

# 原型炉におけるダイバータ問題 の解決へ向けて

飛田 健次

日本原子力研究開発機構

# ダイバータ設計の難しさ

- 二面性（熱／粒子、物理／工学）
- それぞれの課題に未解決の問題が山積

	熱	粒子
物理	<p>熱源： <b>steady flux</b> ELM (type I, II, III, ...) thermal quench</p> <p>SOL： 熱流幅</p> <p>放射冷却： detach/semi-detach/attach</p>	<p>粒子種： D, T, He, Z</p> <p>粒子輸送： ↑</p> <p>圧縮・排気： divertor 形状 排気速度（特に, He排気）</p>
工学	<p>熱流束： <b>許容熱流束</b></p> <p>信頼性： 薄肉配管 冷却管とアーマー接合 crack形成 欠陥による <math>\kappa</math>低下影響</p>	<p>損耗： <b>sputtering (D, T, He, Z)</b></p> <p>欠陥： イオン/中性子照射効果 (blister/バブル形成, 核変換) イオン/中性子照射相乗効果</p>

# OUTLINE

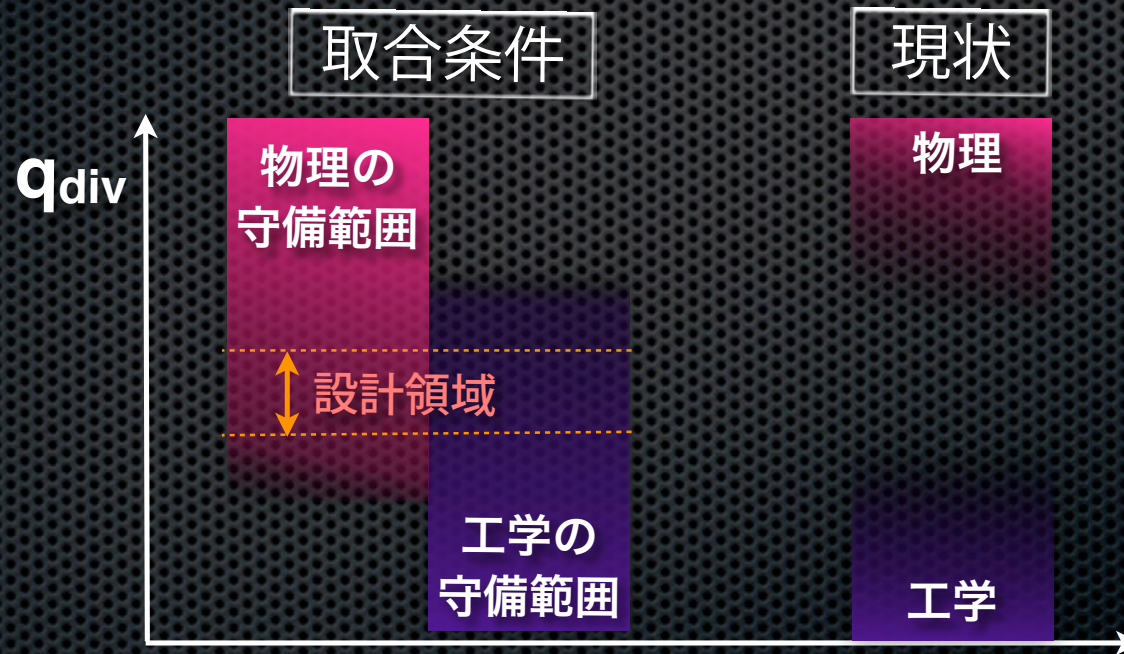
- ▶ ダイバータ工学設計の現状
- ▶ プラズマ設計の考え方
- ▶ ダイバータの代替概念案

# 1. ダイバータ工学設計の現状

# 炉設計から見たダイバータ問題

## ▶ 物理と工学の取合い

何MW/m<sup>2</sup>で取り合うか？



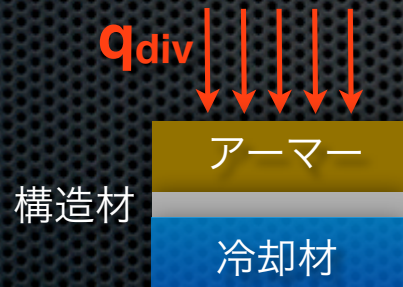
# ITERから原型炉へ

工学の限界から出発

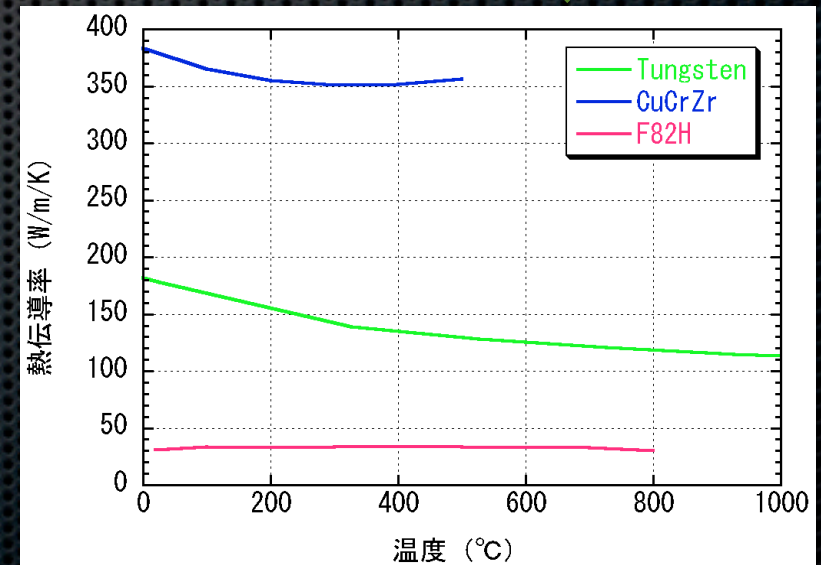
← 定量的議論が可能

	ITER	原型炉
構造材	銅合金	F82H 低放射化フェライト鋼
アーマー	W	W
冷却材	水 (100°C, 4 MPa, 10 m/s)	高温水
設計熱負荷	10 MW/m <sup>2</sup>	?

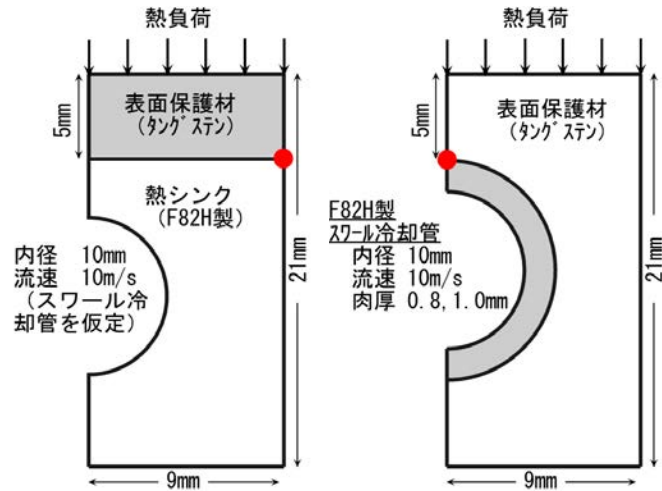
材料使用温度を満足する  $q_{div}$  は？



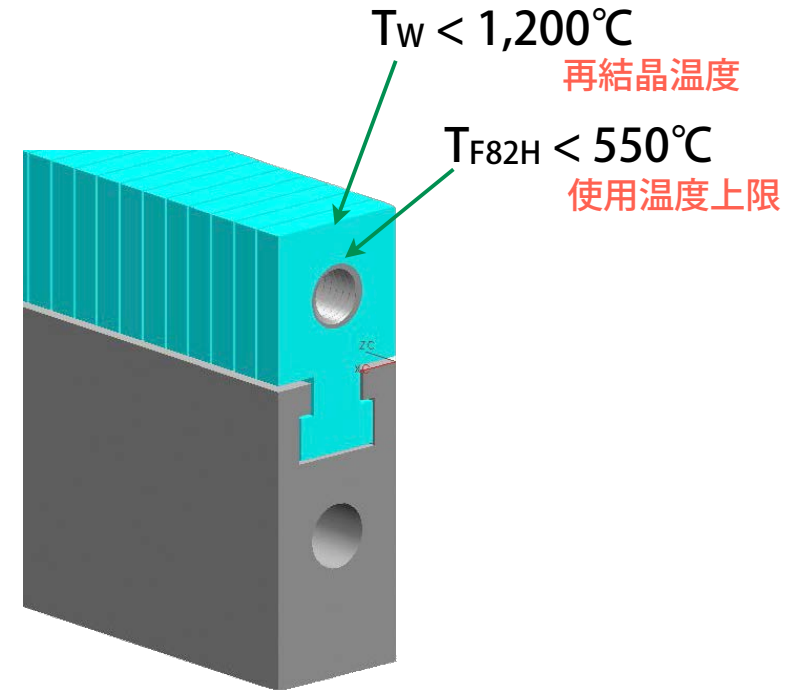
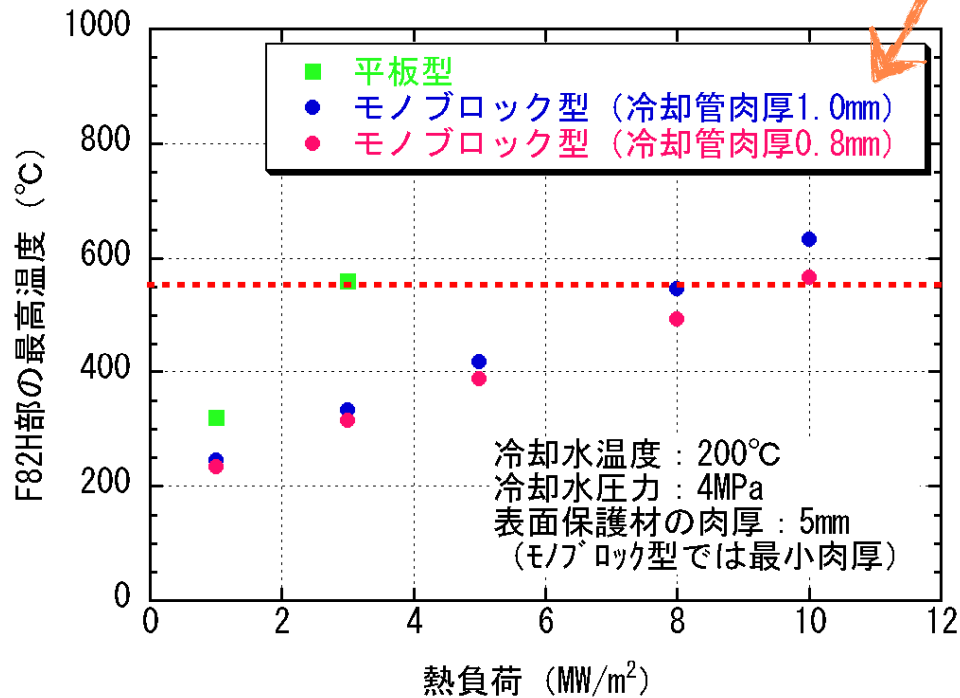
$$\Delta T = \frac{q_{div} t}{k}$$



