
C. 核融合材料のブレークスルー
核融合炉第一壁材料工学の展望

大阪大学 大学院工学研究科 上田良夫

第24回・核融合炉夏期セミナー
平成21年8月11日(火)-13日(木)

はじめに(プラズマ閉じ込めの考え方)

□ 磁場閉じ込め核融合の基本的な考え方

- 磁場で高温プラズマを壁に接触させない
- 超高温プラズマ(2~4億度)の熱エネルギーを閉じ込めるため

□ 現実には

- プラズマは完全には閉じ込められない
- 磁力線に垂直な方向の拡散・輸送により、プラズマは壁へ

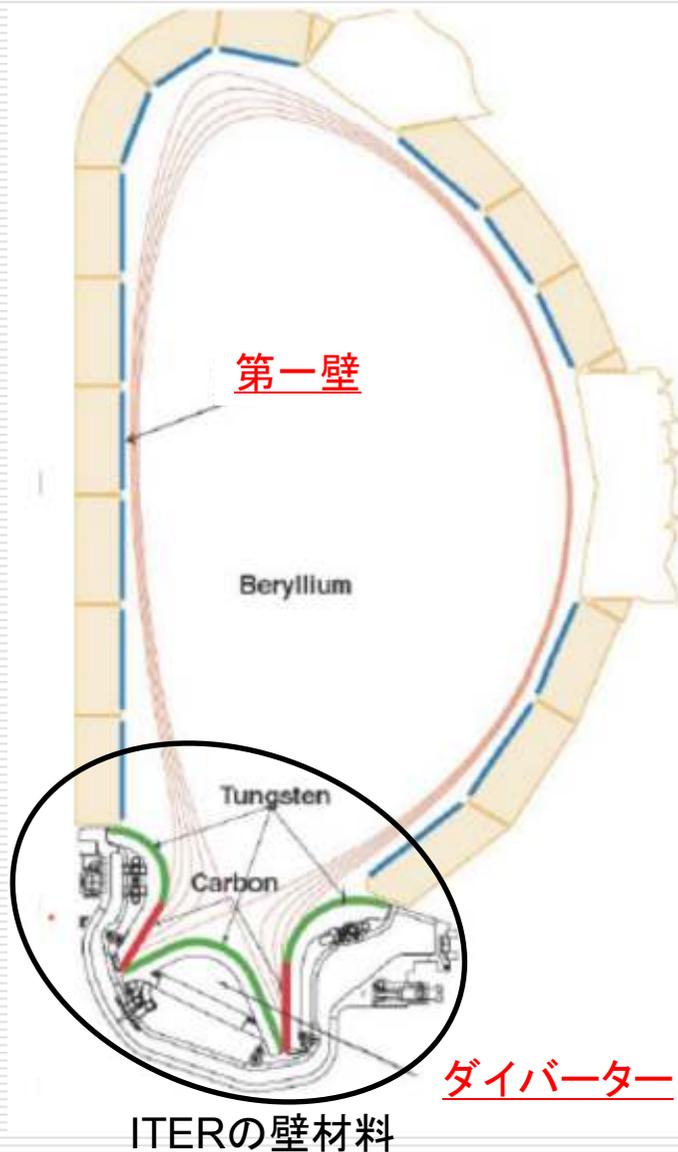
□ 今後、完全な閉じ込めを目指すべきか

- プラズマが全く壁に接触しない状況は理想的か???

□ 核融合プラズマ閉じ込めのジレンマ

- プラズマが完全に閉じ込められると核融合炉は成り立たない
 - 核融合反応で生じるヘリウムを排気しなければならない
 - ヘリウムイオンが壁に接触→ヘリウム原子に→ポンプで排気
 - **ヘリウムの十分な排気と、壁材料(ダイバータ)の健全性確保のためには、プラズマ材料相互作用の理解とその適切な制御が必要**
-

ITER核融合炉内複雑環境について



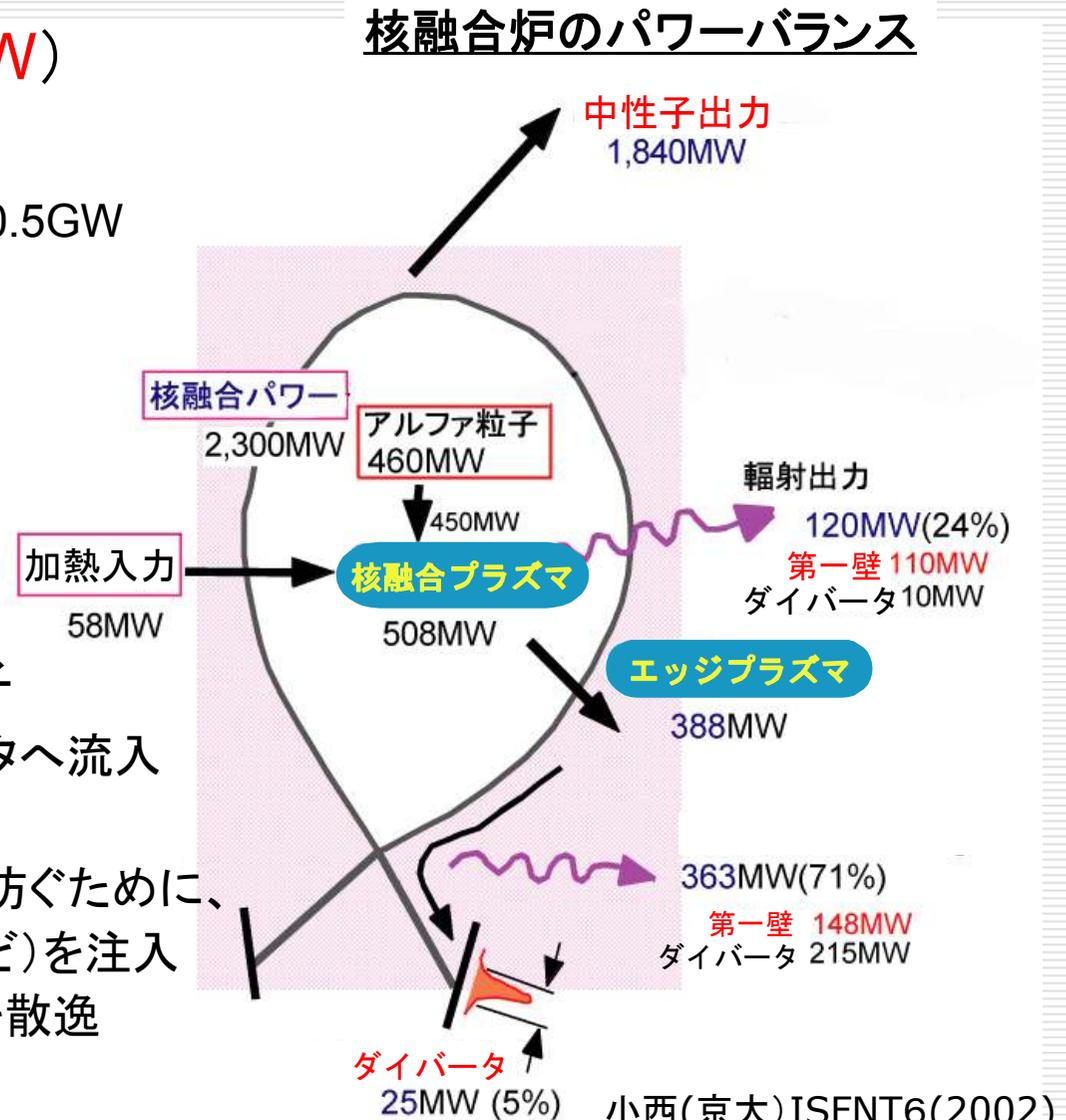
- ITERでは、第1壁はBe、ダイバーターはCFCとWの使用を想定
 - 融点が高く、熱伝導率の大きいWとCFCはダイバーター材料の候補材
- 損耗・輸送・再堆積を通じ、異なった材料の混合層が形成
 - トリチウムの蓄積と深く関連
- さらに、核燃焼Heやエッジプラズマを冷却するためのNeやArが同時入射
 - JET:ITER-like wall projectにて、上記複雑環境のベンチマーク実験
- 中性子による照射損傷
- 電磁波の表面反応への影響

