

第15回 若手科学者によるプラズマ研究会  
原子力機構 那珂核融合研究所  
2012年3月14-16日

# 原型炉SlimCSの ダイバータプラズマシミュレーション

星野一生  
清水勝宏, 朝倉伸幸, 滝塚知典\*, 飛田健次

原子力機構, \*大阪大学



# 原型炉ダイバータにおける熱制御

原型炉設計において、運転シナリオ、ダイバータ設計、炉工学による膨大な熱の制御は、もっとも重要かつ困難な課題

## 原型炉概念 "SlimCS"

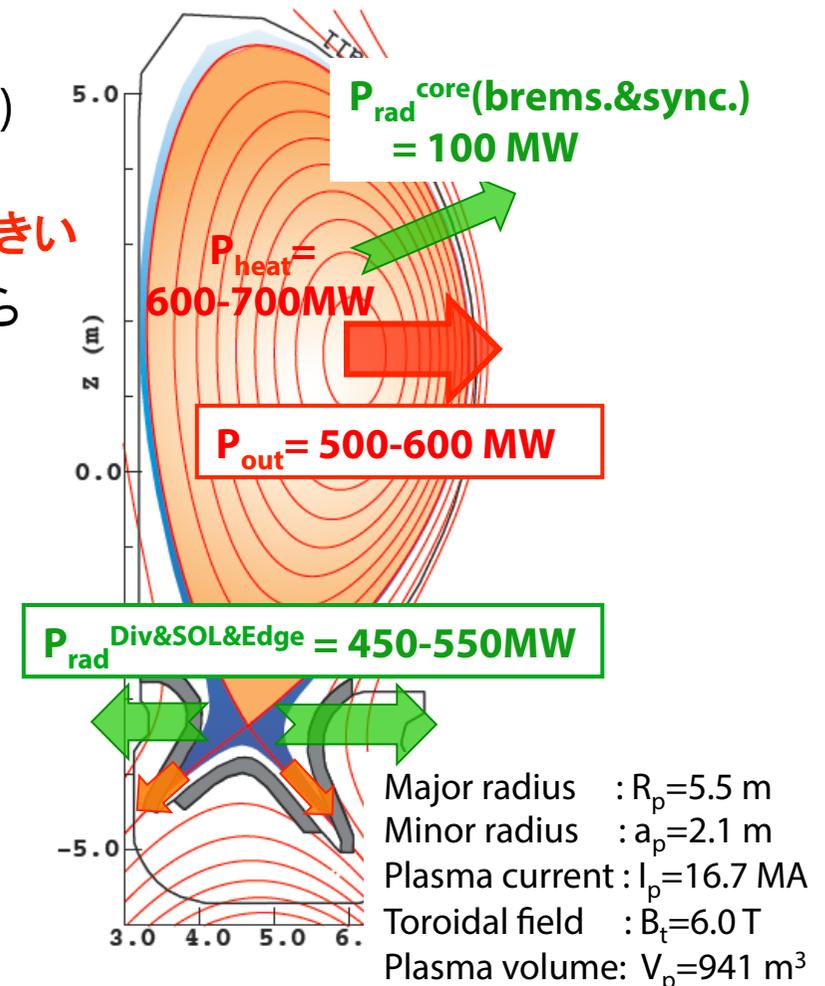
核融合出力  $P_{\text{fus}} \leq 3 \text{ GW}$  ( $P_{\text{heat}} = 600 \sim 700 \text{ MW}$ )

小型CSコイル CS ( $R = 5.5 \text{ m}$  and  $A = 2.6$ )

- ✓ コアからの熱の吐き出しは、ITERより**5-6倍大きい**
- ✓ 厳しい中性子照射環境による材料的制約からダイバータで**耐えられる熱負荷はITERより小さい** ( $< 10 \text{ MW/m}^2$ )

