

# ダイバータ開発(2)

上田良夫(大阪大学)

鈴木 哲、朝倉伸幸、飛田健次(JAEA)

- プラズマ対向材料の選定
- エッジプラズマ研究
- 研究体制・研究環境

# プラズマ対向材料候補材の特徴

---

- 高融点・高熱伝導率を持つ材料のみ候補
- タングステン系材料
  - 利点: 低損耗、低トリテンション、高熱伝導率
  - 課題: 炉心プラズマへの蓄積回避、ヘリウムプラズマ照射影響低減、**中性子照射影響評価と材料開発**
- 炭素繊維複合材料(CFC)
  - 利点: 熱衝撃特性良、高熱伝導率
  - 課題: トリテンション低減、損耗低減、**中性子照射影響抑制**

# DEMO炉: 中性子照射影響評価と材料開発が重要

## □ CFC材の中性子照射影響

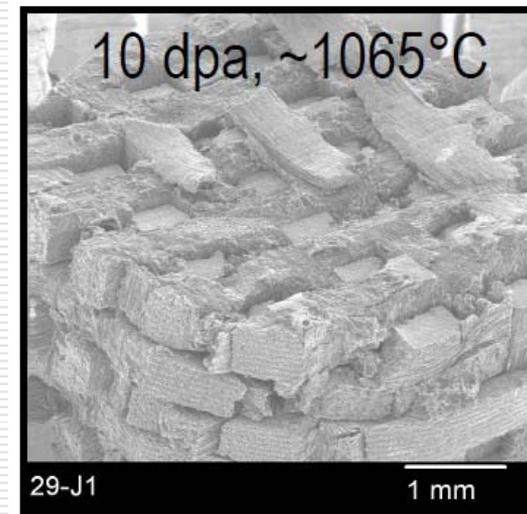
- 寸法変化
  - グラファイト結晶や炭素繊維に固有の性質
  - 現在のCFC材は原型炉適用不可
- 熱伝導率低下
  - 高温では少なく、大きな問題ではない

## □ タングステン材の中性子照射影響

- 照射損傷
  - 硬化・脆化
  - 延性脆性遷移温度の上昇
- 元素変換
  - $W \rightarrow Re \rightarrow Os$  (Osの割合が多くなると脆化)
  - 合金化による熱伝導率低下 (純 $W \rightarrow W-Re-Os$ )

## □ 今後の材料選定のための課題

- CFC材: 照射による寸法変化の少ない材料の開発が必須
- W材: 照射影響の理解 (現時点では不十分) と材料開発



中性子照射後のCFC材料  
L. Snead, 19<sup>th</sup> PSI (2010)

# Wのプラズマ照射影響（ヘリウムプラズマ影響）

## □ ヘリウムナノバブル層 (<700°C)

- 厚みが薄く(数10 nm)影響は限定的
- 高フルエンス照射下でトリチウム蓄積軽減(○)

## □ ナノ構造 (700°C~1700°C)

- PWIの観点から好ましい性質あり
  - 低スパッタリング・パルス負荷による亀裂発生抑制
- 検討を要する点
  - 単極アークを誘発しやすい **要検討**

## □ 表面ヘリウムバブル (1700°C<)

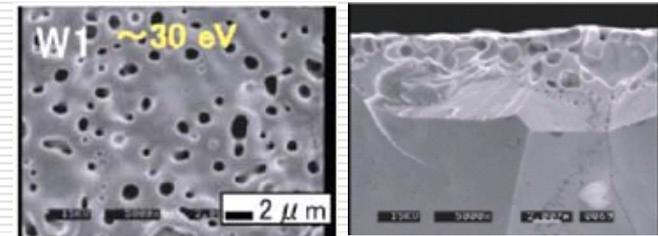
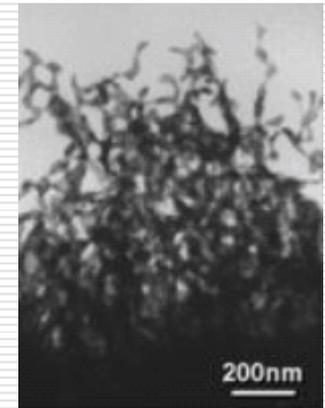
- 機械的・熱的特性劣化
- 粒界にHeバブルの蓄積→粒界放出
- 問題になる可能性あり→要検討