核融合炉心から出てくる粒子・エネルギー

- 核融合エネルギー (2.3GW)
 - 中性子 (全出力の4/5) 1.8GW
 - アルファ粒子 (全出力の1/5) 0.5GW
 - プラズマを加熱する

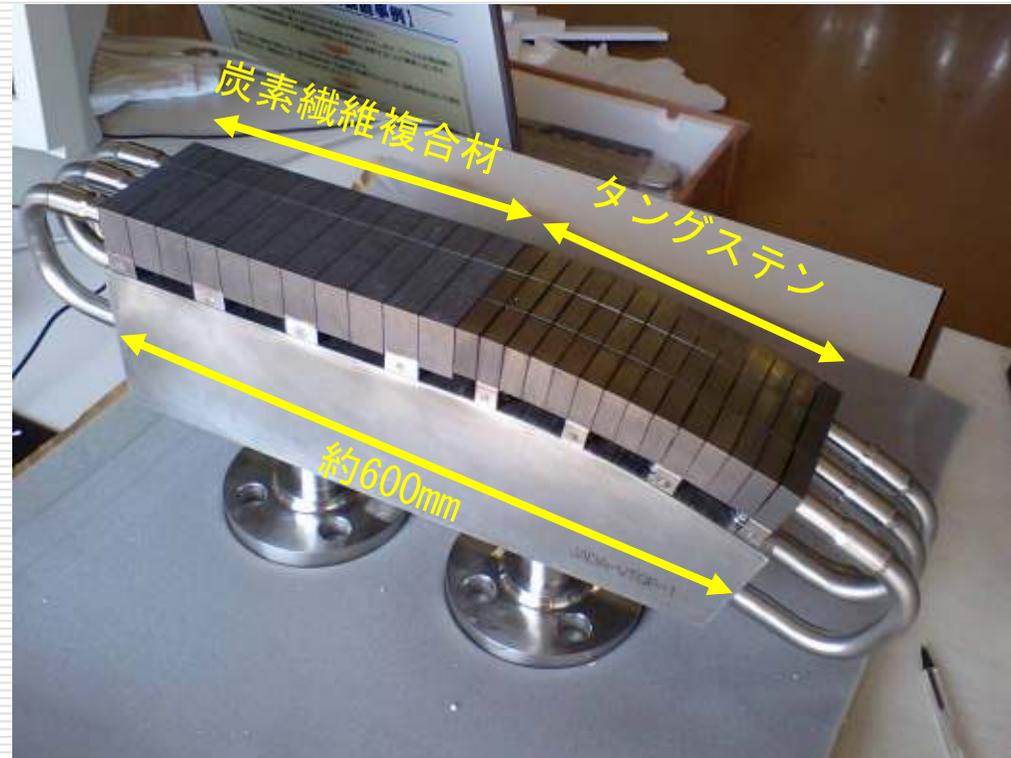
□ 主な粒子と熱の行き先

- 中性子 → ブランケット
 - 最大: $\sim 5 \text{ MW/m}^2$
- 輻射 → 第一壁
 - プラズマからのイオン・電子
 - 磁力線に沿ってダイバータへ流入 (狭い領域に熱が集中)
 - ダイバータへの熱集中を防ぐために、ガス(ネオン、アルゴンなど)を注入して、輻射でエネルギーを散逸



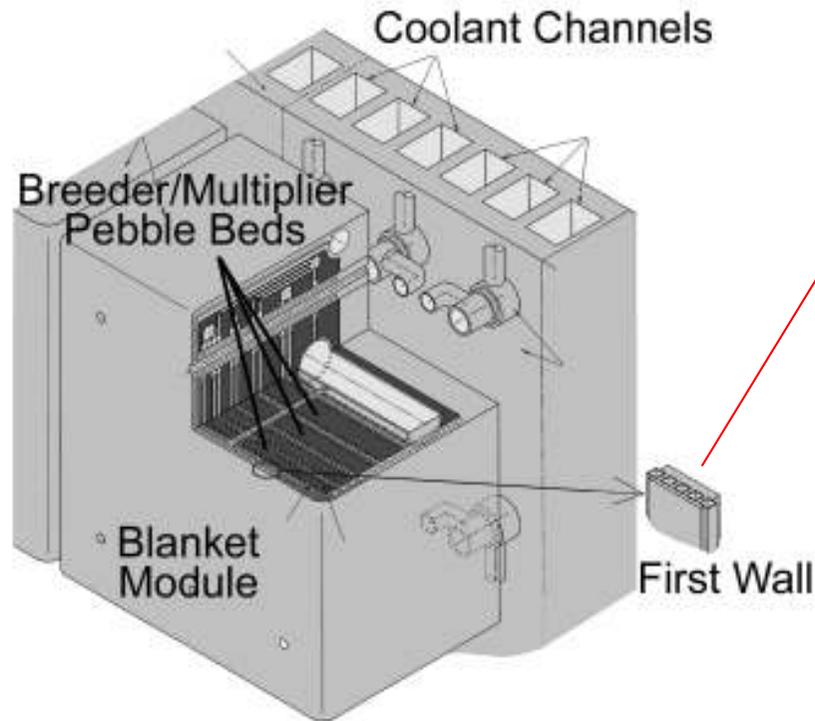
ダイバータが受ける熱負荷とプラズマ対向機器

- 定常放電時の熱負荷: $\sim 10 \text{ MW/m}^2$
 - 家庭用のやかん(2リットル)の水が3~4秒で沸騰
 - 通常のボイラーの熱負荷: 0.1 MW/m^2
- ダイバータの除熱機構 (ITER)
 - グラファイトタイル
 - 銅 (CuCrZr) の冷却管
 - $\sim 20 \text{ MW/m}^2$ 可能
- 発電実証炉 (DEMO)
 - 銅冷却管の使用は困難か
 - 中性子照射で特性劣化
 - 冷却管候補材
 - フェライト
 - タングステン

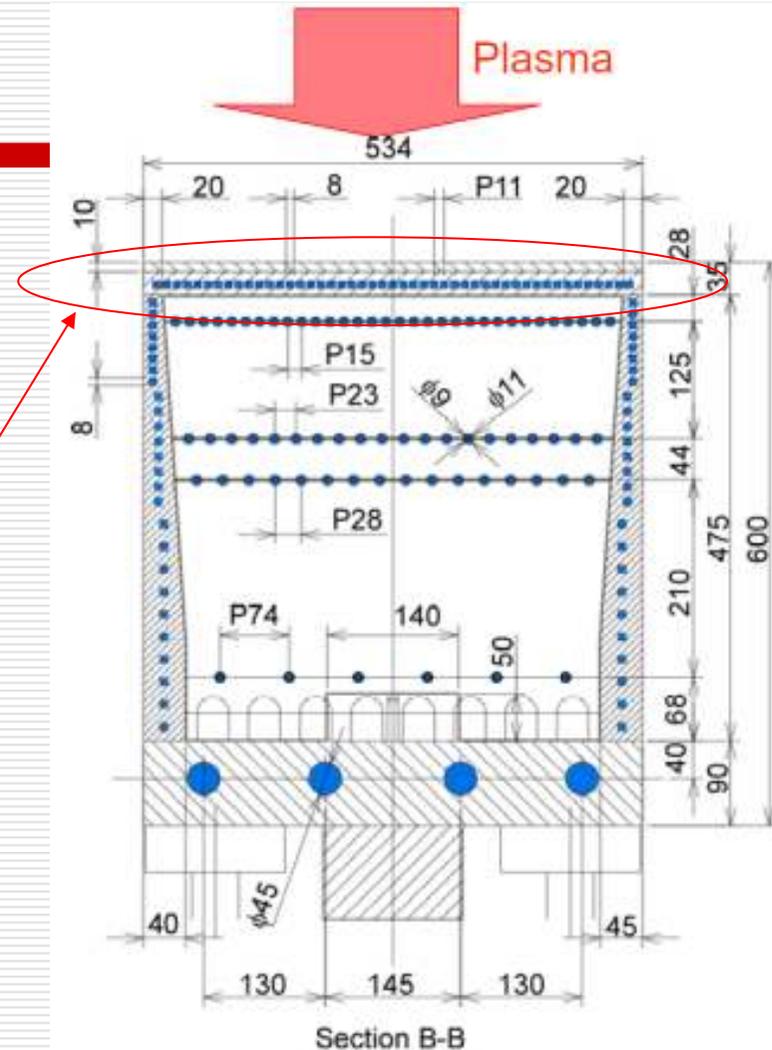


ITER用ダイバータモジュール (JAEA)
(鈴木 (JAEA) 氏による)

ブランケットの構造



JAEAが開発している、固体増殖材-水冷却
ブランケットモジュール (ITERでのテスト用)



- 第一壁内部: 細い冷却管を多数配置 → プラズマからの熱を除去
 - 第一壁を厚くすると、トリチウム増殖率が減少
 - プラズマ面から、冷却管までの距離は短い (数mm)

