高熱伝導率 ・ 高温強度に優れている 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中性子照射による照射劣化（核変換など） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITER使用条件：約3年毎に交換 ・ 発電実証プラントの連続運転条件では、中性子照射損傷の観点から適用性は低いと思われる*。
低放射化 フェライト鋼	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低放射化 ・ 高温強度に優れている ・ 工業規模の大量生産が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・ トカマク装置での使用経験に乏しい ・ 照射劣化 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITERではテストブランケットに使用する予定。 ・ 発電実証プラントでは、プラズマからの熱負荷を10MW/m²以下にすれば使用可能。
その他の材料－ 炭化ケイ素複合材 (SiC _f /SiC) や バナジウム合金 など	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低放射化 ・ 高温強度に優れている 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工業規模の大量生産技術の開発が要 ・ 照射劣化 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITERではテストブランケットでの使用が検討されている。 ・ 高効率核融合炉の有力構造材料。

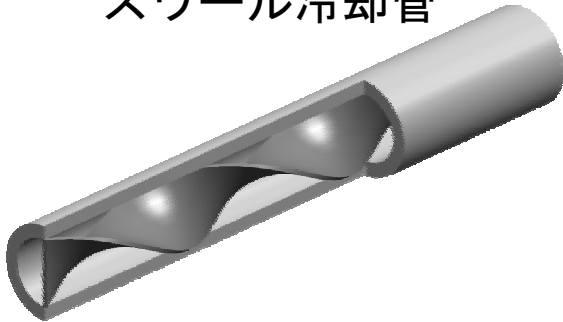
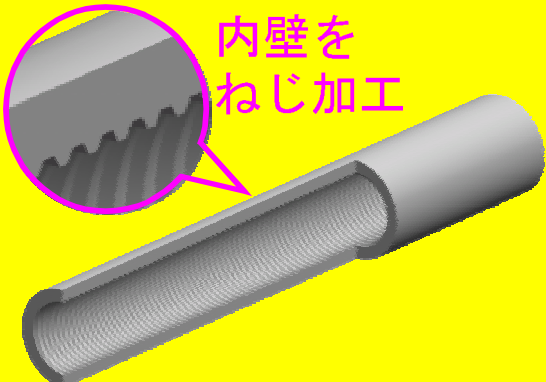
*繊維強化型等による性能改善の研究が進められている。

接合技術について

－タングステン／熱シンク材－

	長 所	短 所	備 考
ロウ付け (鑄造接合も含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITERダイバータに採用 ・ ITERの豊富なR&Dデータを利用可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中性子照射による照射劣化 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITER使用条件：約3年毎に交換(400秒運転×約3000ショットに相当) ・ 発電実証プラントでは、接合強度や対照射性に優れた接合技術の開発が要。
拡散接合 (HIPを含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 直接接合（接合材の中性子照射による劣化の懸念が少ない） ・ ITERのR&Dデータあり。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 接合部の形状に制約が生じる場合がある 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITERではテストブランケットに使用する予定。 ・ 発電実証プラントでは、接合強度や対照射性に優れた接合技術の開発が要。
その他－ コーティング など	<ul style="list-style-type: none"> ・ 比較的安価 ・ ITERのR&Dデータあり。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高密度、高熱伝導率を得にくい ・ 照射劣化 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITERでは低熱伝導率でもよい第1壁への適用が検討されている ・ 発電実証プラントでも第1壁には適用可能

除熱技術について —水冷方式—

冷 却 管 構 造	長 所	短 所	備 考
<p>スワール冷却管</p> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITERで採用 ・ 平滑冷却管の約2倍の除熱性能 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 製造方法が複雑 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITERダイバータ冷却管のリファレンスとして採用 ・ 発電実証プラントでは、クリープ強度、疲労強度の評価が必要。
<p>スクリュウ冷却管</p> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 平滑冷却管の約2.5～3倍の除熱性能 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ねじ加工部における応力集中の発生 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ITERではテストブランケットでの採用を検討中。 ・ 発電実証プラントでは、クリープ強度、疲労強度の評価が必要。

*ここにあげた以外の冷却構造の研究にも注意を払う必要が有る。

表面保護材料の寿命について —入射熱・粒子による損傷—

- タングステンのディスラプション損耗
 - 溶融・再凝固時に亀裂が発生。但し、基盤温度を1000℃程度の高温にすると亀裂が発生しない、という報告有り。
- タングステンのスパッタリング損耗における閾値（実験値）
 - 重水素 : 178eV
 - トリチウム : 129eV
 - ヘリウム : 107eV
 - タングステン : 60eV
 - ネオン : 26eV