# 原型炉SlimCSの設計例



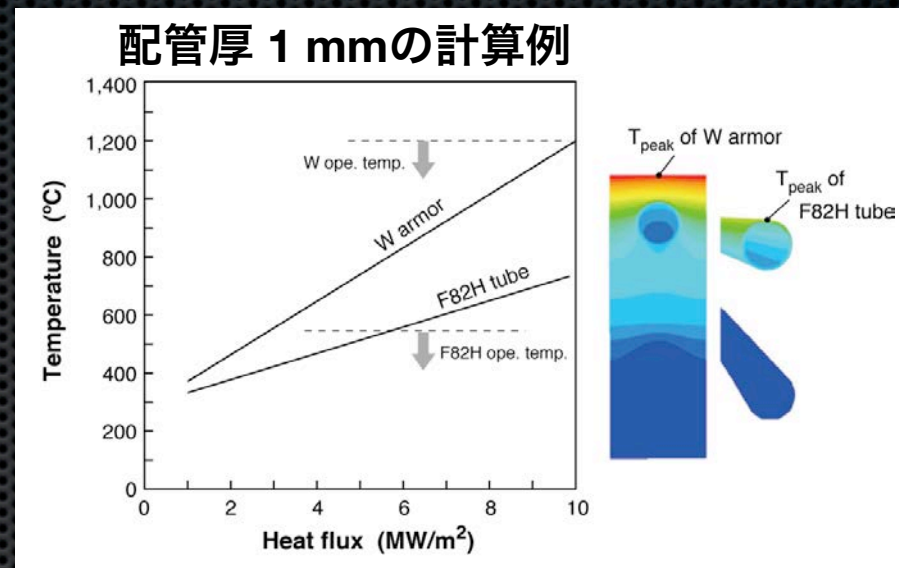
極限の設計



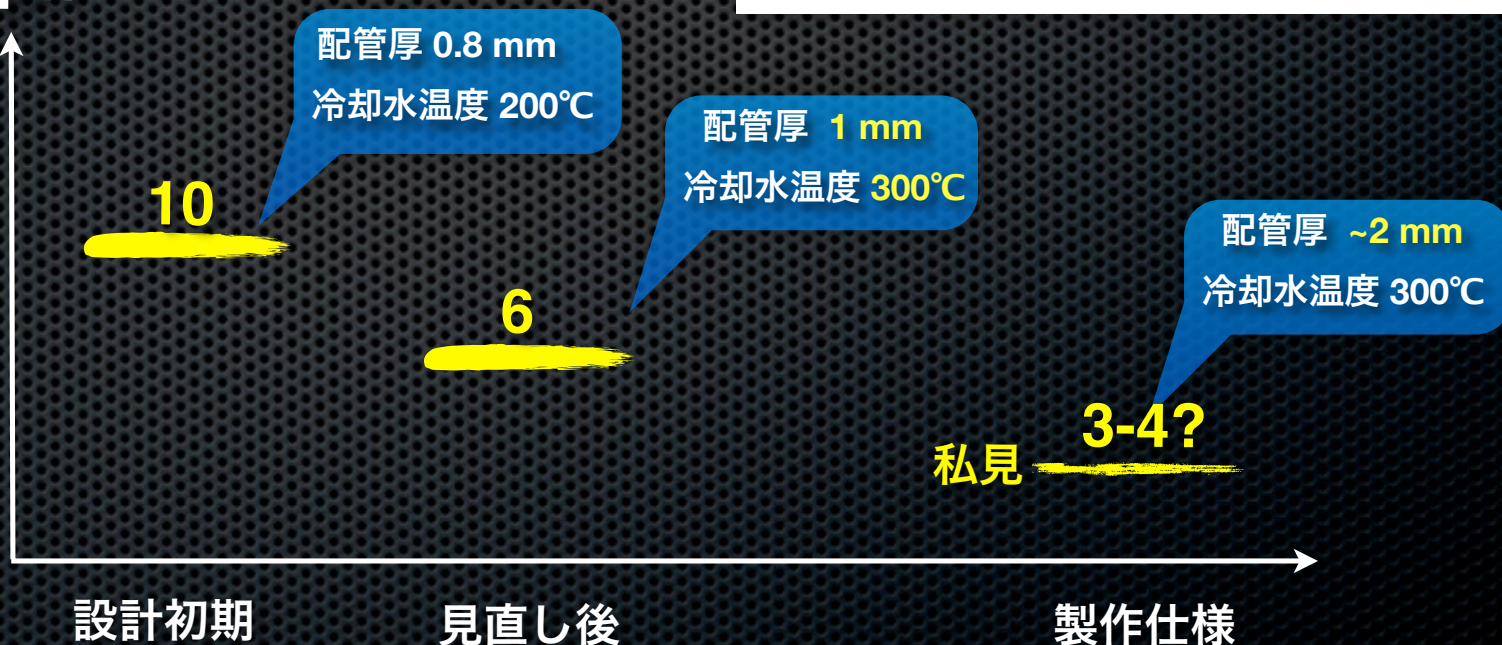
“Mono-block型”

# 設計 $q_{div}$ 目標値の変遷

$$T_{F82H} = \frac{q_{div} t_{F82H}}{K} + T_{coolant}$$



設計 $q_{div}$





# Mono-blockダイバータの問題点

## (1) W-F82Hの温度ギャップ

	使用温度
W	700 – 1,200°C 照射脆化 再結晶
F82H	290 – 550°C 冷却水条件 クリープ

ギャップをつなぐ方法？

## (2) W-F82Hの接合技術

熱伸び

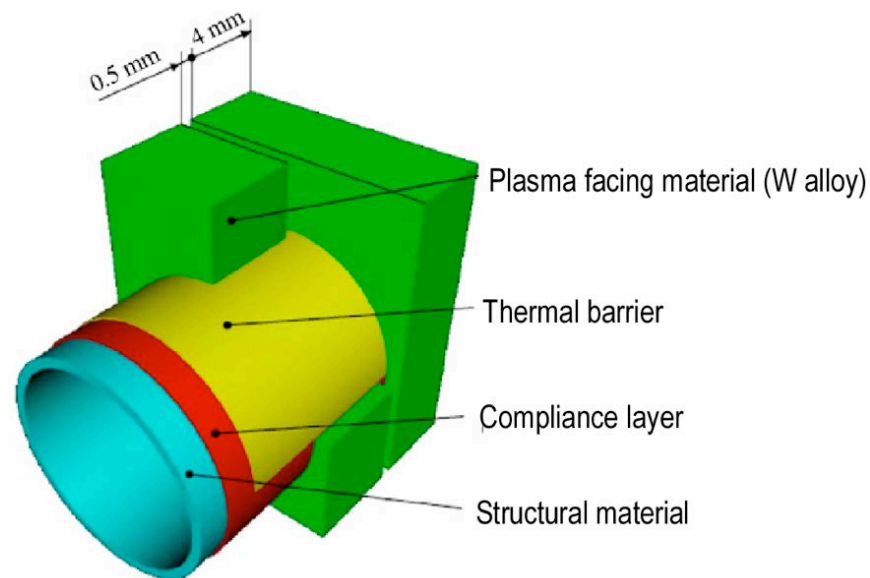
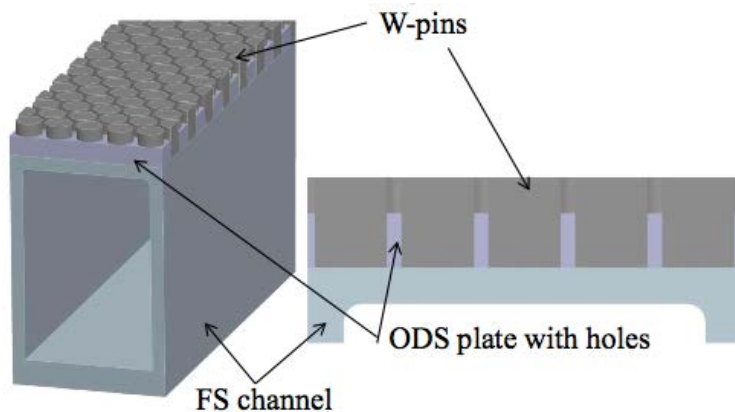
W ~ 6 ppm/K