ブランケット第一壁の設計例

	He Cooled Pebble Bed	Water Cooled Pebble Bed	Water Cooled Pb-17Li	Self-Cooled Flibe	Self-Cooled Li	He Cooled Li	Self-Cooled Pb17Li (TAURO)	He Cooled Pebble Bed (advanced)
Device	Tokamak DEMO	Tokamak DEMO	Tokamak DEMO	Helical FFHR-2	Tokamak	Tokamak LAR design	Tokamak SEAFP	Tokamak
Structural Material	ODS steel RAF	F82H, ODS RAF	EUROFER RAF	V-Alloy	V-Alloy	V-Alloy (W coating)	SiC _f /SiC	SiC _f /SiC
Fusion Power (GW)	3.6	2.3	3.6	1.0		5.3	3.0	4.5
Neutron Load (MW/m ²)	4.4(max)	5.0(max)	6.6(max)	1.7 (ave)	10 (max)	11 (max)	2	3.5 (max)
Surface Heat Load (MW/m ²)	0.8 (max)	1.0(max)	1.2(max)	0.1 (ave)	2(max)	2.73(max)	0.5	0.6(max)
FW thickness (mm)	5	3	4	5	4	1.5+1(W), tubing	3	3
FW temperature (°C)	630	~ 600	590	750	754	697	<1300	913
Coolant Pressure	He 8 MPa	H ₂ O 25MPa	H ₂ O 15.5MPa	Flibe 0.6 MPa	Liq. Li 0.5 MPa	He 15 MPa	Pb-17Li 1.5 MPa	He 8 MPa
Tritium Breeder	Li Ceramics	Li ₂ TiO ₃	Pb-17Li	Flibe	Li	Li	Pb-17Li	Li ₄ SiO ₄
Neutron Multiplier	Be	Be (Be ₁₂ Ti)	none	Be	Be	none	none	Be
Reference	L. Giancarli et al. (2000)	T. Konishi et al. (2002)	L. Giancarli et al. (2000)	A. Sagara et al. (2001)	Y. Gohar et al. (2001)	C. Wong et al. (2000)	Y. Golfier et al. (2000)	L. Bocaccini et al. (2000)

低放射化フェライト鋼(RAF): 最大表面熱負荷 $\sim 1 \text{ MW/m}^2$

Y. Ueda et al., PSI15 (2002)

バナジウム鋼(V-alloy): 最大表面熱負荷 $\sim 2 \text{ MW/m}^2$

SiC複合材料(SiC/SiC): 最大表面熱負荷 $> 0.5 \text{ MW/m}^2$ (保守的な見積もり)

第一壁厚は3 - 5mm程度であり、損耗に対する許容度は低い
(年1~2ミリプラズマ照射で損耗するという見積もりあり)

安全サイドの考え方に立てば、損耗保護材(アーマー材)は必要

壁材料選択の視点

□ 高性能炉心プラズマとの共存性

- 不純物のコアプラズマへの蓄積
 - スパッタリング原子、ダスト

□ 壁材料の健全性確保

- スパッタリング損耗
- 脆化・劣化→亀裂・破壊・ダスト生成

□ 安全性

- 炉内トリチウム吸蔵量
- 壁材料の誘導放射能
- ダスト発生
 - 大気侵入時に爆発(炭素ダスト)、放射性物質の飛散、水素爆発(水冷却材との接触による)

□ 炉内機器の成立性

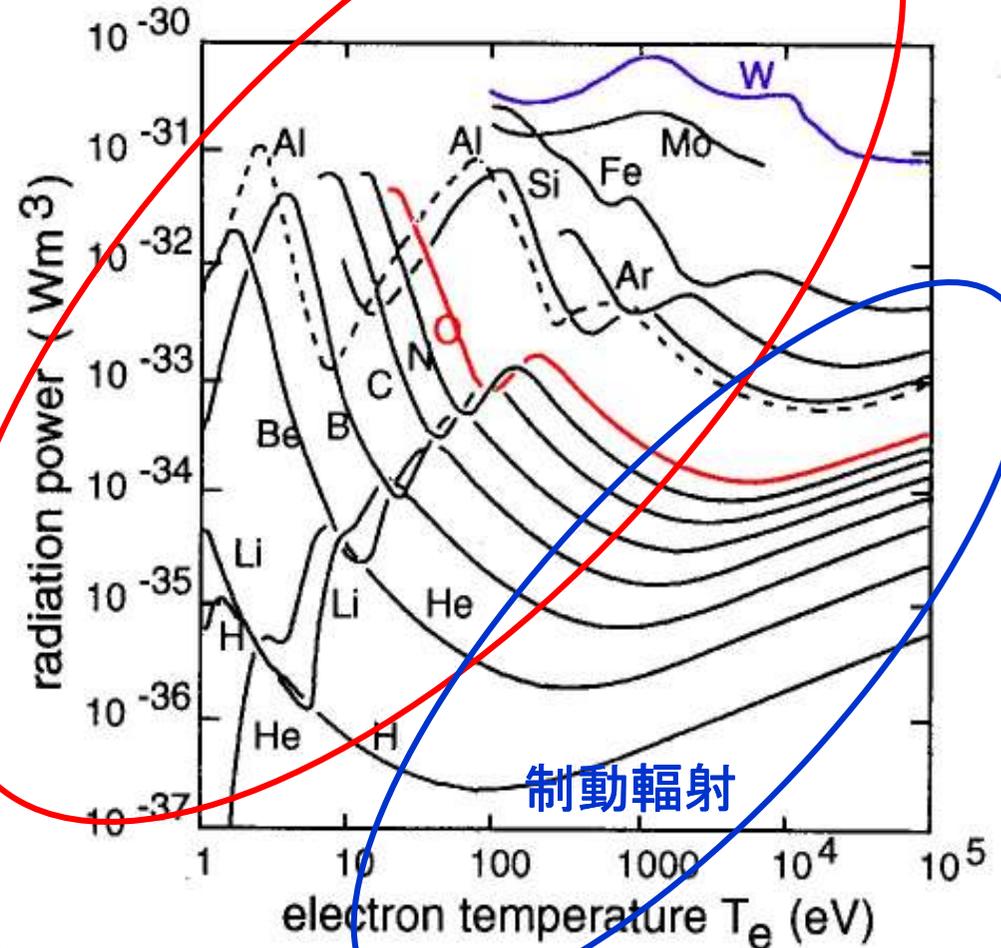
- TBR(トリチウム増殖率)への影響
 - 冷却材への透過トリチウムの処理
-

壁材料選択の視点

- 高性能炉心プラズマとの共存性
 - 不純物のコアプラズマへの蓄積
 - スパッタリング原子、ダスト
 - 壁材料の健全性確保
 - スパッタリング損耗
 - 脆化・劣化→亀裂・破壊・ダスト生成
 - 安全性
 - 炉内トリチウム吸蔵量
 - 壁材料の誘導放射能
 - ダスト発生
 - 大気侵入時に爆発(炭素ダスト)、放射性物質の飛散
 - 炉内機器の成立性
 - TBR(トリチウム増殖率)への影響
 - 冷却材への透過トリチウムの処理
-

不純物による放射冷却

- 不純物に関わる主な放射
 - 制動放射
 - 線放射
- 低Z元素は、コアプラズマで完全電離
 - 制動放射のみで、放射強度は比較的弱い
- 高Z元素(W等)は、コアプラズマでも完全電離しない
 - 線放射が強く、プラズマの冷却効果大きい