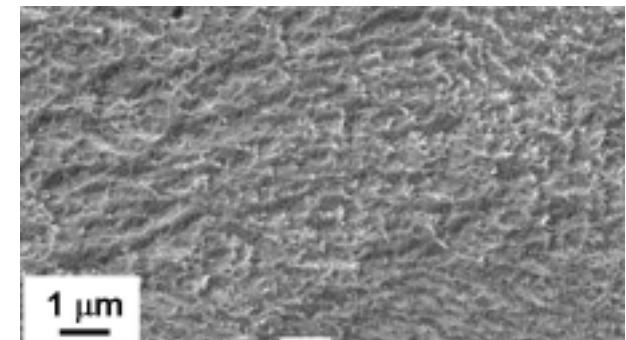
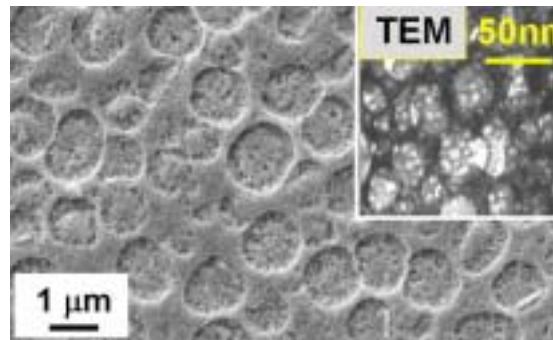
ダイバータプラズマの温度を十分低くする必要がある。（例えばTi~10eV以下*）

*ネオンを使用する場合はさらに温度を下げる必要がある

- ヘリウムによる損傷
 - ヘリウム脆化
 - ブリスタリング

温度依存性等について、今後詳細な検討が必要。

1023K, 14keV, $3.3 \times 10^{23} \text{He}^+/\text{m}^2$ 1673K, 14keV, $5.0 \times 10^{23} \text{He}^+/\text{m}^2$



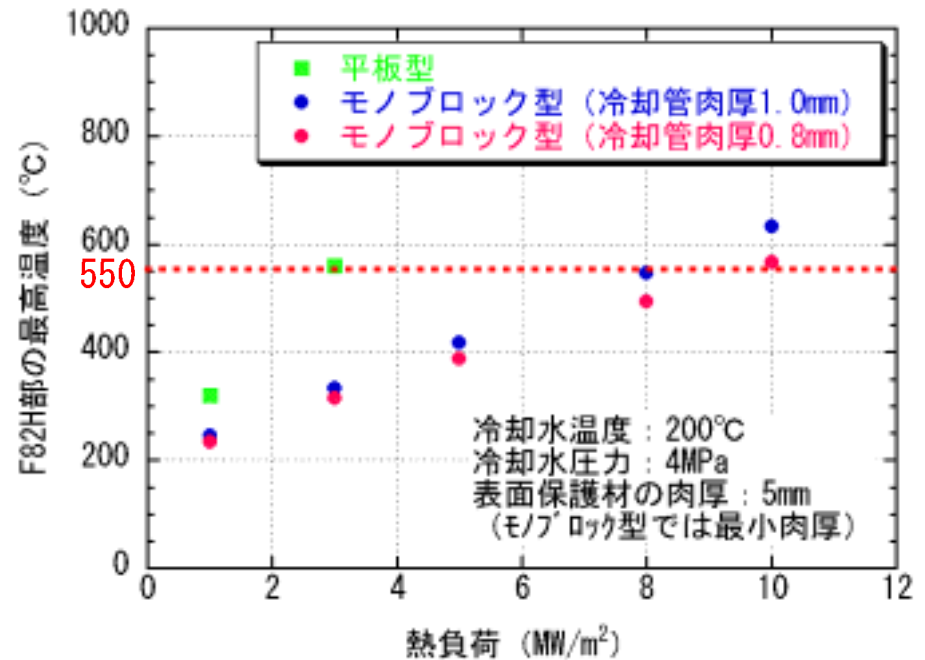
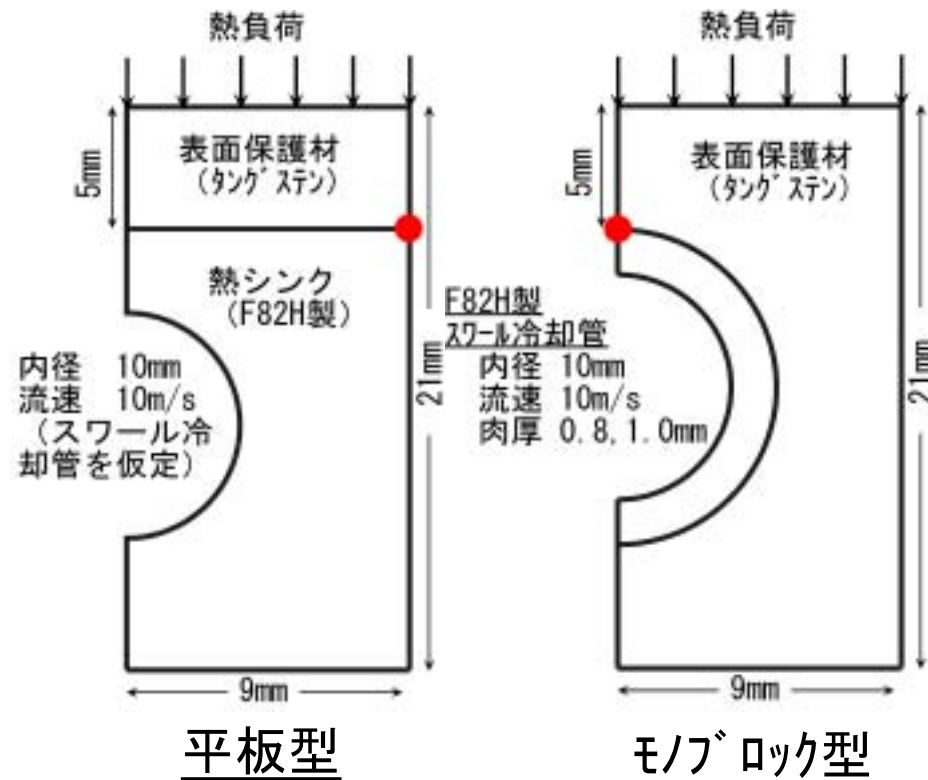
到達温度による損傷の違い
（ヘリウムイオン照射、焼結タングステン）