## □ 高フルエンス照射(長時間)影響

- 現在までの実験研究(最大:~ $10^{27}$  He·m<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup>)
- 原型炉(~ $10^{30}$  He·m<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup>):現状とは大きなギャップ  
→原型炉概念設計段階で見通しをつけることが必要

NAGDIS (Nagoya U.)

**T ~ 1,400 K**



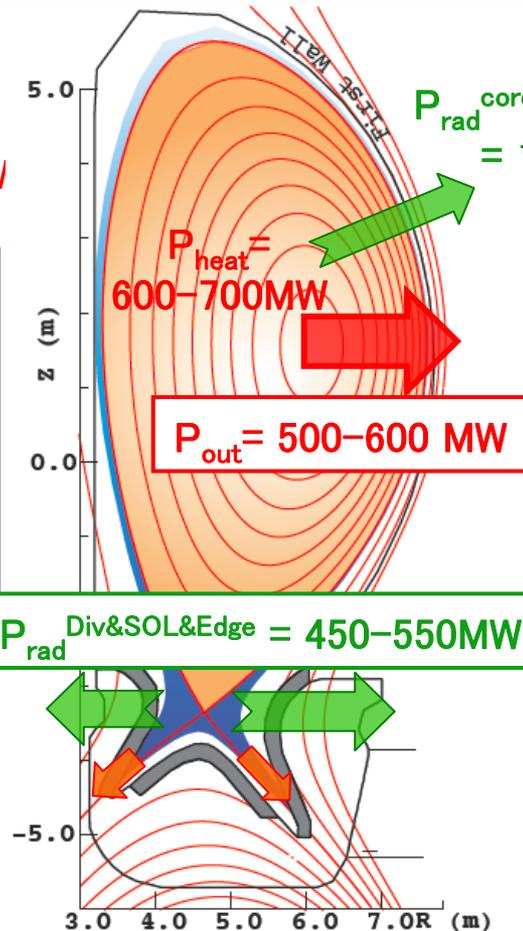
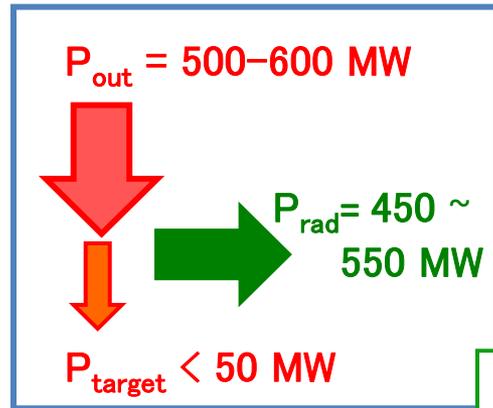
NAGDIS (Nagoya Univ.)

**T ~ 2,100 K**

”*SlimCS*” は、ITERと同程度の主半径である一方、SOLへ排出されるパワーは ITER( $P_{out} = 100$ )よりも5-6倍程度大きい  
**熱流制御(プラズマ運転、ダイバータ設計)は最重要課題**

## SlimCS

$P_{fusion} = 2.95 \text{ GW}$   
 $(P_{heat} = P_{\alpha} + P_{ax} = 600 \sim 700 \text{ MW})$



パワー処理のパラメータ(P/R)はITERより6-7倍大きい

⇒ ITERより10倍大きいダイバータとエッジでの放射損失が必要

Major radius :  $R_p = 5.5 \text{ m}$   
 Minor radius :  $a_p = 2.1 \text{ m}$   
 Plasma current :  $I_p = 16.7 \text{ MA}$   
 Toroidal field :  $B_t = 6.0 \text{ T}$   
 Plasma volume :  $V_p = 941 \text{ m}^3$