放射パワーの電子温度依存性

タングステンと炭素のプラズマ点火に与える影響

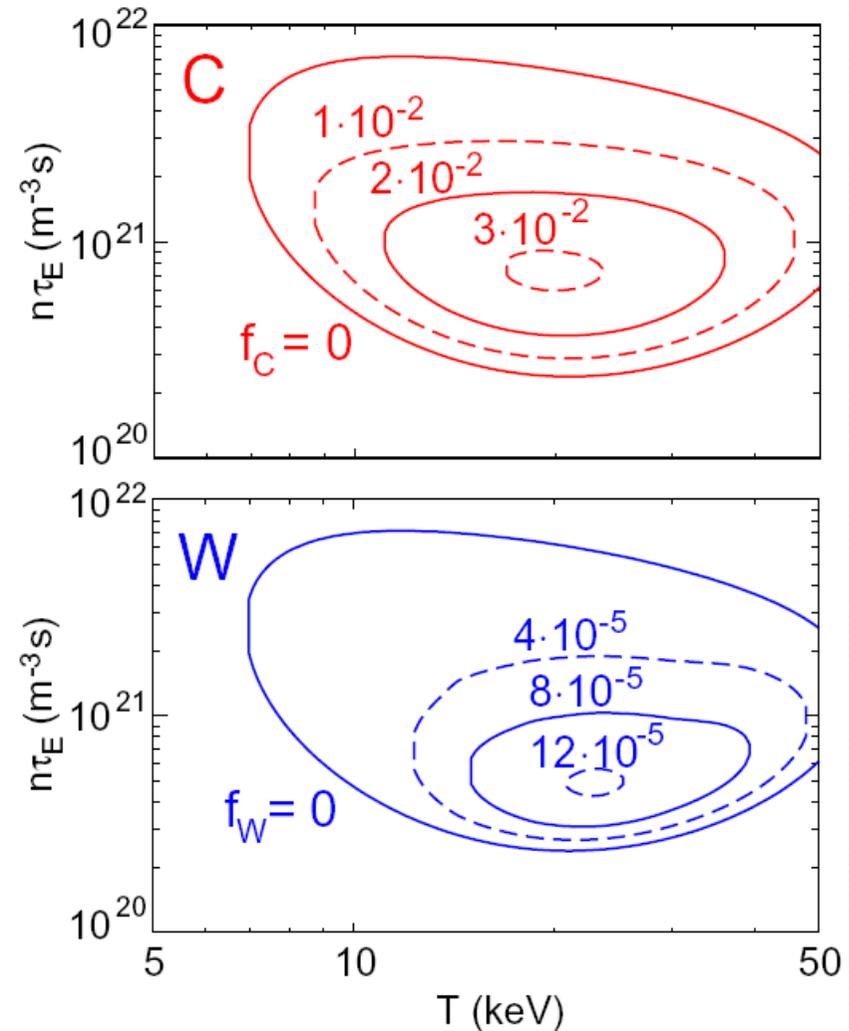
□ 炉心プラズマの点火条件

■ 炭素

- 許容範囲 10^{-2} のオーダー
- 燃料希釈により上限が決まる

■ タングステン

- 許容範囲: 10^{-4} のオーダー
- 放射冷却により上限が決まる

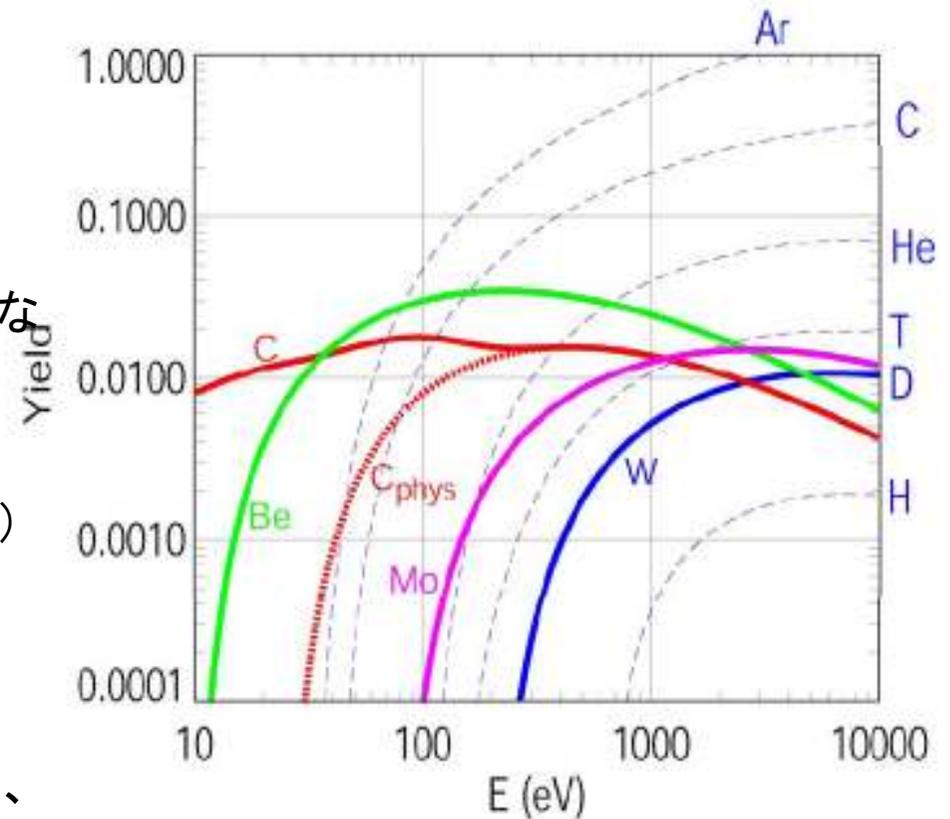


壁材料選択の視点

- 高性能炉心プラズマとの共存性
 - 不純物のコアプラズマへの蓄積
 - スパッタリング原子、ダスト
 - 壁材料の健全性確保
 - スパッタリング損耗
 - 脆化・劣化→亀裂・破壊・ダスト生成
 - 安全性
 - 炉内トリチウム吸蔵量
 - 壁材料の誘導放射能
 - ダスト発生
 - 大気侵入時に爆発(炭素ダスト)、放射性物質の飛散
 - 炉内機器の成立性
 - TBR(トリチウム増殖率)への影響
 - 冷却材への透過トリチウムの処理
-

物理スパッタリング

- **物理スパッタリングの特徴**
 - 閾値エネルギーあり
 - 100 eV~10 keVにピーク
- **炭素のスパッタリング**
 - 低エネルギー(< 100 eV)でも減少しない→**化学スパッタリング**
- **タングステンのスパッタリング**
 - ダイバータプラズマ条件($T_e < 50$ eV)では、水素同位体によるスパッタリングは無視できる。
 - エッジプラズマ冷却のための希ガス(Arなど)によるWのスパッタリングは、低エネルギーでも大きく、またシースでの加速も大きい(多価イオン)。
 - タングステンダイバータの成立性に関わり、実機での評価が重要



Dによるスパッタリング率(実線)

様々なイオン衝突によるWのスパッタリング(破線)

G. Matthews, presented at 15th PSI (2002)

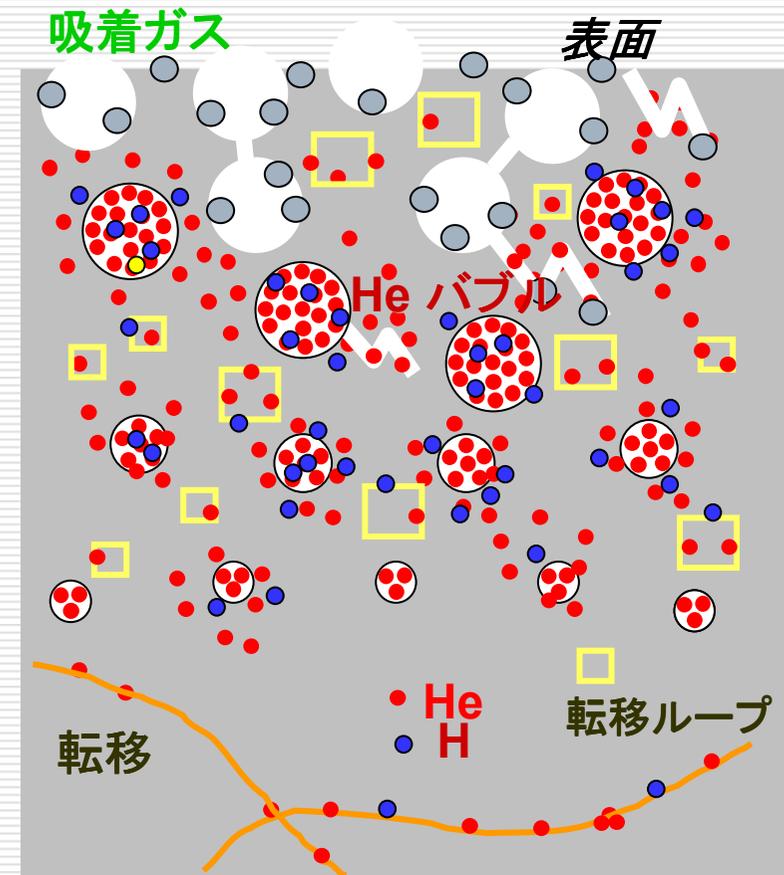
水素やヘリウムによる材料の劣化(金属材)