F82H ~ 11 ppm/K

## UCSDの案

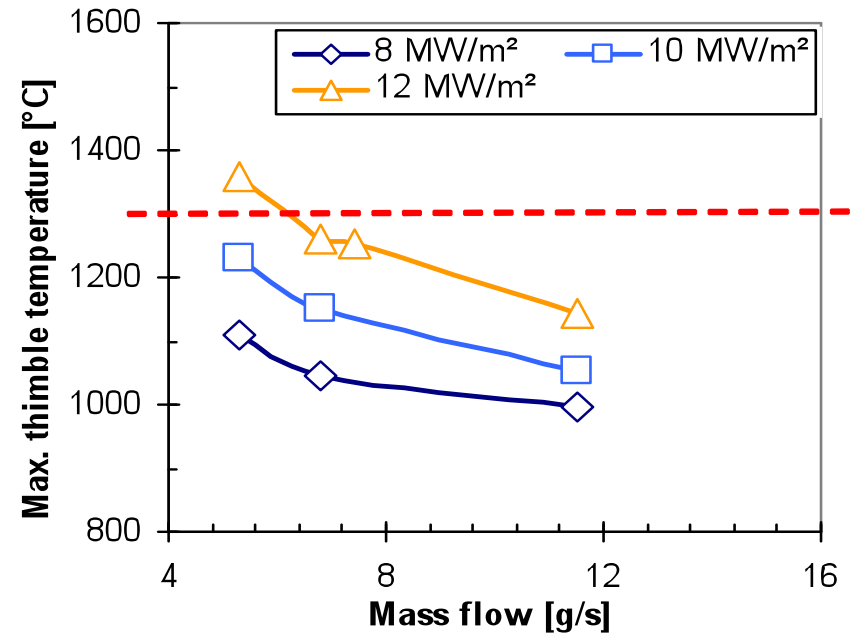
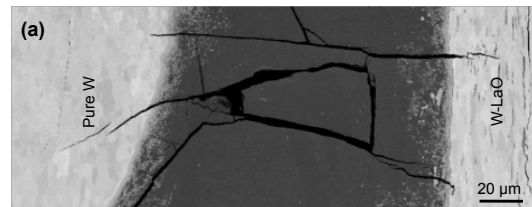
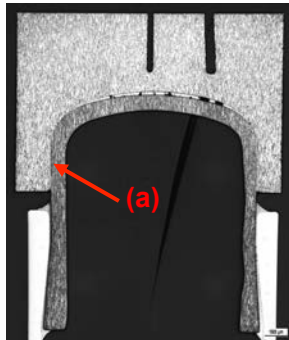
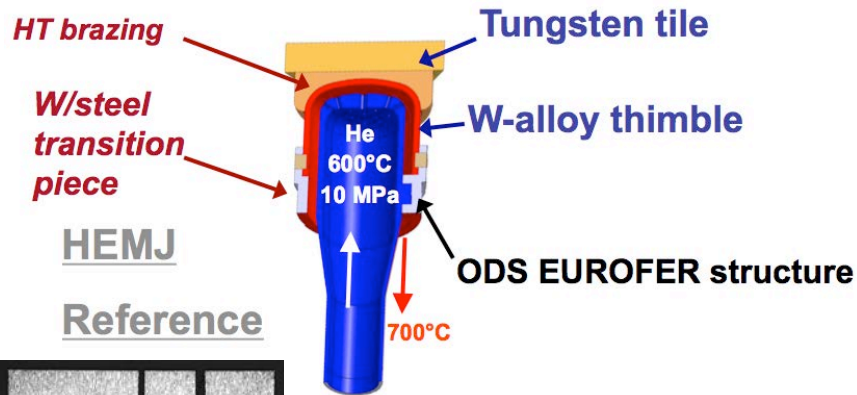
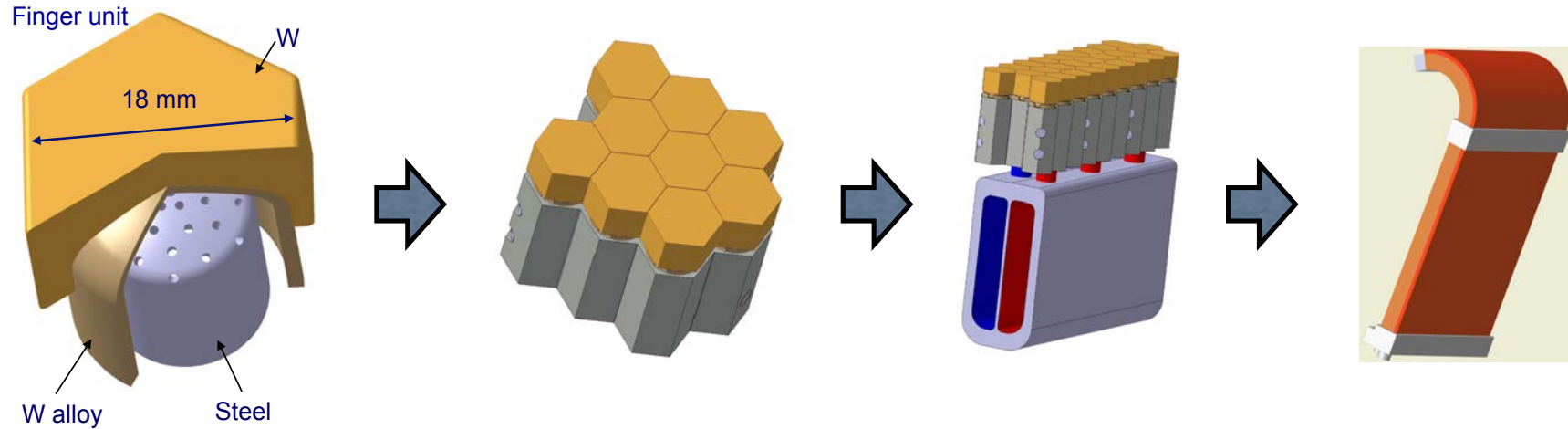
ODS鋼(~700°C) でつなぐ

※ODS = 酸化物分散強化型  
加工性に難.