✓  $P_{\text{rad}}^{\text{Divertor/SOL/Edge}} \sim 500 \text{ MW}$  が必要

Power handle	SlimCS	ITER
$P_{\text{heat}} (\alpha + \text{external})$	650 MW	150 MW
$P_{\text{out}} = P_{\text{heat}} - P_{\text{rad}}^{\text{core}}$	<b>550 MW</b>	100 MW
$P_{\text{div}} (= P_{\text{out}} - P_{\text{rad}}^{\text{D/S/E}})$	<b>&lt; 50 MW</b>	$\sim 50 \text{ MW}$
$\Rightarrow P_{\text{rad}}^{\text{Divertor/SOL/Edge}}$	<b><math>\sim 500 \text{ MW}</math></b>	$\sim 50 \text{ MW}$

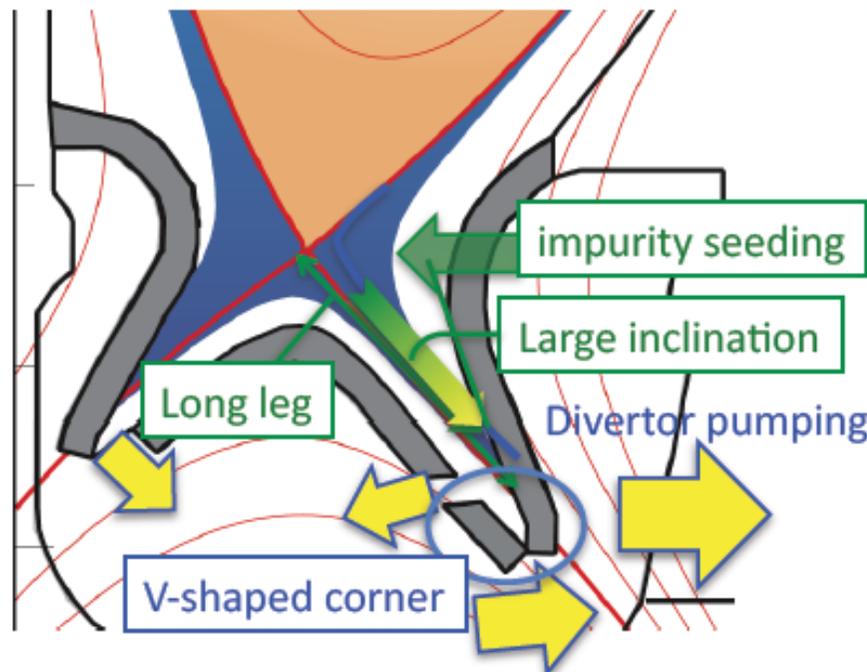


\*K. Tobita., Nucl. Fusion 47 (2007) 892., K. Tobita., Nucl. Fusion 49 (2009) 075029.

# SlimCSダイバータの基本コンセプト

現状は、ITERダイバータ（“非接触ダイバータ”， $T_e \sim$  a few 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) プライベートドームの設置⇒ ダイバータの重水素・ヘリウム圧力の増加
- (3) V型コーナーを設置⇒ 特にストライク点付近のリサイクリング増加
- (4) 不純部ガス入射 (Ne, N<sub>2</sub>, Ar, Kr, Xe): 比較的放射損失効率の高いArから開始  
ただし、ポロイダルコイルが遠いため外側ダイバータのflux expansion は小さい



geometry factors	SlimCS (2008)	ITER (2009)
leg length, $L_{sp}$ (in/out)	1.37m/1.83m	0.97m/1.14m
incl. angle, $\theta_{sp}$ (in/out)	21°/18°	38°/25°
Dome top below Xp	~0.5m	~0.55m*
V-shaped corner	out **	in & out
Flux expansion (in)/(out)	7/3	7/6
Wet area for $\lambda_q^{mid} =$ 5mm (in/out)	2.2/1.9m <sup>2</sup>	1.4/1.9m <sup>2</sup>