□ 水素同位体イオン

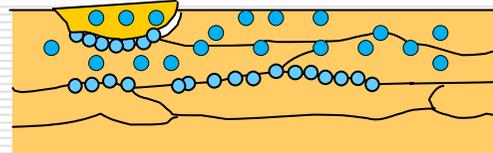
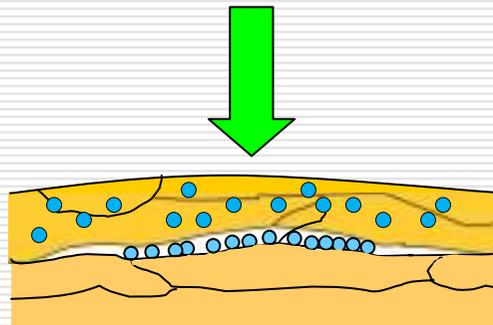
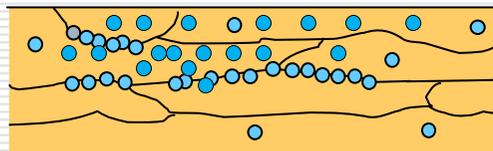
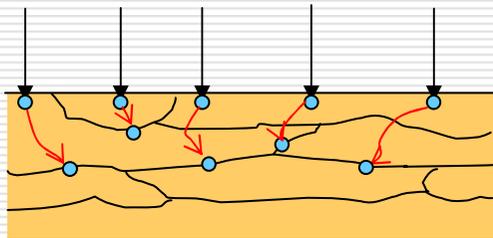
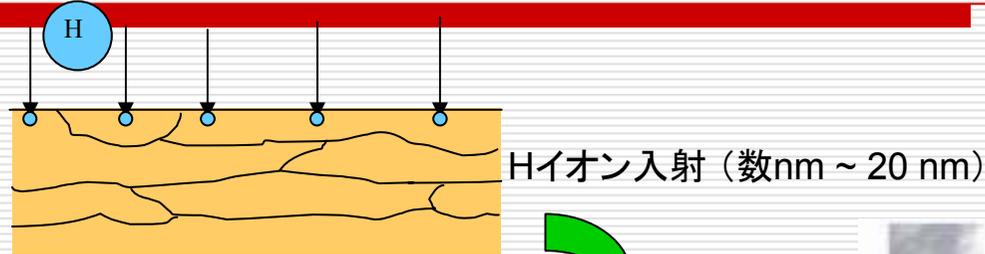
- 内部への拡散・蓄積が材料の脆化を招く可能性がある。

□ ヘリウムイオン

- 金属中に溶解せず、空孔と強く結合し、バブルに成長。
- バブルを形成すると、膨張、脆化を起こす可能性。
- **ヘリウムバブル**に水素が同時に吸蔵される。



タングステンのブリスタリング (Kドーピング)



> 1 μm



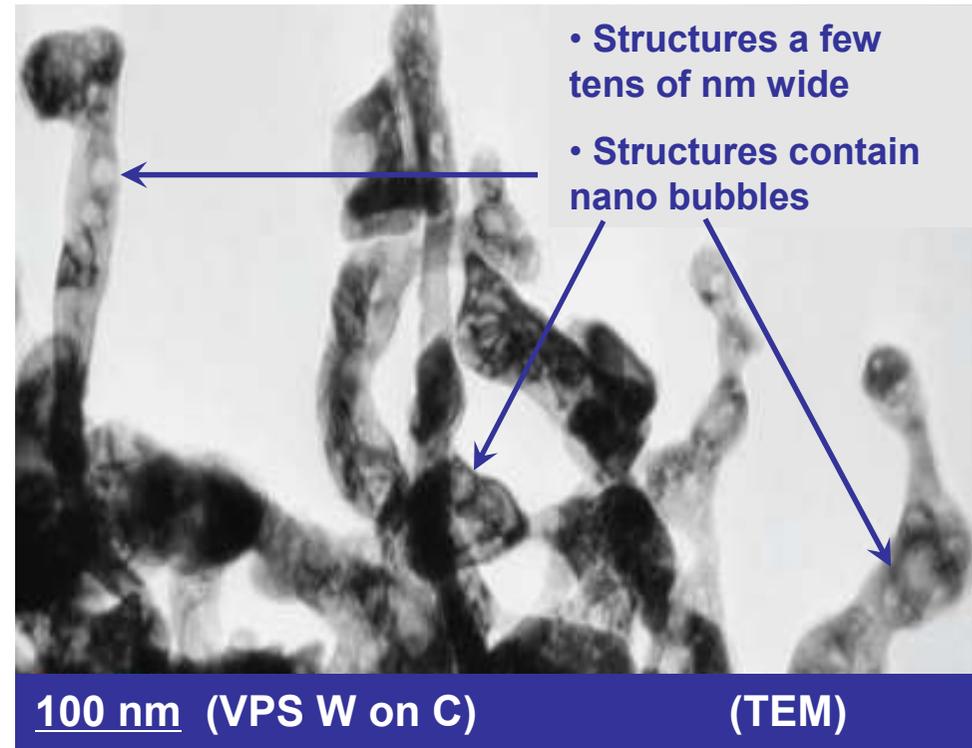
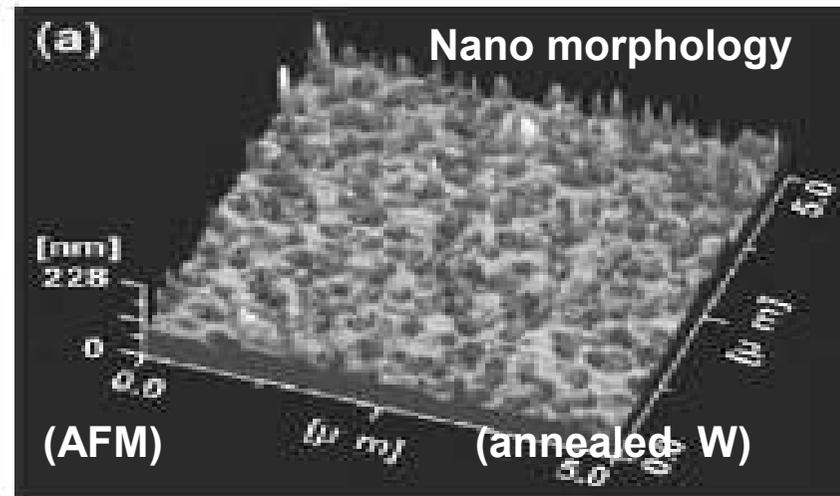
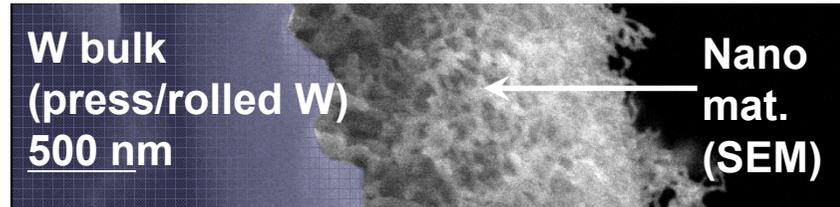
タングステンにHeプラズマを照射して生じるナノ構造

PISCES

PISCES-B: pure He plasma

M.J. Baldwin and R.P. Doerner, *NF 48 3 (2008) 035001*

$T_s = 1200$ K, $t = 4290$ s, 2×10^{26} He⁺/m², $E_{ion} = 25$ eV



LHD: pure He plasma

M. Tokitani et al. *JNM 337-339 (2005)*

$T_s = 1250$ K, $t = 1$ s (1 shot), 10^{22} He⁺/m², $E_{ion} = 100-200$ eV

NAGDIS-II: pure He plasma

N. Ohno et al., in *IAEA-TM, Vienna, 2006, TEM - Kyushu Univ.*,

$T_s = 1250$ K, $t = 36,000$ s, 3.5×10^{27} He⁺/m², $E_{ion} = 11$ eV

PISCES

プラズマ熱負荷によるWの溶融

- プラズマガン実験：溶融層の運動は主にプラズマ圧力による
- 溶融層が隣りのブロックに到達する (bridging) 現象は絶対に避けなければならない

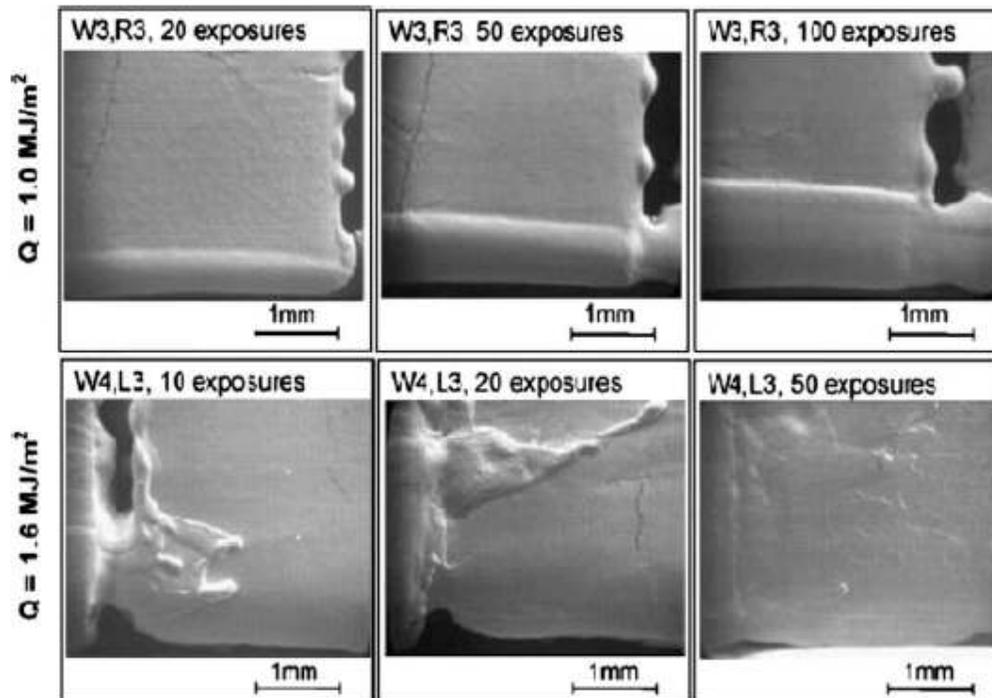
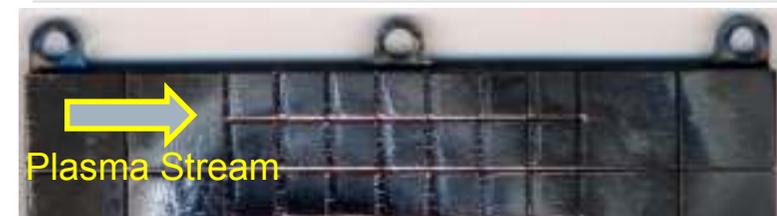


Fig. 1. The SEM view of the tungsten tile surface.