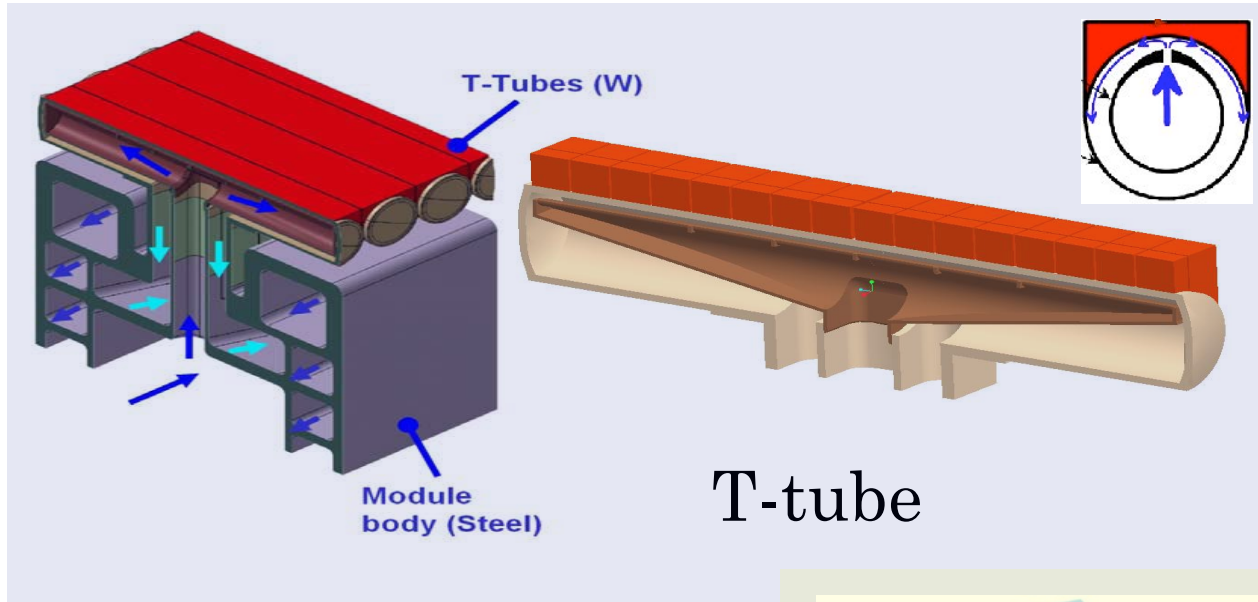
# EUのダイバータ概念

## Finger Type (Heガス冷却)

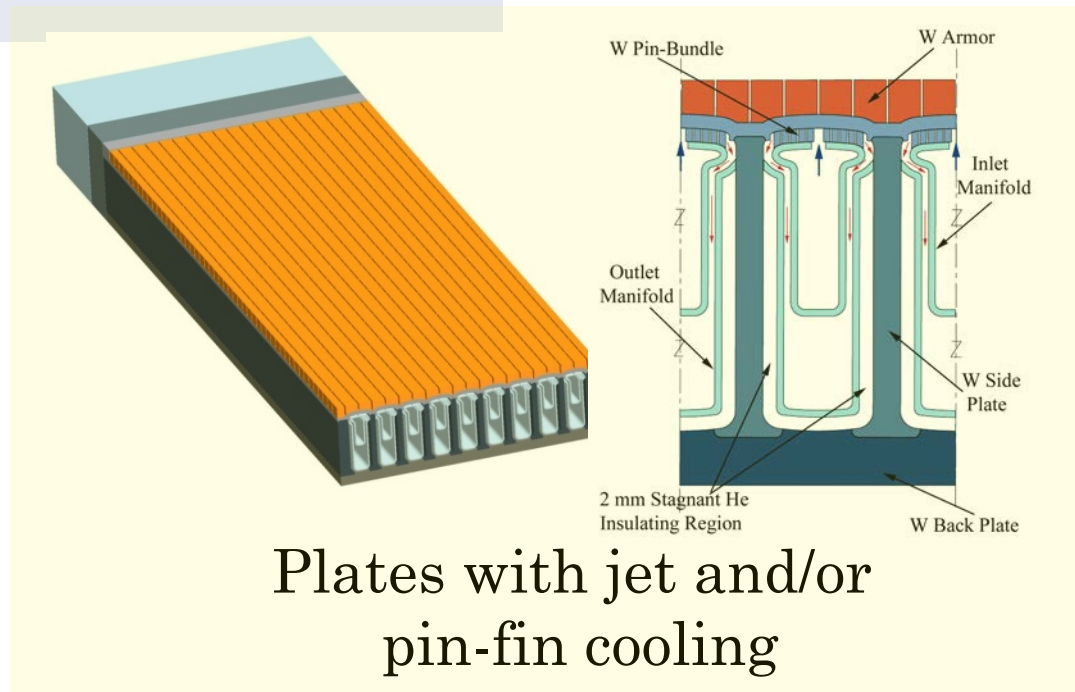


# USのダイバータ概念

## T-tube / Plate (Heガス冷却)

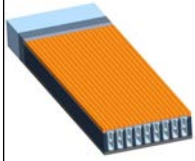


T-tube



Plates with jet and/or  
pin-fin cooling

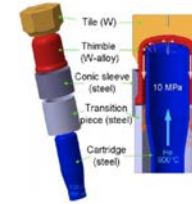
# Heガス冷却に要するポンプ動力



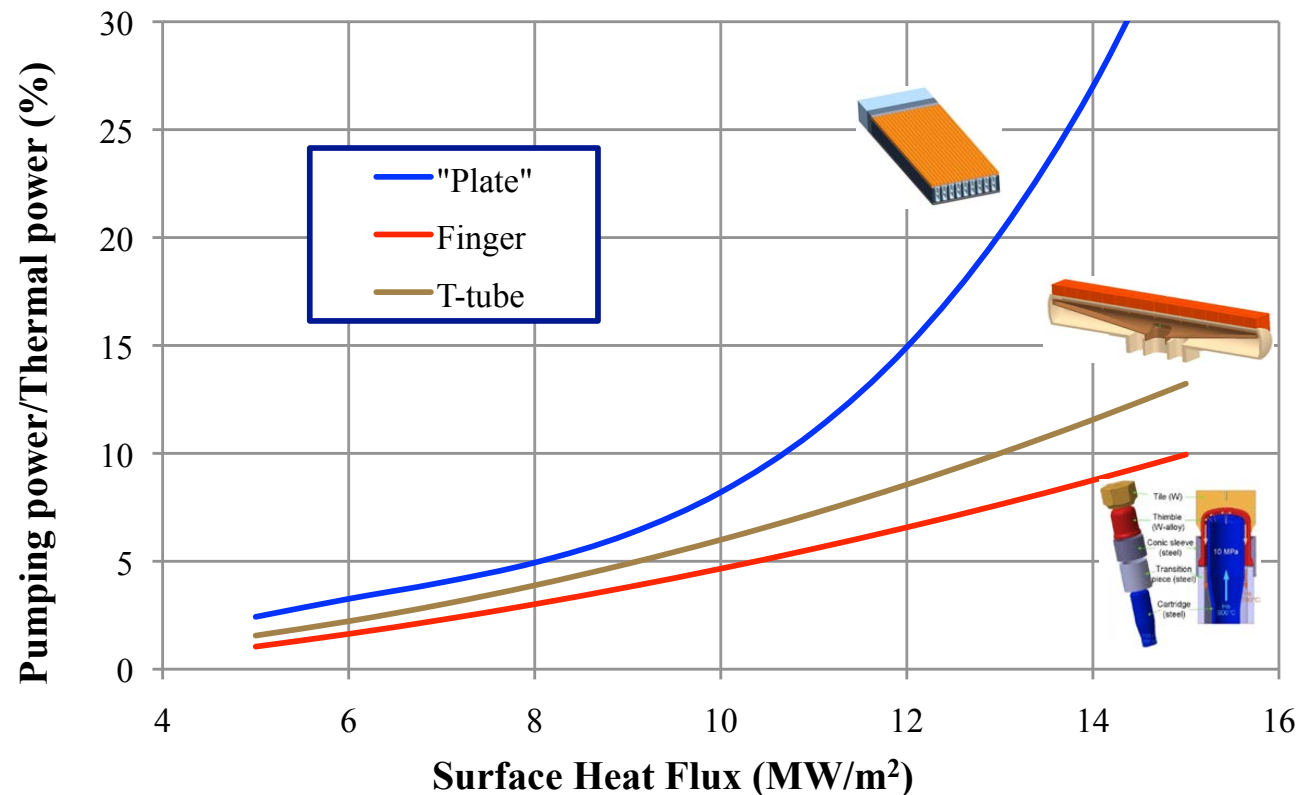
- **Plate:** 20 cm x 100 cm
- Impinging slot-jet cooling (with pin fins)
- ~750 units for a full power plant



- **T-Tube:** ~1.5 cm diameter x 10 cm long
- Impinging slot-jet cooling
- ~110,000 units for a full power plant



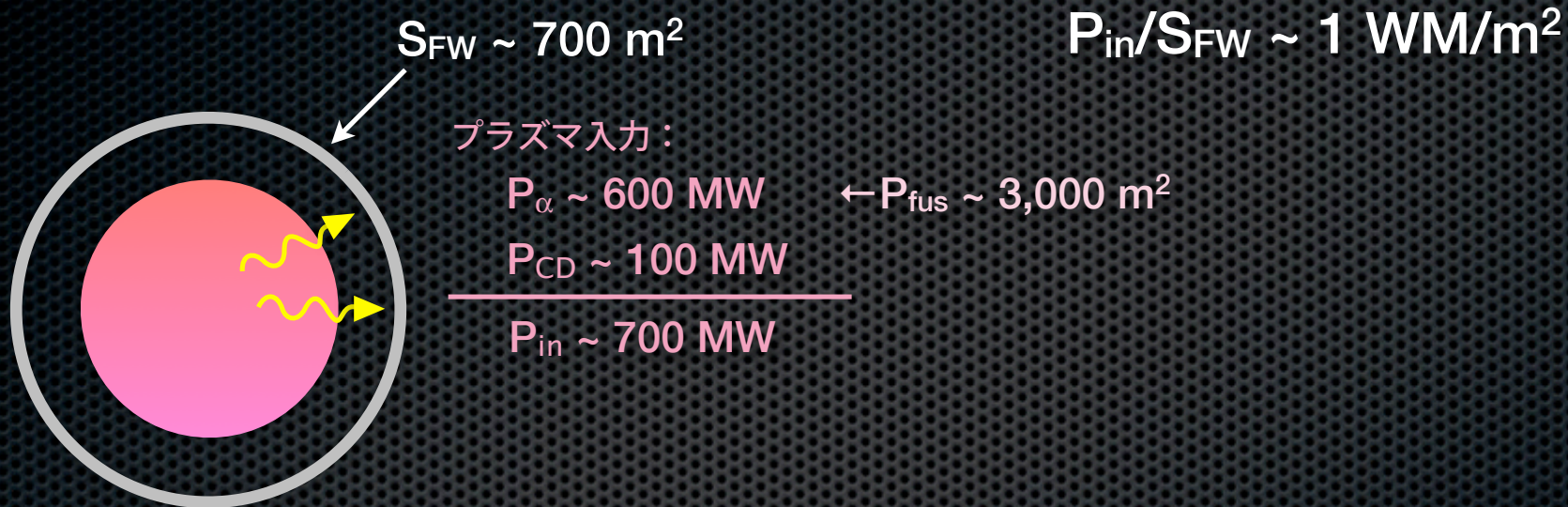
- **EU finger:** 2.6 cm diameter
- Impinging multi-jet cooling
- ~535,000 units for a full power plant



## 2. プラズマ設計の考え方

# ダイバータに、なぜ厳しい条件を課すのか？

- すべての熱をメイン領域で放射したら？



- $P_{in} \approx P_{rad}$  が成り立つ条件

$$W \left( = \frac{3}{2} \int p dV \right) = (P_{in} - P_{rad}) \tau_E \quad \rightarrow \quad \tau_E \approx \infty$$

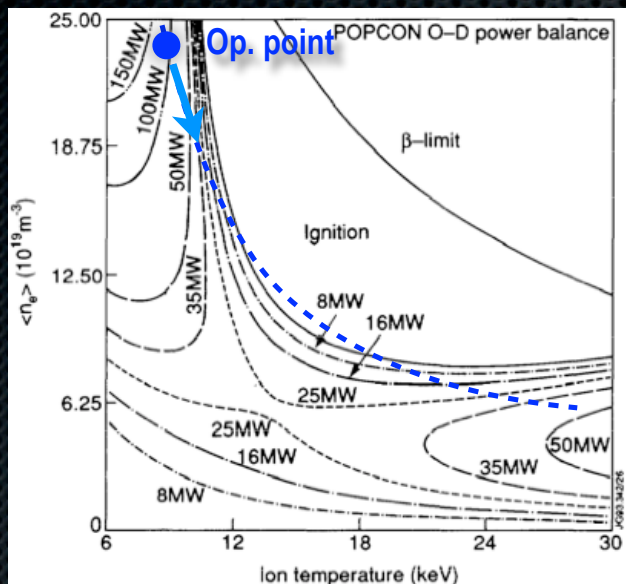
## **FFHR2m2 (Super Dense Core)**

超高密度  $n_e(0) \sim 8 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$  とし、 $\sim 85\%$  をメインで放射

# しかし、高密度運転は避けたい

## ● 熱的不安定領域

運転点からずれると出力上昇



燃焼持続のために必要な加熱パワー

## ● Alfvén Eigenmode 不安定性

高密度の場合、 $v_\alpha \gg v_A$

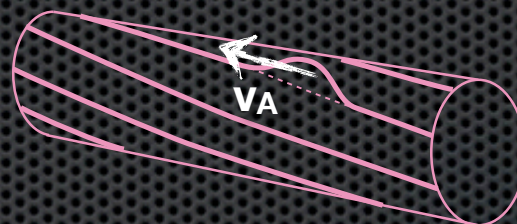
$\alpha$  粒子によるAE不安定性



高速イオンの異常損失

$$v_r \sim \frac{\langle v_{||} \tilde{B}_r \rangle}{B}$$

磁力線に沿って伝播する  
磁気流体波の速度  $v_A \propto \frac{B}{\sqrt{n_i}}$



## ● 電流駆動パワーの増大

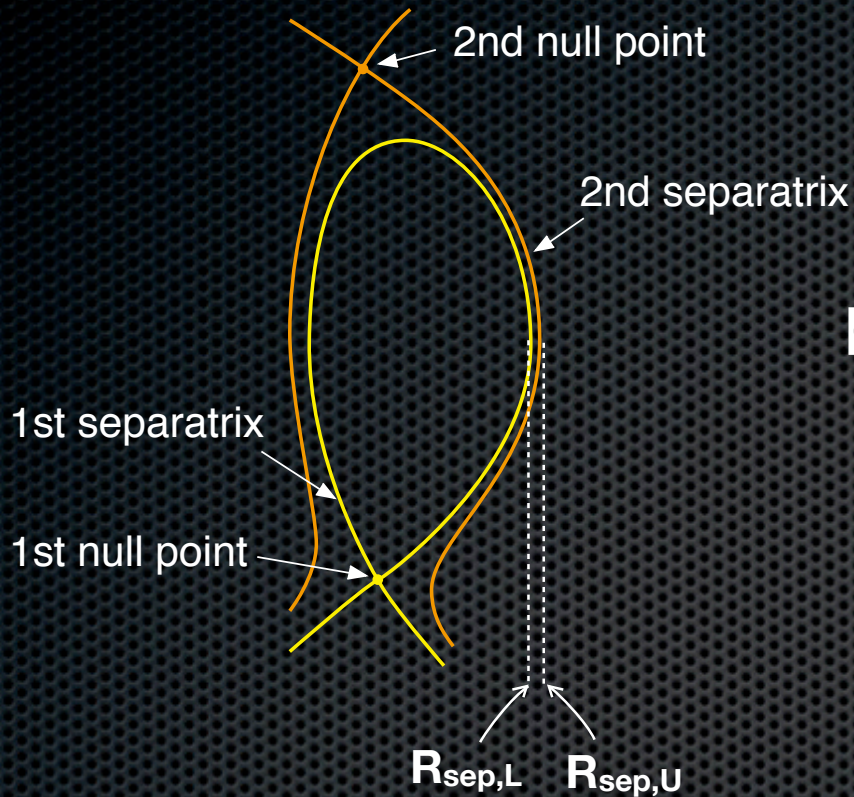
$$\text{NBCD: } I_{CD} \propto \frac{T_e}{n_e} P_{NBI}$$