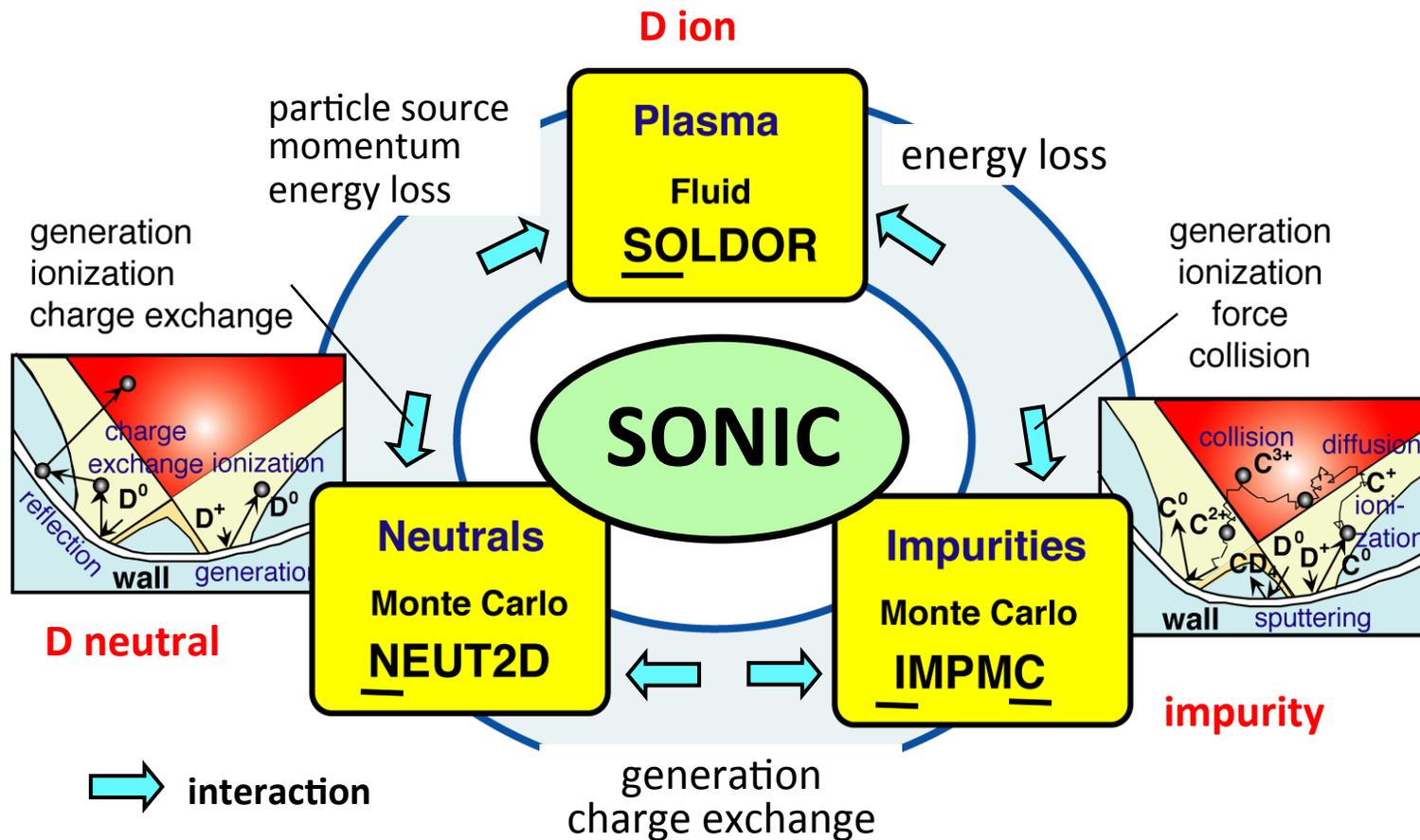
\* 2009年出された新ドーム形状

\*\* 現状の計算で内側はすでに非接触のため

# 統合ダイバータコードSONICによるダイバータシミュレーション

ダイバータプラズマは、プラズマ、中性粒子、不純物、壁との相互作用があり、複