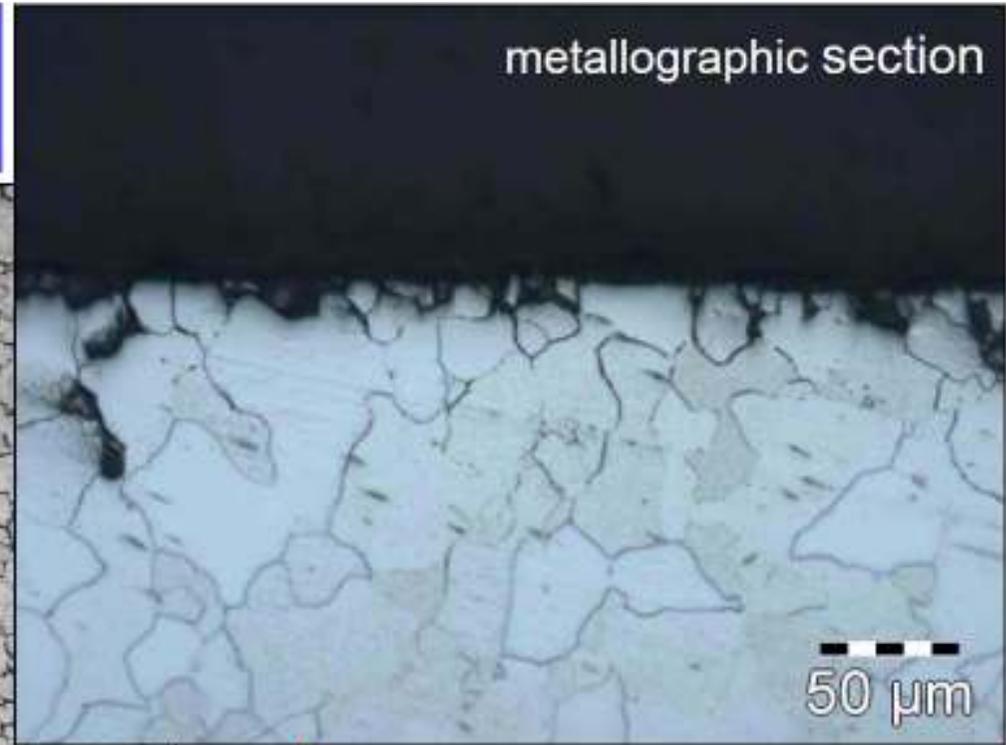
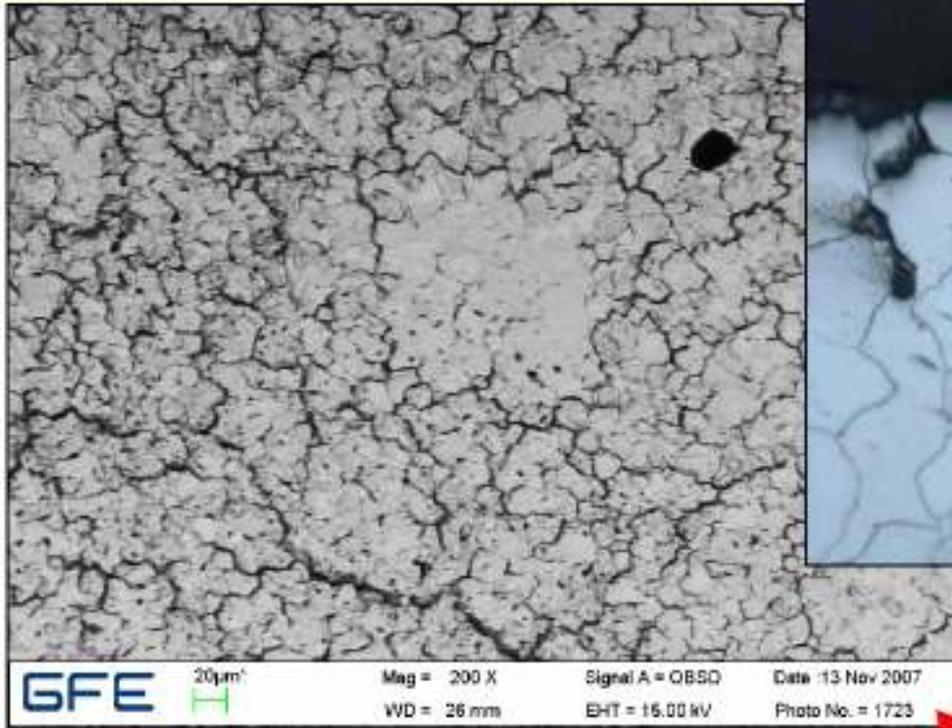
B. Bazylev et al., J. Nucl. Mater. In print (2009)



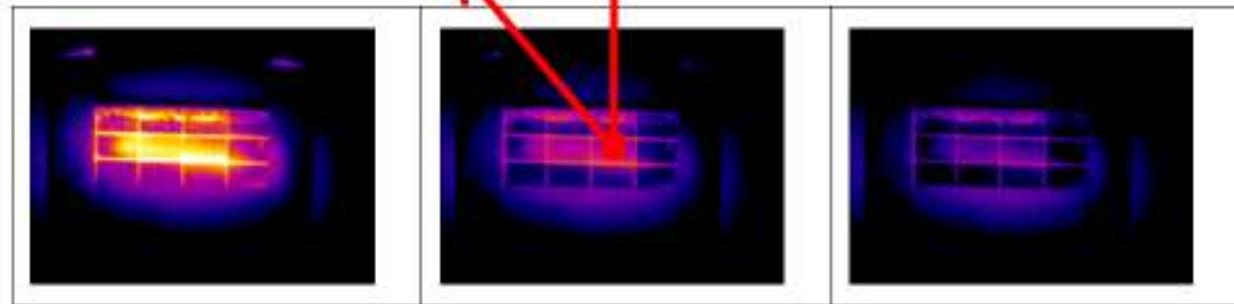
$E = 1.0 \text{ MJm}^{-2} \Delta t = 500 \mu\text{s} 100 \text{ pulses}$

繰り返し熱負荷(融点以下)が加えられたタングステン 18

$P \cdot \sqrt{\Delta t} \approx 6 - 10 \text{ MWm}^{-2}\text{s}^{1/2}$
420.000 transient events



電子ビーム加熱



壁材料選択の視点

- 高性能炉心プラズマとの共存性
 - 不純物のコアプラズマへの蓄積
 - スパッタリング原子、ダスト
 - 壁材料の健全性確保
 - スパッタリング損耗
 - 脆化・劣化→亀裂・破壊・ダスト生成
 - **安全性**
 - 炉内トリチウム吸蔵量
 - 壁材料の誘導放射能
 - ダスト発生
 - 大気侵入時に爆発(炭素ダスト)、放射性物質の飛散
 - 炉内機器の成立性
 - TBR(トリチウム増殖率)への影響
 - 冷却材への透過トリチウムの処理
-

Sum of both processes: (トリチウム蓄積量) comparison of materials options

主なトリチウム蓄積プロセス:

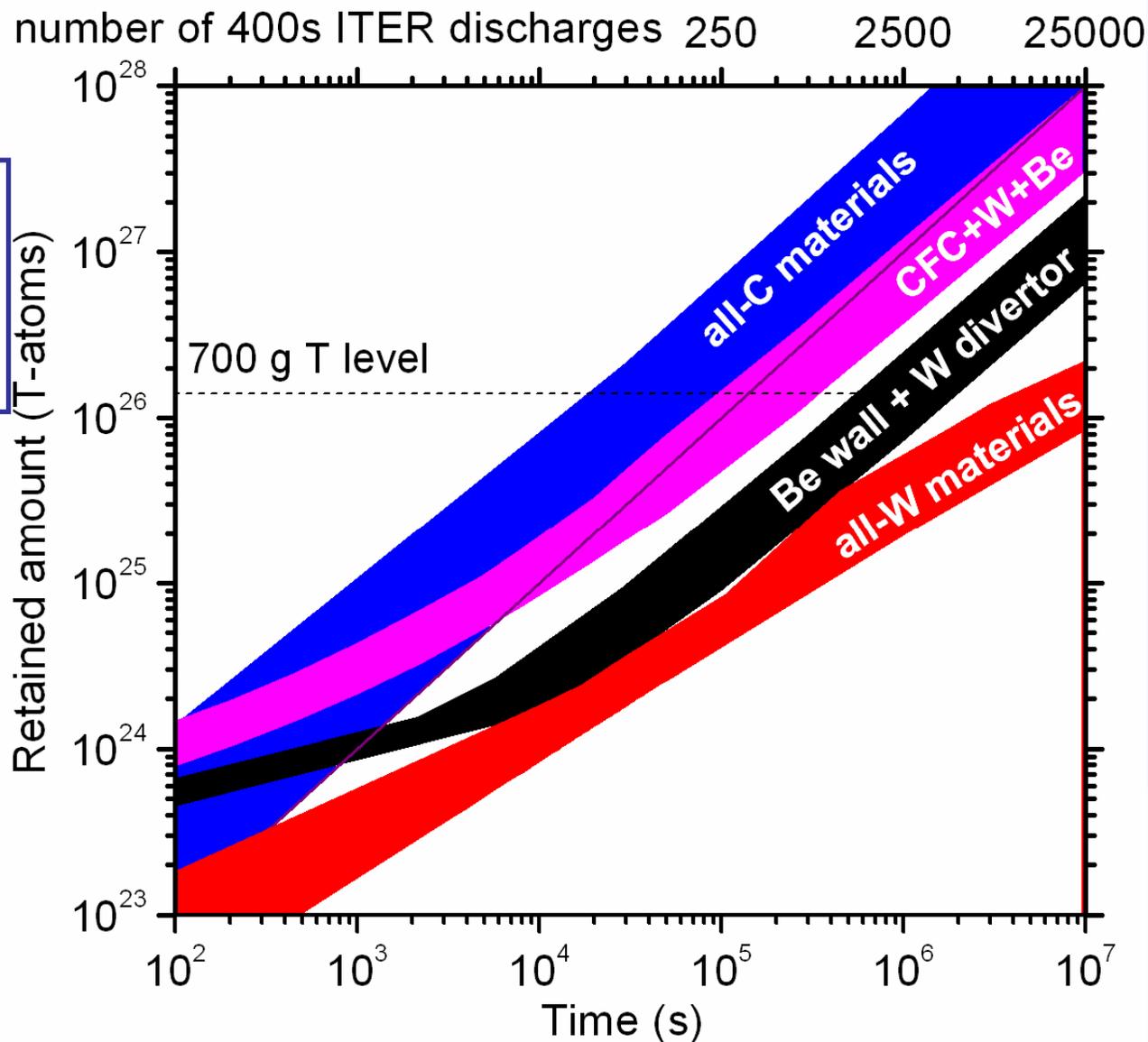
炭素: トリチウムとの共堆積

Be: トリチウムとの共堆積

W: トリチウムが材料内部へ
の拡散と捕獲

ITPA SOL/DIV
assessment

Contribution to the
IAEA, Geneva 2008



壁材料選択の視点

- 高性能炉心プラズマとの共存性
 - 不純物のコアプラズマへの蓄積
 - スパッタリング原子、ダスト
 - 壁材料の健全性確保
 - スパッタリング損耗
 - 脆化・劣化→亀裂・破壊・ダスト生成
 - 安全性
 - 炉内トリチウム吸蔵量
 - 壁材料の誘導放射能
 - ダスト発生
 - 大気侵入時に爆発(炭素ダスト)、放射性物質の飛散
 - 炉内機器の成立性
 - TBR(トリチウム増殖率)への影響
 - 冷却材への透過トリチウムの処理
-

アーマー材の選択とトリチウム増殖率

□ Wの核反応の影響

- 低エネルギー中性子の吸収断面積が大きい(×)
 - $^{186}\text{W}(n, \gamma) \rightarrow ^{187}\text{W}$
- 高エネルギーの中性子と反応して、中性子を増倍する(○)
- 設計によるが、中性子吸収の影響が大きい場合が多い

□ Beの核反応の影響

- 中性子増倍反応により、TBRは増加

トリチウム増殖率(TBR)の
アーマー材厚み依存性

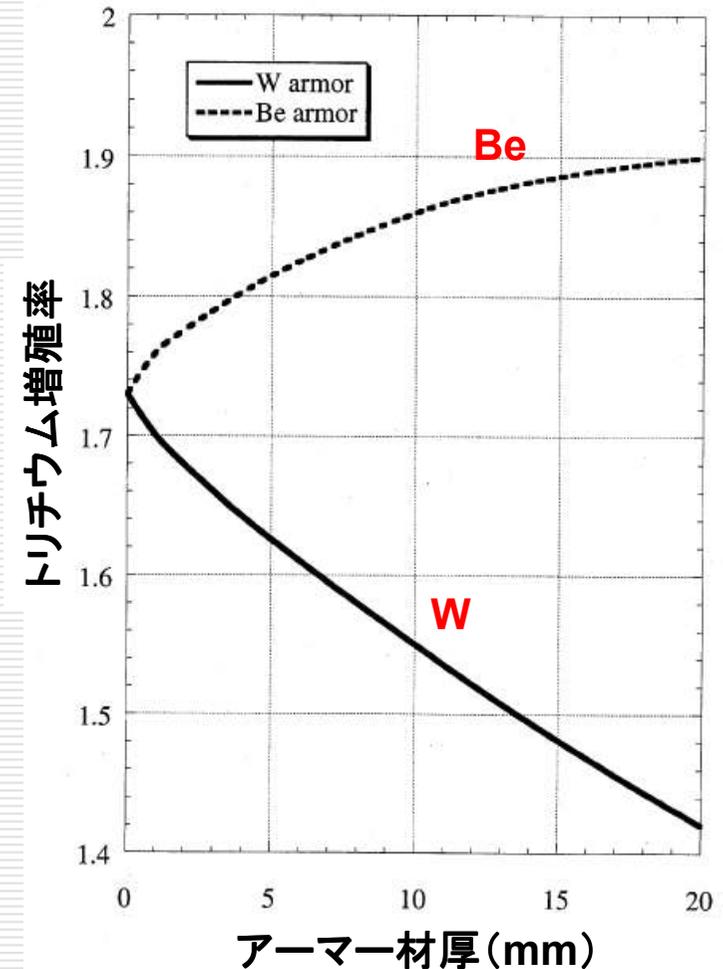


Fig. 8. Dependency of the TBR for the homogenized blanket composed of Li_2O and Be with the 18 mm thick first wall on the armor thickness.

DEMO炉のダイバータプラズマ対向材料選択

- 高熱負荷部分(>10MW/m²)には、高融点・高熱伝導率の材料が必須
- 現状で固体材料を考えると、WかCFCグラファイトしか選択肢がない
 - ダイバータの熱負荷がもっと下がれば(< 5MW/m²)候補材が増える
- CFCグラファイトの課題・問題点
 - 損耗率が高い(化学スパッタリング、非接触プラズマでも起こる)
 - 堆積層(特に低温部)でのトリチウム吸蔵の問題
 - 中性子照射による材料劣化(熱伝導率低下、体積膨張(スエリング))
- タングステンの課題・問題点
 - 大幅な溶融の回避が必須
 - 炉心プラズマへの蓄積回避
 - 特に、Ar等放射冷却ガスによるスパッタリングと発生Wの輸送特性の解明が必要
 - 長時間(高フルーエンス)プラズマ照射(特にHe)の影響
 - 中性子照射による材料劣化(照射損傷、元素変換の影響)
 - 水冷却との共存性
 - 冷却材漏洩事故時に、高温蒸気とWが反応して、WO₃のダストが形成される。

DEMO炉のブランケット第一壁材料選択1

□ タングステン材(アーマー材)

■ 有利な点

□ スパッタリング損耗が小さい

- ブランケット保護の観点からは、もっとも常識的な選択
- 損耗は少ないとはいえ**数トン/年の損耗**が予想される(ITERの見積もり)