$$\text{ECCD: } I_{CD} \propto \frac{\sqrt{T_e}}{n_e} P_{EC}$$

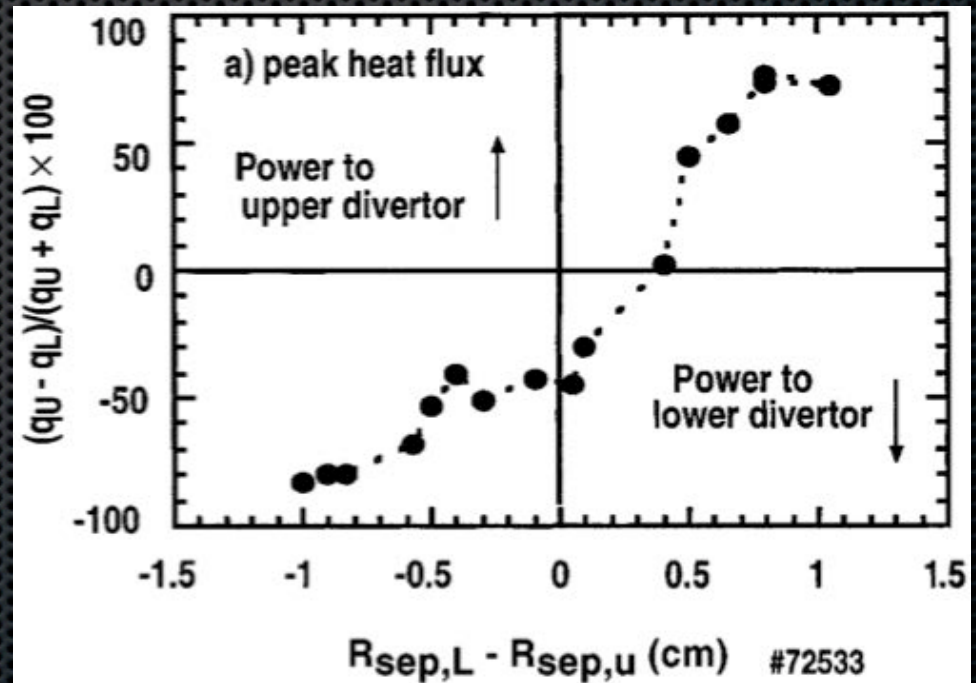
低温・高密度運転は不利

トカマク炉では解はない

# Double nullにして熱負荷を上下に分散できるか？



【DIII-Dの実験例】  $a_p \sim 65$  cm



Lasnier et al, NF 38 (1998) 1225.

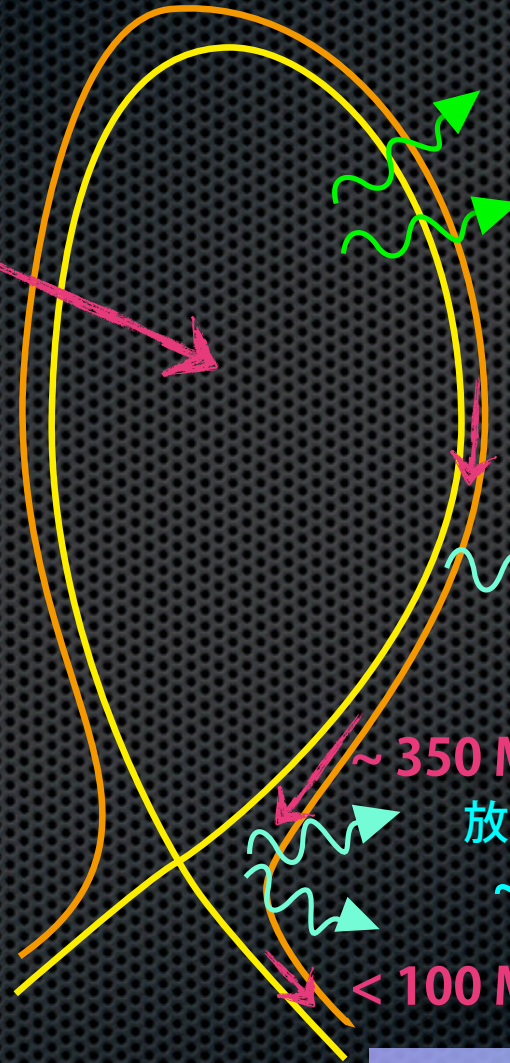
上下等分配のためには、 $\sim 1$ mmの精度

➡ 困難



# プラズマ側での熱処理の考え方

$\alpha$ 加熱 ~600 MW  
電流駆動入力 ~100 MW  
~ 700 MW



制動放射 Brems.  $\propto n^2 \sqrt{T}$

シンクロトロン放射  $\propto nT$

不純物線放射  $\propto n_Z$

~ 150 MW

周辺放射  
~ 200 MW

放射冷却  
~ 250 MW

< 100 MW

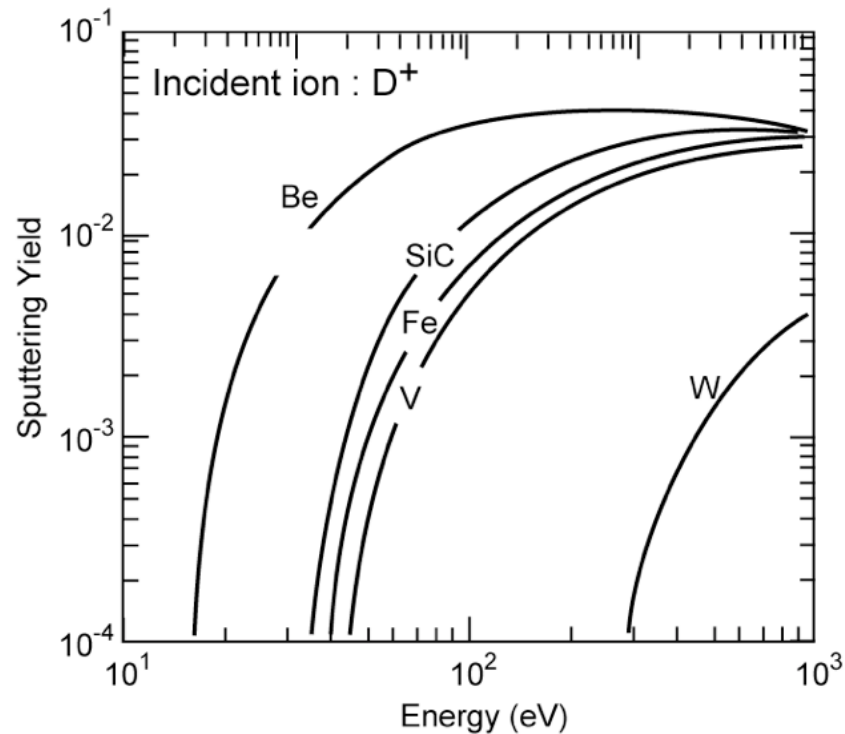
$q_{\text{div}} < 6 \text{ MW/m}^2$   
 $T_e = \text{数 eV}$

- ダイバータ板傾斜
- 粒子増倍 → “detachment”

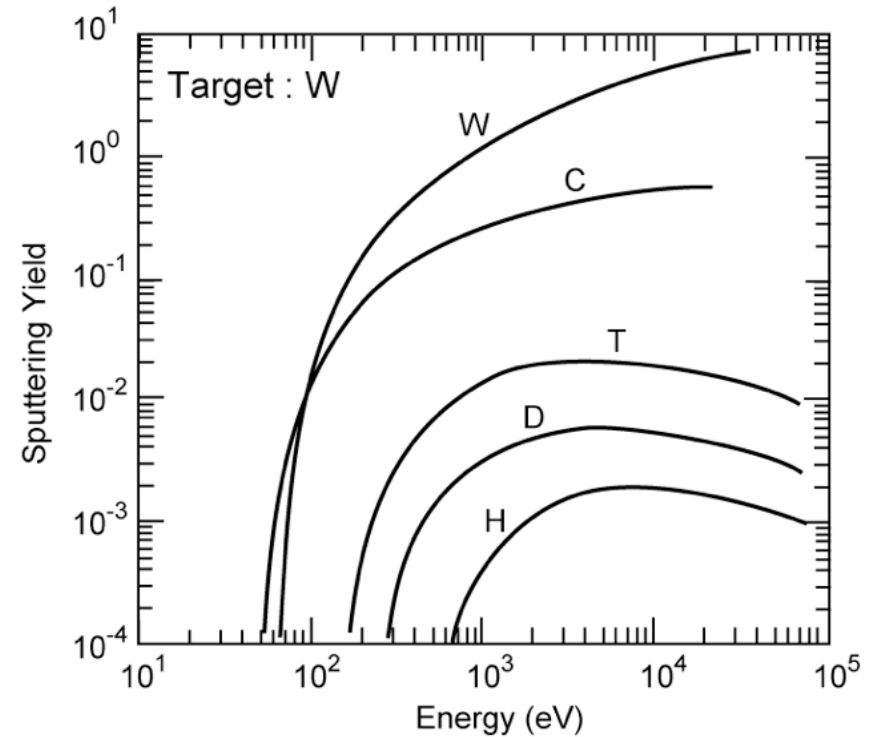
# スパッタリングの抑制

$$\begin{aligned} \text{閾エネルギー } E_{th} &> \phi_{sheath} + E_{ion} \sim 8T_{div} \\ &\sim 3T_{div} \quad \sim 5T_{div} \end{aligned}$$