雑な非線形現象であるため、理論的な予測が難しい

ダイバータコードによる総合的シミュレーションが必須



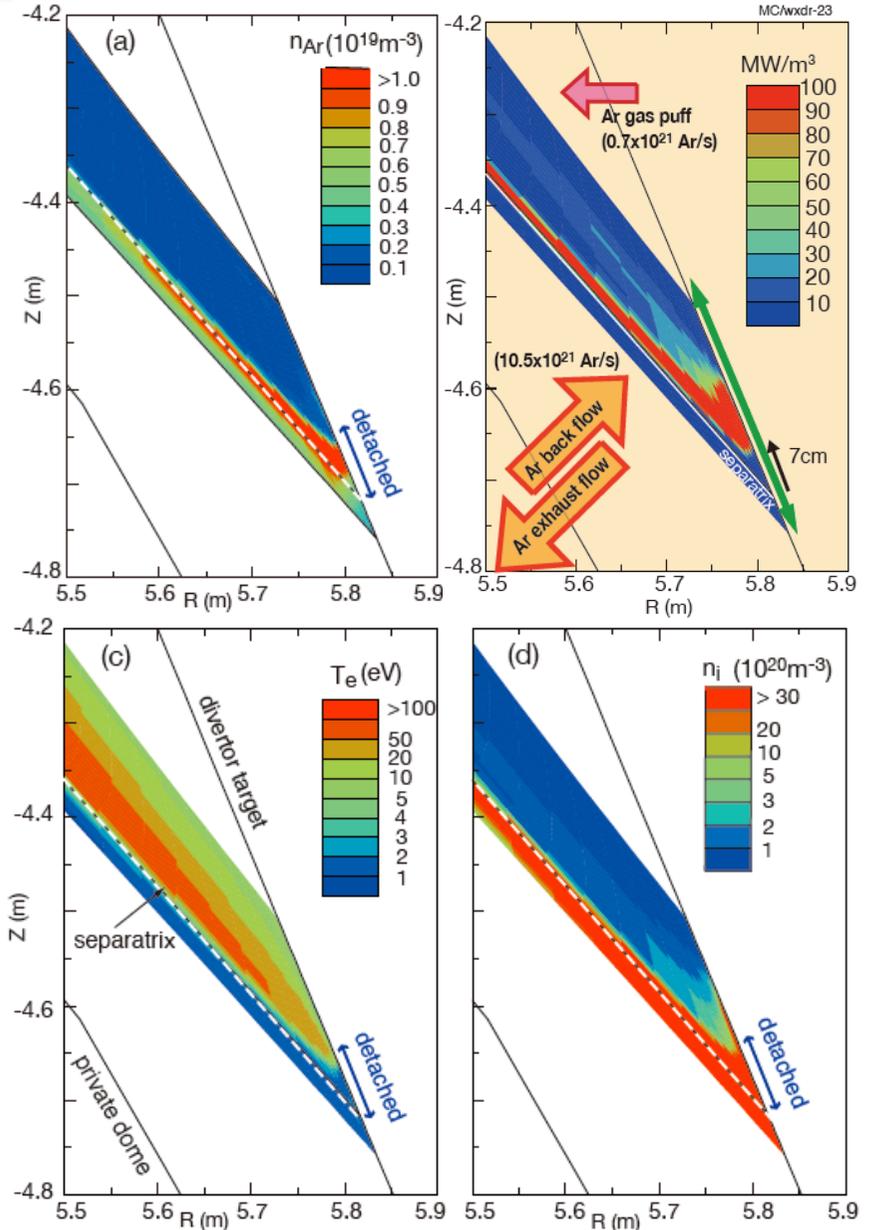
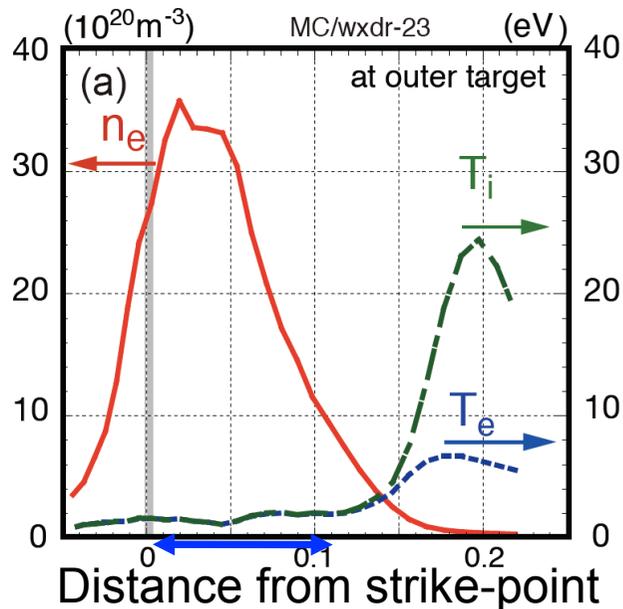
# 不純物ガスを用いたダイバータ熱負荷低減