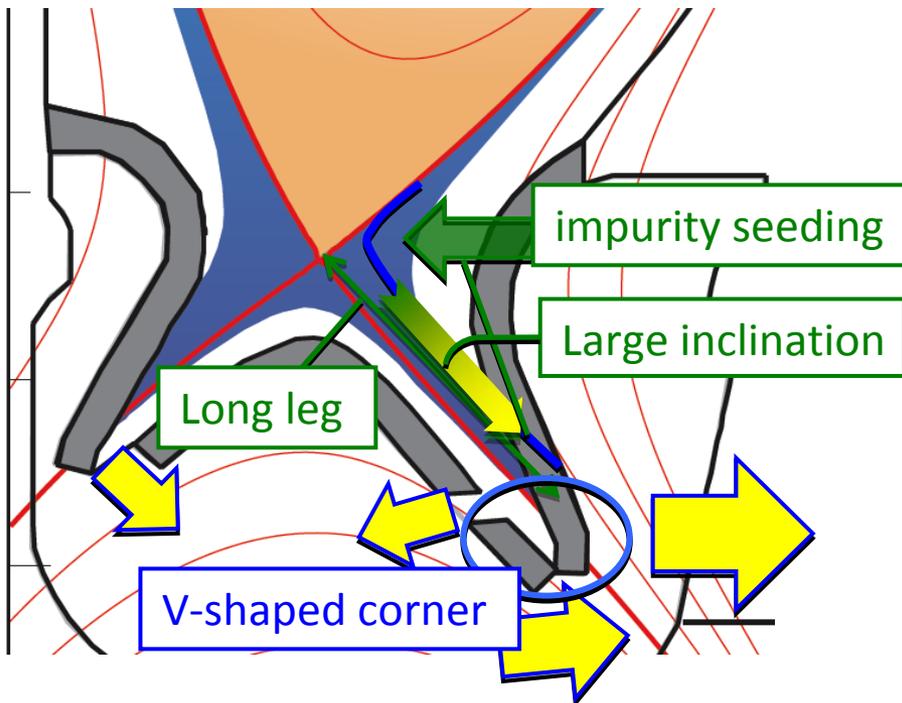
Power handle	SlimCS	ITER
$P_{heat} (\alpha + \text{external})$	650 MW	150 MW
$P_{out} = P_{heat} - P_{rad}^{core}$	550 MW	100 MW
$P_{out}/R_p$	100MW/m	16MW/m
$P_{div} (= P_{out} - P_{rad}^{D/S/E})$	<50MW	~50MW
⇒ $P_{rad}^{Divertor/SOL/Edge}$	~500MW	~50MW

# ITER物理設計の延長で原型炉ダイバータは可能か？ 6

ポロイダルコイルが遠いため外側ダイバータの「磁気面の広がり」は小さい  
より高温のプラズマがコアから排出され、熱流束はより厳しく、分布幅も狭くなる

⇒ITERダイバータ（「部分非接触」：ストライク点付近での $T_e$ は数eV）の形状効果を強化

- (1) ダイバータの深さと傾斜を増加 ⇒ 高密度化、熱負荷低減、部分非接触発生に有利
- (2) V型コーナーを設置 ⇒ ストライク点付近の粒子と不純物のリサイクリングを増加
- (3) ドームの設置 ⇒ ダイバータでの水素・ヘリウム圧力の増加
- (4) 不純物ガス入射 (Ne, N<sub>2</sub>, Ar, Kr, Xe) ⇒ エッジとダイバータでの放射損失を増加