□ フェライト鋼ブランケットにおいて、Wなしの場合に比べT透過量が減少。

■ 課題・問題点

□ **炉心プラズマへのWの蓄積回避**

- 許容密度: $10^{-4} \sim 10^{-5}$

□ **水素・ヘリウムによる脆化の抑制**

- ダイバータよりフラックス(フルエンス)が低いため、影響は小さいが検証は必要。
- アルファ粒子リップロスの影響評価が重要

□ TBRへの影響の軽減

- 1mm厚ならば、減少率はわずか(減少率1%、許容範囲か)

□ **水冷却との共存性**

- 高温で水と接触すると酸化して放射性ダストが生成
→ EUが水冷却ブランケットを嫌う理由

DEMO炉のブランケット第一壁材料選択2

- 低放射化材料(ブランケット構造材を直接プラズマにさらす)
 - 低放射化フェライト鋼、バナジウム鋼、(SiC/SiC複合材)
 - 有利な点
 - ブランケット構造の簡素化
 - Wアーマー材によるTBR減少の回避と放射性廃棄物の低減
 - 課題・問題点
 - **スパッタリング損耗(特にプラズマイオンによる)の評価**
 - 許容損耗量は、**0.1 mm/yr**のオーダー(ITER見積もり)
 - **今後のエッジプラズマの研究の大きな課題**
 - **2ndSOL、blob等による第一壁粒子負荷の解明**
 - 放射冷却ガスイオンのスパッタリングへの寄与も評価対象
 - **炉心プラズマへの蓄積の回避**
 - 許容密度比: 10^{-3} オーダー(Wより影響は少ないが、軽視できるレベルではない)
 - **冷却材へのトリチウムの透過抑制(フェライト鋼、バナジウム鋼)**
 - トリチウム透過障壁により、大幅な減少は可能だが、その際は第一壁中のトリチウム濃度の増加が予想され、材料の脆化に与える影響評価が必要。
 - **再堆積層中のトリチウム吸蔵量大(SiC/SiC)**

DEMO炉のブランケット第一壁材料選択3

□ ベリリウム(アーマー材として使用)

■ 有利な点

- TBRの増加
- 低Z材のため、プラズマへの影響が小
- 過渡的な高熱負荷から、ブランケット構造材を保護
 - 融点がブランケット材料より低く、溶融や蒸発により保護

■ 課題・問題点

- **スパッタリング損耗(特にプラズマイオンによる)が大**
 - 定期的な再コーティングが必要
 - 密着性の高い再堆積膜の生成が必要(ダストの発生を少なくするため)
- **ダストの毒性・化学反応性が高い**
- **トリチウム吸蔵量の低減**
 - 中性子照射でTやHeが生成
 - ${}^9\text{Be} + n \rightarrow \text{T} + {}^7\text{Li}$ (~5kgT/yr、Causey JNM 300 (2002) 91)
 - 材料の劣化にもつながる可能性あり
 - Beの再堆積層では吸蔵は比較的少ないが、温度によっては無視できない
 - 酸化物はT吸蔵量多い(炉を構成する真空容器のリーク量と関連)

DEMO炉のブランケット第一壁材料選択4

□ グラファイト(アーマー材として使用)

■ 有利な点

- 低Z材のため、プラズマへの影響が小
- 高熱負荷による溶融がない

■ 課題・問題点

- シンクロトン放射の反射率低
 - より高い閉じこめ性能が要求される可能性
- ブランケット機能との両立性
 - 中性子の減速により、Beによる中性子増倍反応に影響
 - トリチウム増殖率
- スパッタリング損耗(特にプラズマイオンによる)が大
 - 化学スパッタリングの存在

DEMO炉のブランケット第一壁材料選択5

□ ボロン(コーティング材)

■ 有利な点

□ 低Z材のため、プラズマへの影響が小

■ 問題点

□ **スパッタリング損耗が大きい**

□ **安定に厚い膜を形成することは困難**

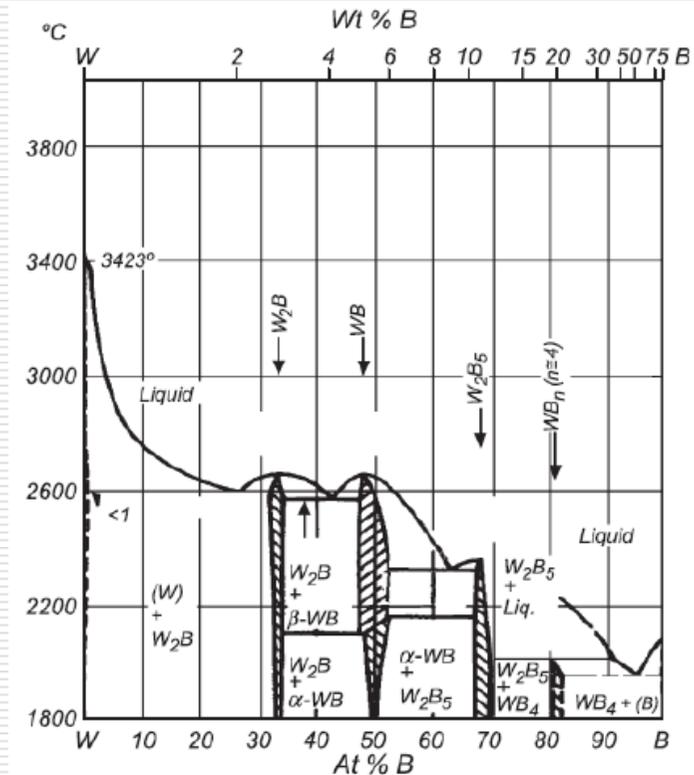
■ 定常的な使用のためには、プラズマ生成時の同時コーティング技術が必要

■ 安定な再堆積膜が形成されないため、コーティングを続けると大量にダスト発生

□ **中性子の吸収断面積大(^{10}B)**

■ この反応では、高エネルギーのアルファ粒子が発生し、材料を損傷。

■ ボロンの同位体分離が必要(^{11}B のみを使用)



W-Bの相図

DEMO炉での高熱負荷材料に求められる特性(W)

- 核融合中性子重照射耐性
 - 機械的特性や熱伝導特性劣化が許容範囲
 - スエリング(体積膨張)が許容範囲
 - 元素変換の影響が小さい
- ヘリウム脆化・水素脆化の抑制
 - ブリスタリング、バブル発生に伴う、損耗促進、ダスト発生の抑制
 - ヘリウム(水素同位体)の内部拡散・粒界蓄積・脆化の回避
- 再結晶脆化の抑制
 - 添加元素による再結晶化の抑制
 - 再結晶化による脆化の少ない材料開発
- 繰り返し熱負荷による熱疲労効果少
 - プラズマ制御で繰り返し熱負荷を低減することが基本
 - 亀裂が深いところまで進展しないことが重要→結晶粒制御・粒界制御
- DEMO炉を視野に入れた材料開発が必要と考える

DEMO炉に向けた対向材料試験

- 現時点の環境では、イオンフルエンスが決定的に不足
 - DEMO炉ダイバータでは、 $10^{30} \sim 10^{31} \text{ m}^{-2}$ のフルエンス(1年)
 - 現状では、 $10^{27} \sim 10^{28} \text{ m}^{-2}$
- 加えて、中性子照射(重照射)されたプラズマ対向材・機器へのプラズマ照射実験は例がない。
- 中性子照射下で長期の対向材料・機器のプラズマ照射試験が必要だが…
 - プラズマ対向材料実機照射環境は複雑
 - 14 MeV中性子による重照射
 - 高熱負荷による大きな温度勾配→熱応力、深さにより異なる照射影響
 - プラズマイオン影響→内部への拡散・捕獲→材料の脆化・寸法変化
 - ITERの工学フェーズで実効的に数ヶ月の積算運転時間の確保はできる
 - ただし、中性子フルエンスはDEMO炉より少ない
 - ITERの結果がDEMO炉建設に間に合うか
 - DEMO炉以前は基礎実験や材料シミュレーションなどを通じて、材料のスクリーニングをして、DEMO炉初期フェーズを長期間の試験期間とすることが現実的。
 - 材料のモデリング・シミュレーション研究の協力は不可欠
 - 対向材料開発のシナリオを作ることが重要

最後に

□ 壁は炉内機器

■ 第一壁はブランケットの重要な部品

- 第一壁は、ブランケット全体を保護(アーマー)
- 第一壁は、トリチウムの振る舞いと深く関係
- 第一壁は、ブランケットの機能に影響
 - 例:TBRと第一壁材料(厚み)は密接に関連

■ ダイバータの成立性は総合的な視野で検討

- プラズマ材料表面相互作用
- 中性子照射影響(機械的特性、熱伝導特性)
 - バルク材、冷却管と冷却材、接合部(対向材と冷却管)

□ プラズマ-(壁表面)-炉内機器(ダイバータ、ブランケットなど)を総合的に考えよう。