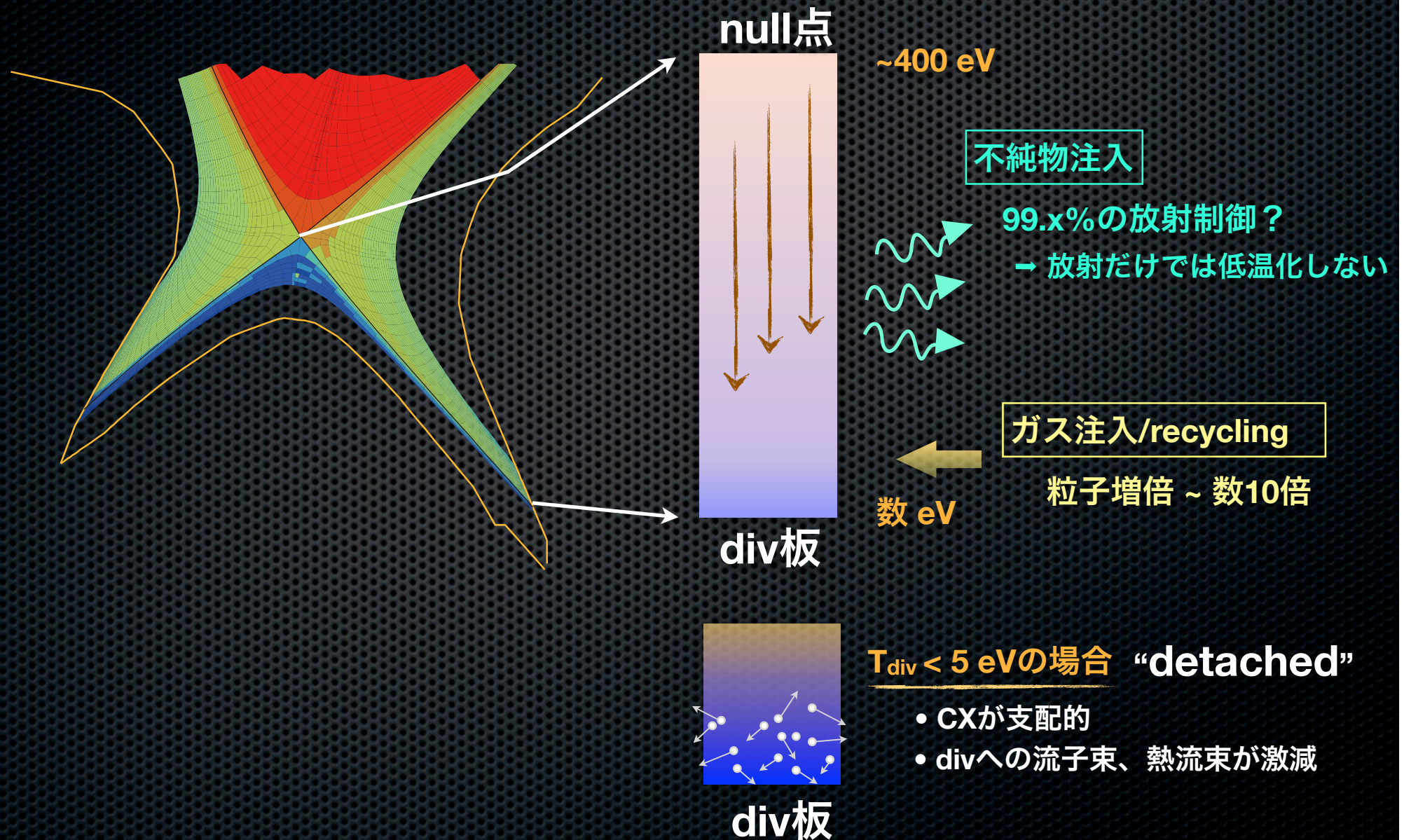
対向材料はW



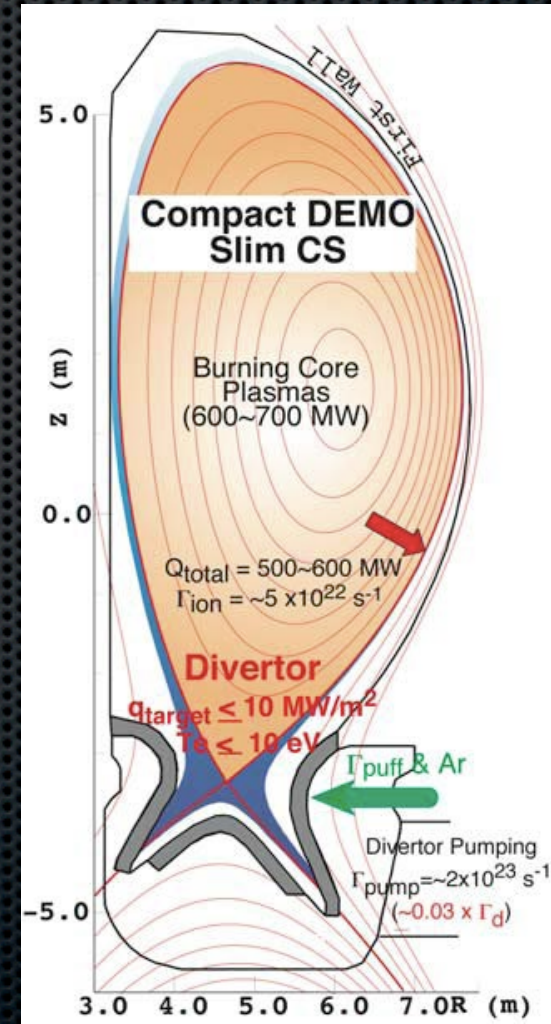
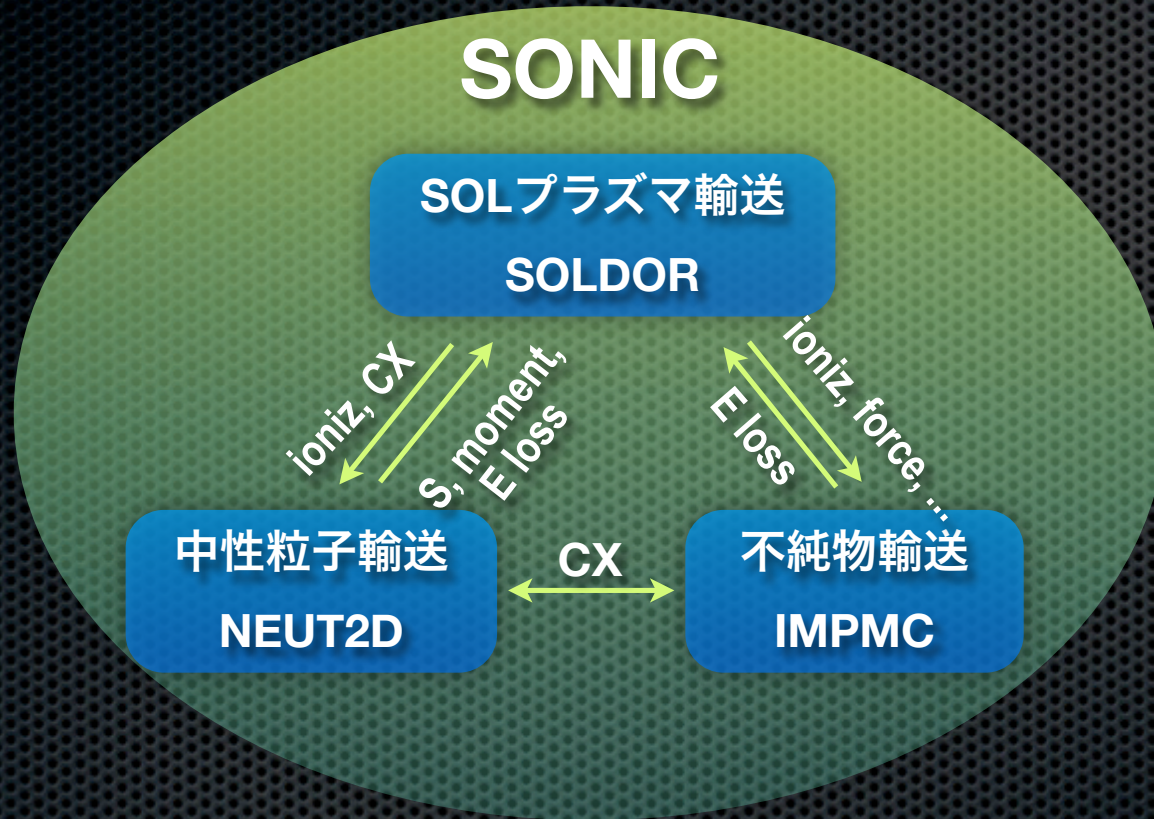
self-sputteringを考慮して T<sub>div</sub> < 10 eV



# $T_{div}$ 低温化の考え方



# 既存概念の展望をシミュレーションで検討



# Divertor simulation : 現状では、 $\sim 15 \text{ MW/m}^2$

$q_{\text{div}}^{\text{peak}}$

( $\text{MW/m}^2$ )

80

60

40

20

0

70

**Vertical divertor**

puff:  $\text{D}_2 1 \times 10^{23} \text{ s}^{-1}$ , Ar 2%

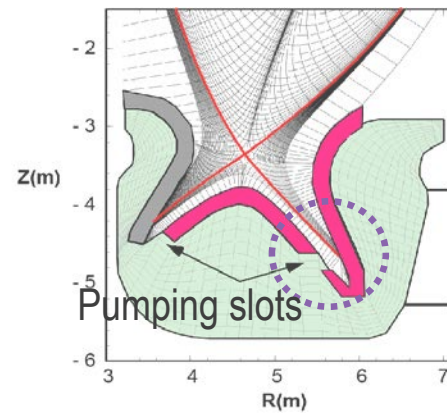
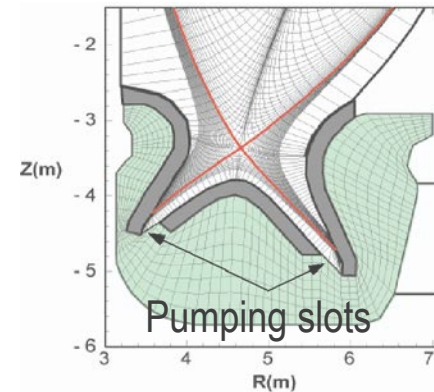
$\sim 15$

**V-shaped divertor**

puff: Ar  $0.35 \times 10^{21} \text{ s}^{-1}$  (mid)  
 $0.7 \times 10^{21} \text{ s}^{-1}$  (div)