表面保護材料の寿命について

—中性子照射損傷—

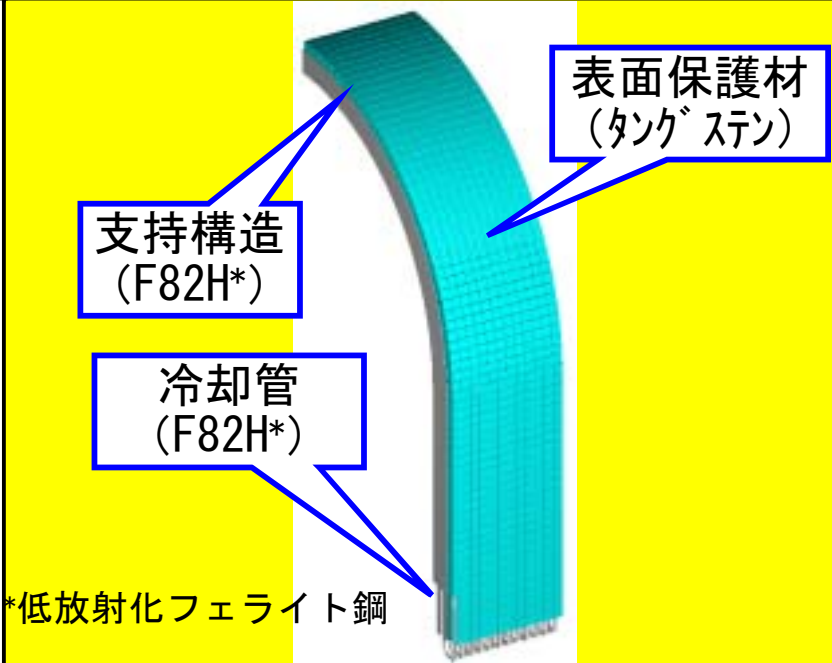
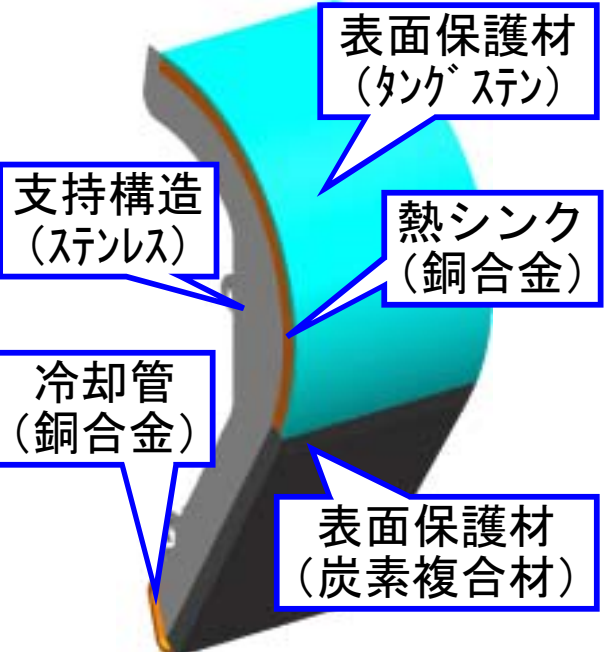
- 発電実証プラント（3GW規模）では、ダイバータ表面保護材であるタングステンの損傷は約10dpaに達すると考えられる。
（同じ中性子束の照射に暴露された際のタングステンの損傷量は、鋼の損傷量の約30%と報告されている*。）
- タングステンの中性子照射後の機械特性は、性質の似ているモリブデン合金の特性とほぼ同等と考えられている。モリブデン合金においては、400℃～800℃の温度範囲で10dpaまでの照射後においても延性が確保されているとの報告がある。
- タングステンの中性子照射試験結果は、報告例が著しく少ないため、今後照射データの拡充を図ることが課題である。