磁力線長、再結合、放射損失の増加による熱負荷低減効果をどの程度有効に得られるかが設計の鍵

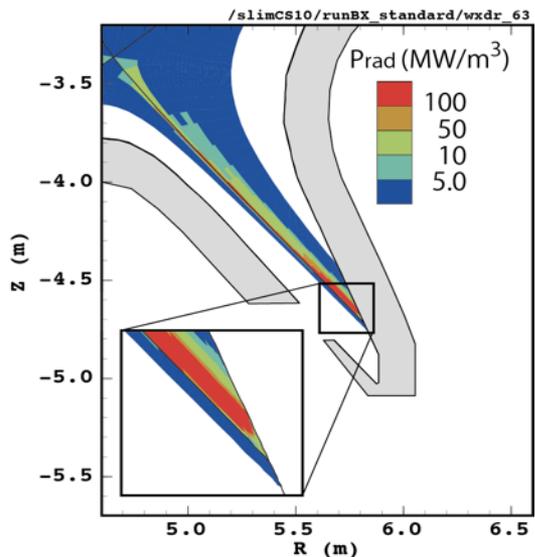
ITER標準運転よりさらに大きな放射損失、広領域で非接触状態での運転開発が必要

# 「原型炉設計活動」におけるダイバータ開発

- 両立
- ① **熱負荷制御**が可能なプラズマ制御・装置設計
    - 定常熱負荷制御
    - ディスラプション制御
    - ELM制御
      - ELMコイルやペレットより、プラズマ形状制御や周辺部密度制御が現実的か
  - ② **ヘリウム排気性能**が確保された設計
  - ③ コア・周辺プラズマを含めた矛盾のないプラズマおよび立ち上げ・立ち下げ運転シナリオ作成
  - ④ ダイバータ材および第1壁材の損耗・脆化および交換と矛盾のない周辺プラズマ運転シナリオ作成

# ダイバータ概念の検討例 – ITER-BA –

(飛田：H24年第9回核融合エネルギー連合講演会)



ITERと同等概念 (V字型コーナー)

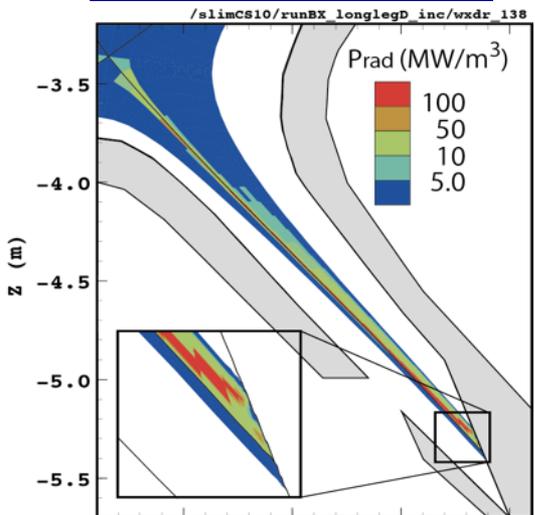
原型炉では除熱が困難 (Cu合金を利用できない)