V字コーナー

粒子増倍に効果大



### 3. ダイバータ代替概念案

# ダイバータ新概念の必要性

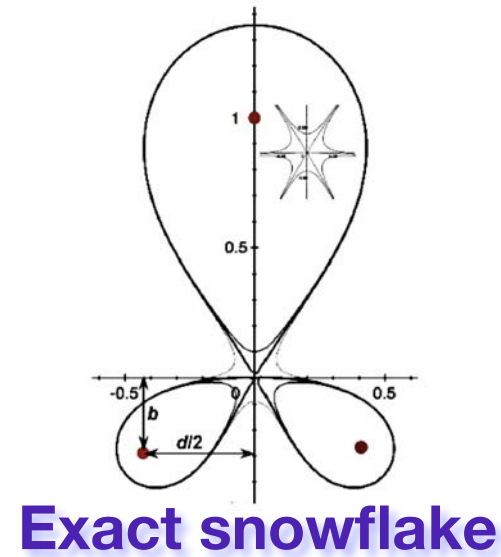
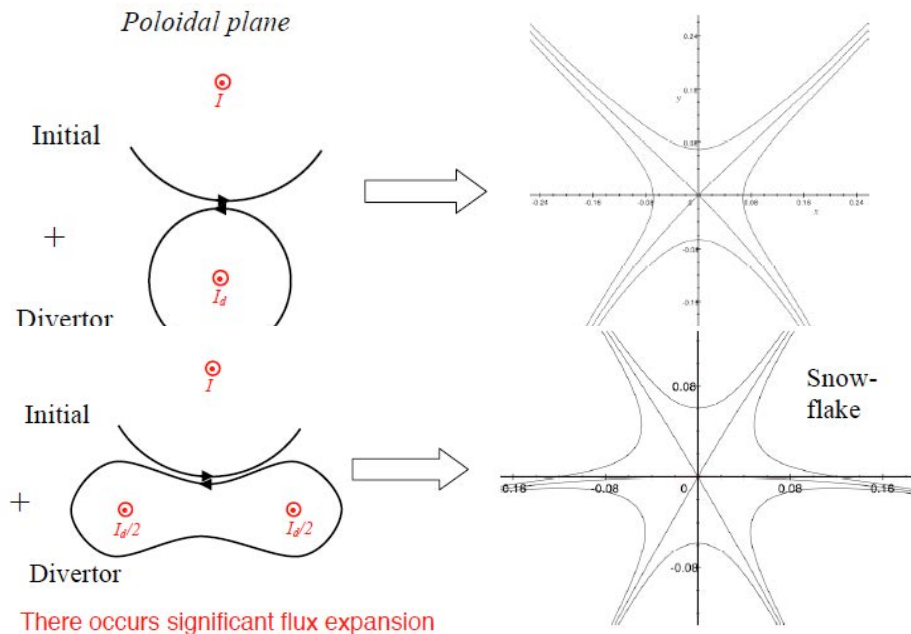
power handlingの難しさの指標

$$\frac{P_{\text{SOL}}}{R}$$

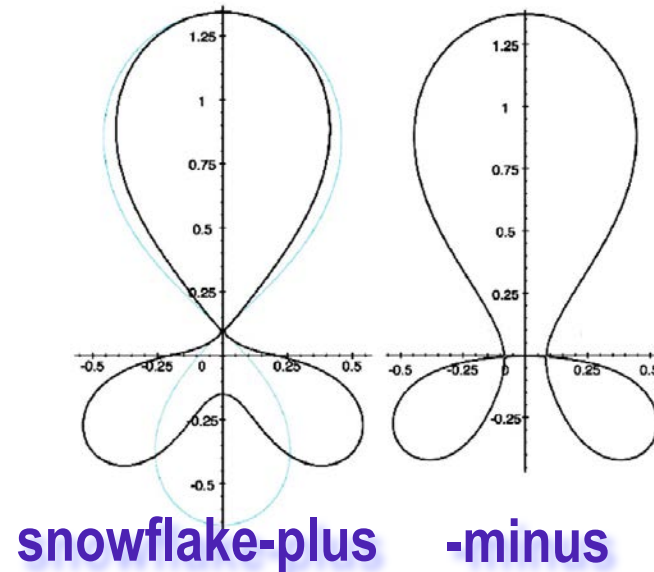
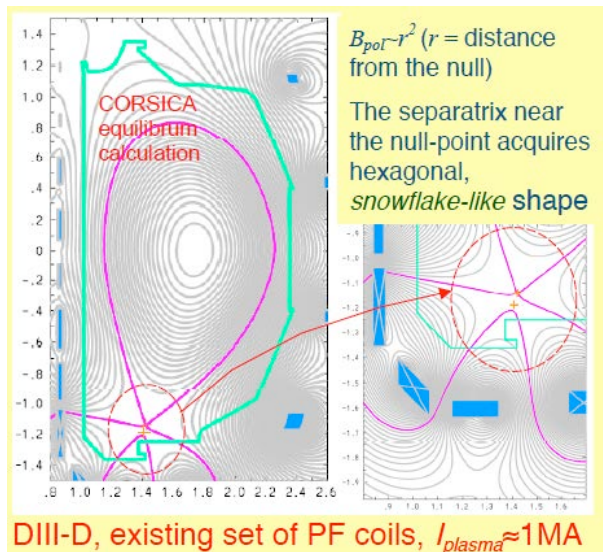
SOL入力 ←  
大半径 ←

	$P_{\text{SOL}}/R$	$P_{\text{SOL}}$	R
JT-60	~9	~30 MW	3.4 m
ITER	~16	~100 MW	6.2 m
原型炉	~90	~550 MW	~6 m

# Snowflake Divertor



Flux expansion --> 大





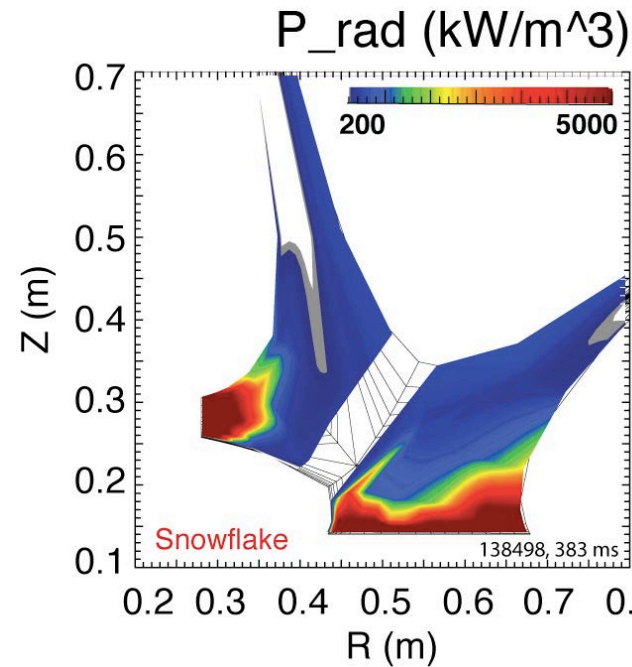
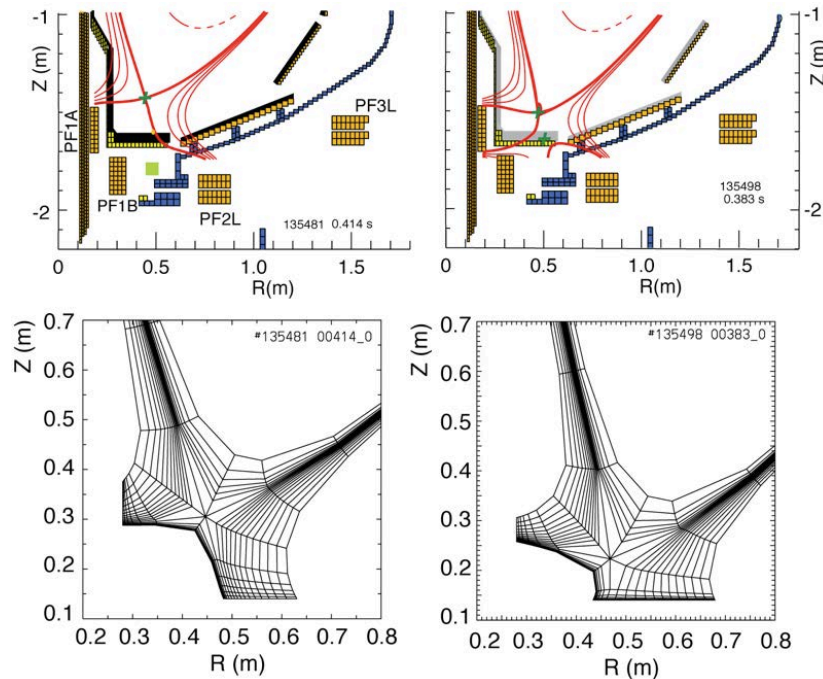
# Snowflake Divertor