平板型及びモノブロック型構造における 許容可能な熱負荷

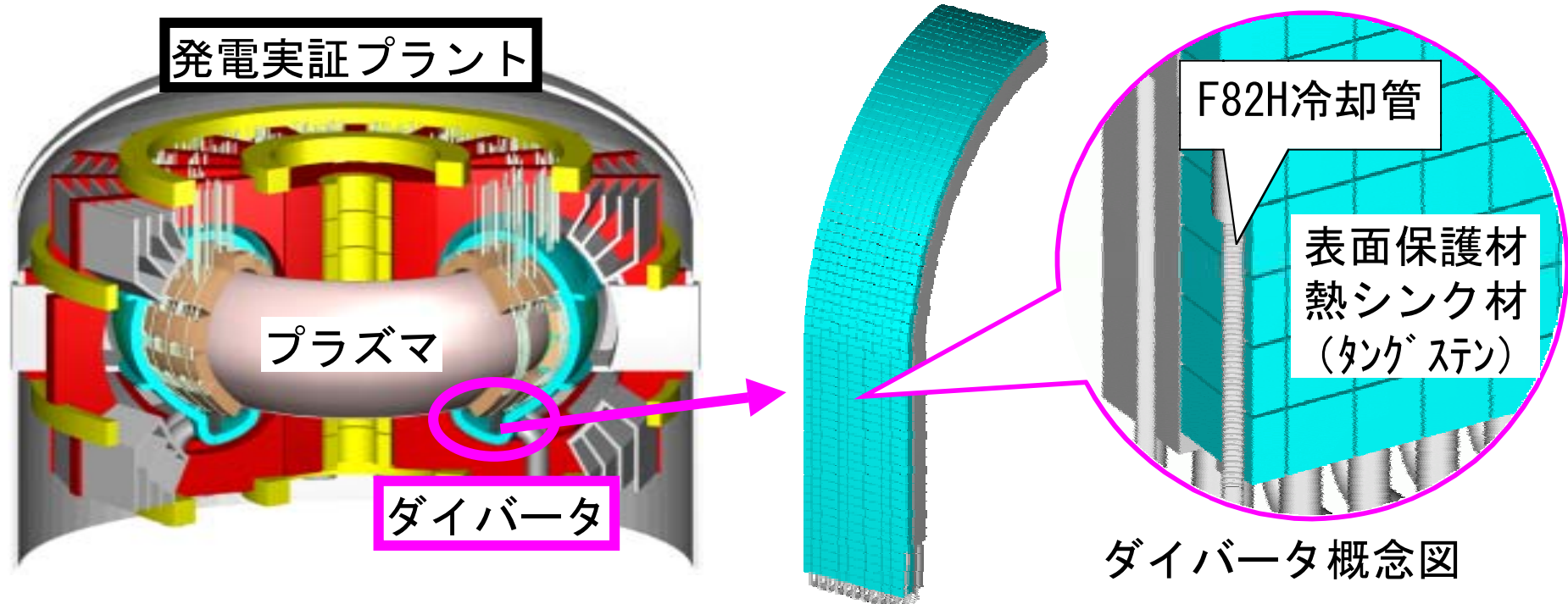


- ・ 平板型において、この冷却条件で許容可能な最大熱負荷は約3MW/m²
- ・ モノブロック型において、肉厚0.8mmの場合に熱負荷10MW/m²の条件をほぼ満足

発電実証プラントダイバータの設計の現状(1)

	発電実証プラント	ITER
ダイバータ構造	 <p>*低放射化フェライト鋼</p>	
冷却材	高温水 ($\sim 200^{\circ}\text{C}$ 、4MPa 以上、10m/s)	低温水 (100°C 、4MPa、10m/s)
設計熱負荷	最大 10 MW/m^2	$5 \sim 20 \text{ MW/m}^2$
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・ブランケット冷却水の予熱に利用 ・2年以上の連続運転を想定して設計 	2～3年に1回程度交換

発電実証プラントダイバータの設計の現状 (2)



- 2次元熱応力解析の結果、ダイバータに生じる熱応力や疲労寿命に問題の無いことを確認した。
- 保護材料の接合技術開発、F82H冷却管の熱疲労寿命評価実験に着手。