解決案を日本が検討中

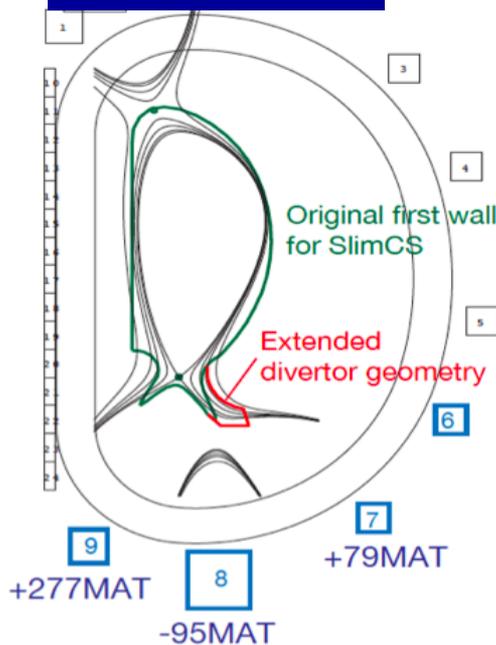
平衡コイル電流過大のため適用は難しい

## [1] Div脚伸張

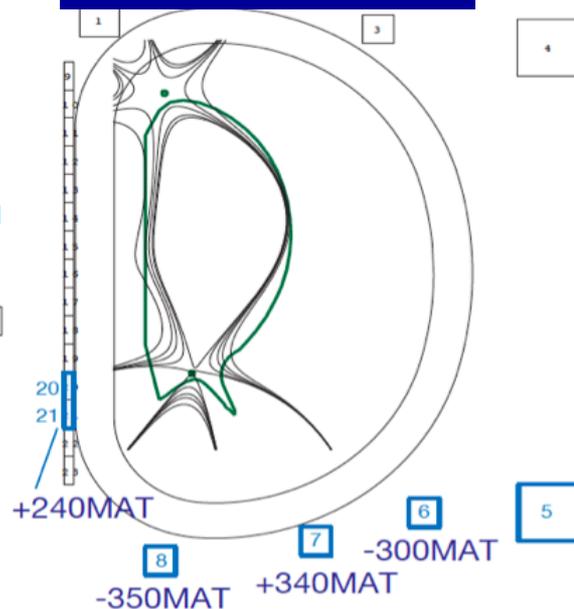


Div解析で熱負荷低減を確認

## [2] Super-X



## [3] Snow-flake



# 原型炉-熱・粒子制御研究の進め方

## □ シミュレーション研究による装置設計

- 炉心・エッジプラズマ・対向壁を含む統合コード開発
- モデルの高度化が必要

## □ 実験研究装置の役割

- エッジプラズマによる基礎過程研究→実験室プラズマ装置
- 熱負荷制御＋ヘリウム排気→ **磁場閉じ込め装置が不可欠**
  - コア・エッジカップリングや形状効果などには閉じ込め装置が必要
  - 必要な磁場閉じ込め装置：LHD、JT-60SA、ITERなど

## □ 原型炉P/R(～SOL流出パワー/プラズマ半径)条件での、熱・粒子制御の見通しはどのようにつければ良いか

- ITERでもP/R条件は原型炉の(5～6)倍小さい
- 原型炉設計妥当性の判断基準は？
  - シミュレーション研究、LHD、JT-60SA、ITERなどの実験研究で十分か？

→原型炉概念設計段階の重要課題

# 中性子照射・プラズマ照射研究環境

- **中性子照射を視野に入れた国際協力プログラムが始動**
  - **日米科学技術協力事業(Phenix)(平成25年度～平成30年度)**
    - タングステン系材料・He冷却システム
    - 熱除去特性、**タングステン系材料の中性子照射効果**(機械特性、熱特性、トリチウム挙動)、機器成立性評価
    - オークリッジ国立研究所、アイダホ国立研究所、サンディア国立研究所(米国)
  - **IEA線型プラズマ装置協定**
    - 平成25年度～
    - プラズマシミュレータを用いたプラズマ対向材料の評価、**中性子照射材料のプラズマ照射効果**
    - ユーリッヒ国立研究所(ドイツ)、オランダエネルギー基礎研究所(オランダ)、カリフォルニア大学サンディエゴ(米国)、等
- **国内においても、早急に研究環境整備が必要**
  - **原型炉概念設計活動段階において必要**

# 国内協力体制について

- 国内の密接な協力体制の構築が不可欠
- 全体の研究開発をとりまとめる組織が必要(例:EFDA)

- ・大型装置・特殊装置による研究開発
  - ・大規模シミュレーションによる研究開発
  - ・装置統合技術開発
- (日本の研究協力体制のとりまとめ)

核融合科学研究所 日本原子力研究開発機構

密接な協力関係

大学等

- ・学生教育、研究者育成
- ・小規模装置を用いた基礎研究
- ・モデリング・シミュレーション研究

産業界

- ・材料開発
- ・機器製造技術開発
- ・技術継承