## NSTX (Princeton)の例

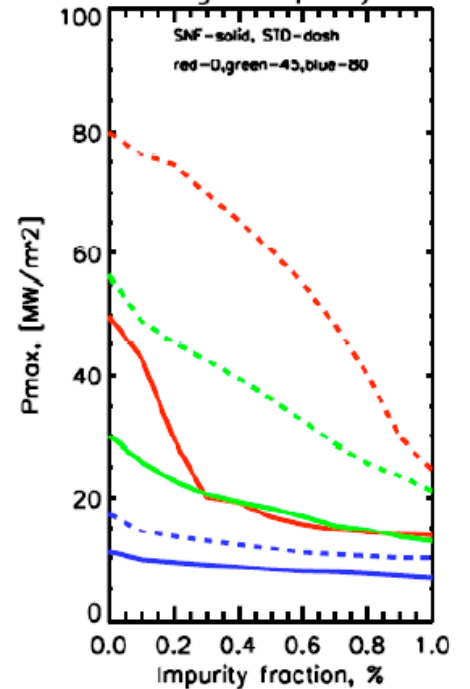
## 放射分布の計算例

### Standard

### Snowflake



点線: standard  
実線: snowflake  
Argon impurity

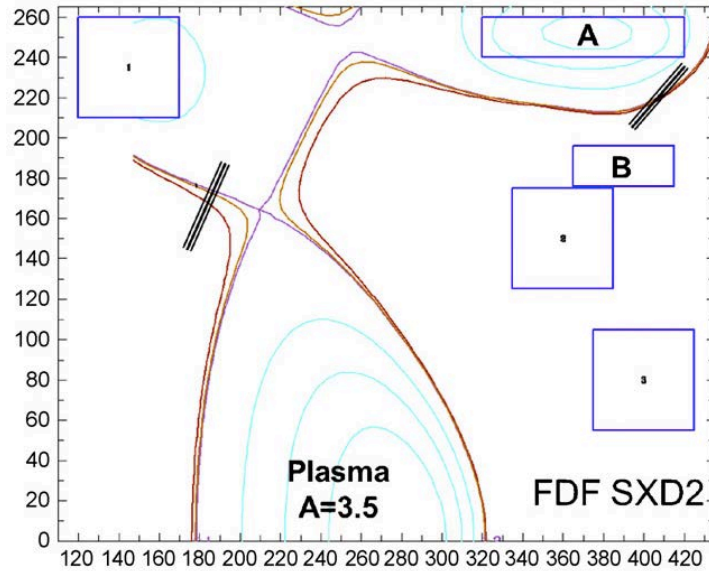


### 原型炉へ向けた課題

- PFコイルを遠ざけて、Snowflakeになるか？
- He排気の低下 (flux expansionとの両立性)  
同様に、真空排気特性？

熱負荷低減は1/2~1/3

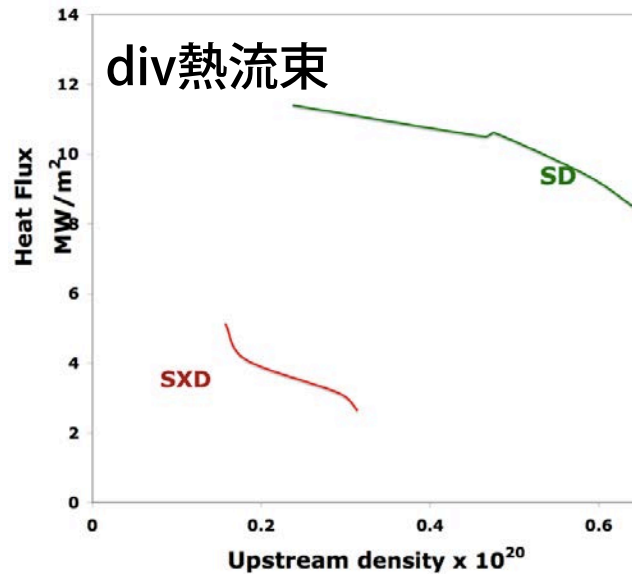
# Super X Divertor (SXD)



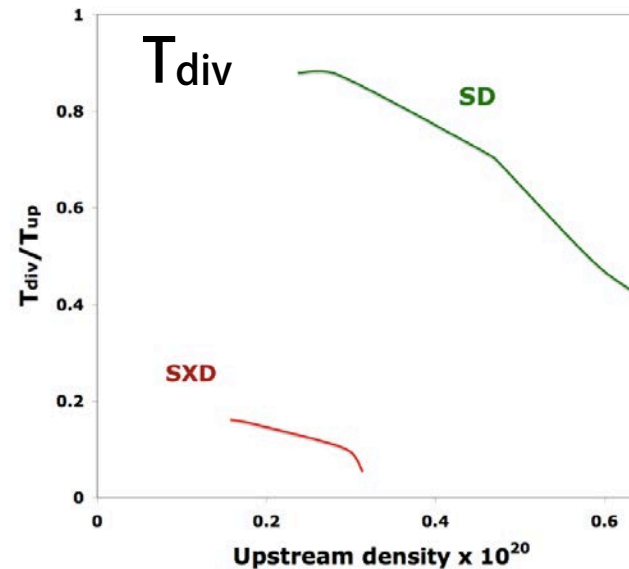
null点を片側に2つ持つ磁場配位

ダイバータ板の設置  $\sim 2R$   
(受熱面積 2倍)

熱負荷低減は1/2~1/3



$T_{\text{div}}$ は著しい減少  $\leftarrow Q_{\parallel}$ 依存性



# Super X Divertor (SXD)

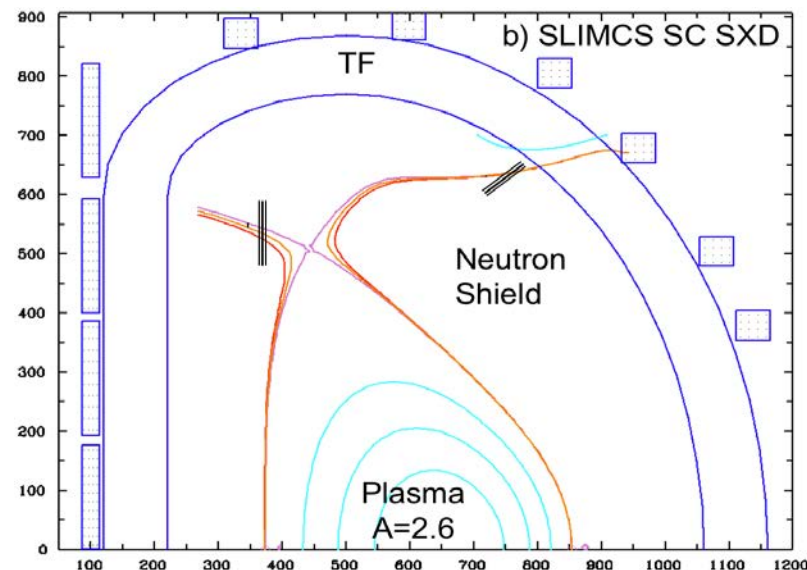
## SXDの特長

- Inner divertorへの影響がない
- Cross field transport  
→ SXDの熱流束低減性能向上
- 炉心から遠く、中性粒子圧力が高い  
→ He灰の排気にメリット

## 原型炉へ向けた課題

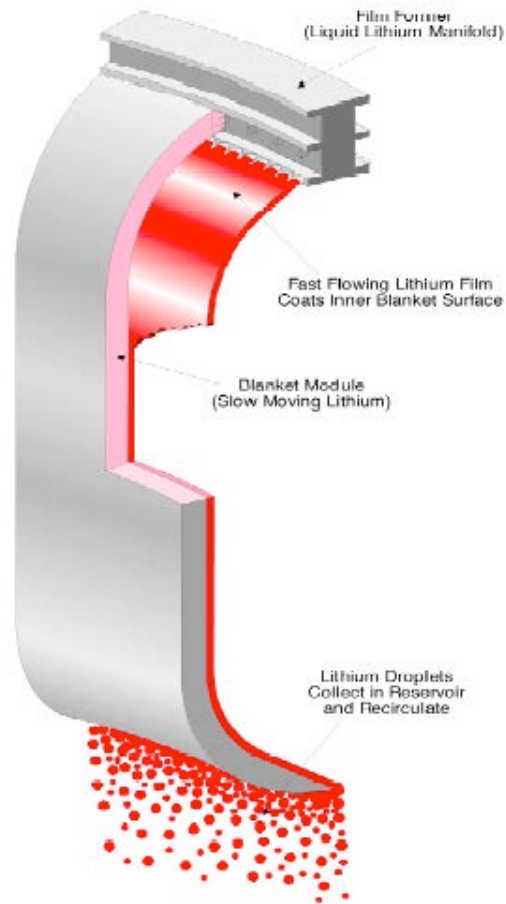
- 中性子遮蔽
- 長いダイバータ室。 製作可能か？

## SlimCSへの適用例

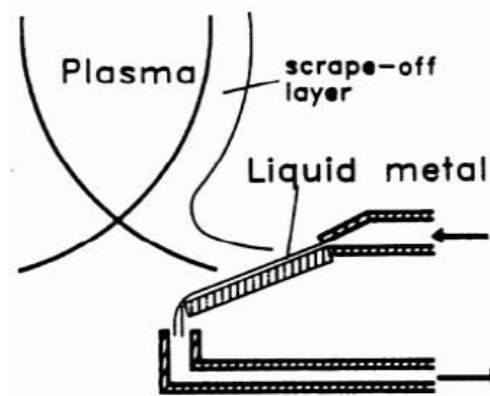


# 液体ダイバータ概念

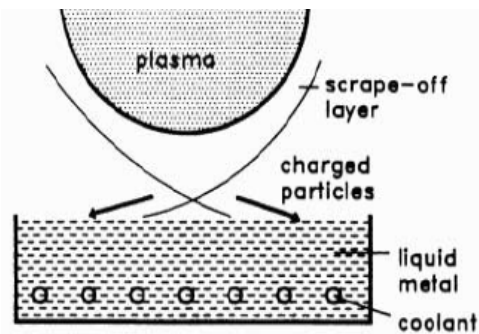
Convective Liquid layer Design



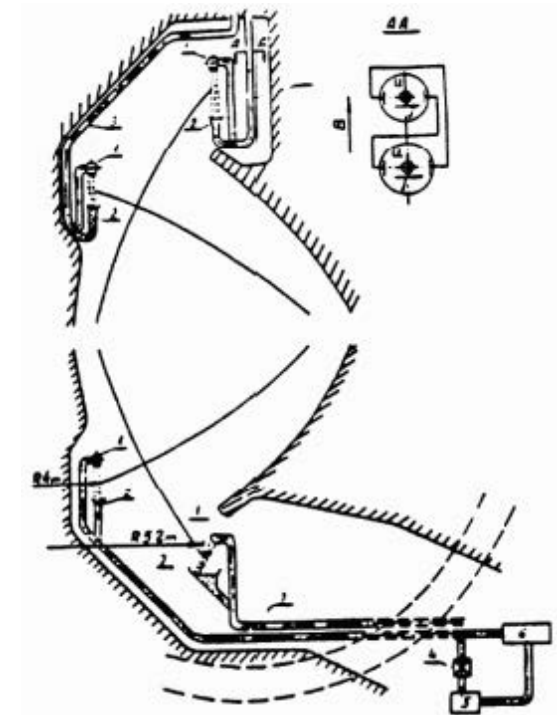
Li 液膜流



液膜流



プール型



カーテン式

# 液体ダイバータの将来性？

## Pros:

- 損耗がない！

## Cons:

- 液体表面は高温 --> 蒸気圧が心配
- 大量に流すと熱利用が困難
- 液体は何？ 金属は流れない（膨大なMHD圧損）

# まとめ

- ▶ ITERの熱負荷条件は10 MW/m<sup>2</sup>、原型炉では～数MW/m<sup>2</sup>
- ▶ ダイバータは原型炉実現へ向けてクリティカルな課題

物理：既存概念の限界追究、代替概念、計装制御の視点

工学：信頼性のある概念（歩留り、大量生産）、耐久性