不純物ガス (Ar) をダイバータへパフし、線放射によりプラズマエネルギーを分散

セパトリクスに沿った強い放射損失により、電子・イオン温度が低下

## 非接触ダイバータプラズマの形成

Detachment ( $Low T_e \sim T_i \leq 2 \text{ eV}$ ) appears at the outer target  $\leq 10 \text{ cm}$



# ダイバータ熱負荷の評価

## ダイバータ熱負荷の評価

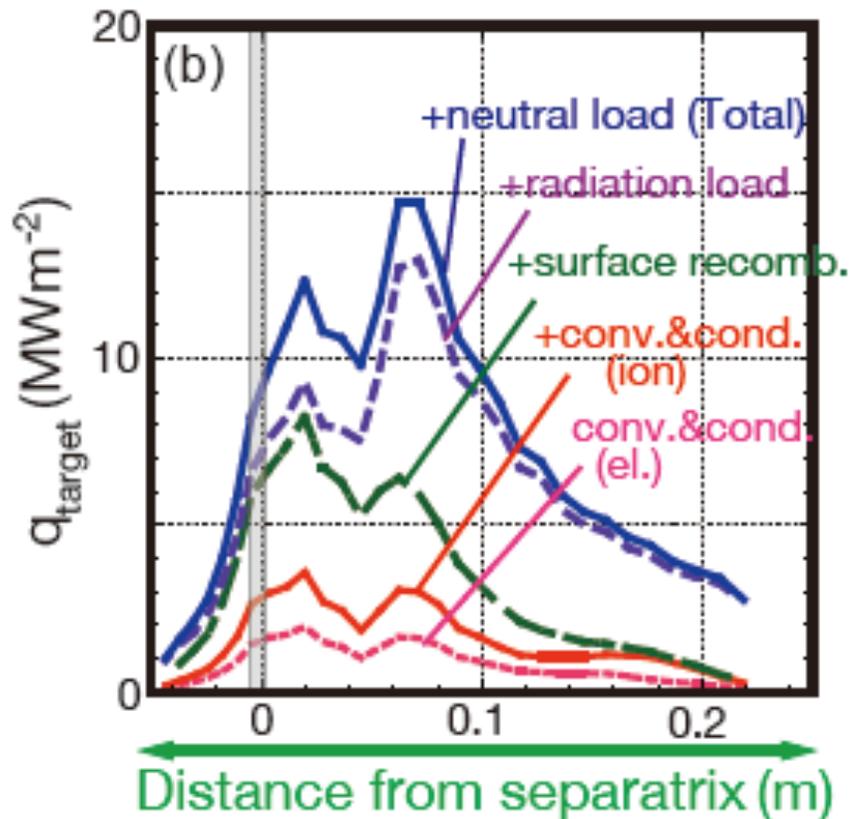
$$q_{\text{target}} = \underbrace{\gamma \cdot n_d \cdot C_{sd} \cdot T_d}_{\text{Transport component}} + \underbrace{n_d \cdot C_{sd} \cdot E_{\text{ion}}}_{\text{Surface-recombination}} + \underbrace{f_1(P_{\text{rad}})}_{\text{radiation power load}} + \underbrace{f_2(1/2 m v_0^2 n_0 v_0)}_{\text{neutral load}}$$

Transport component  
(incl. electron&ion-  
conduction/convection)

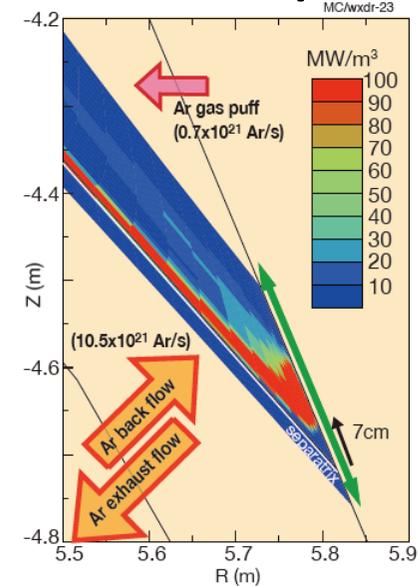
Surface-  
recombination

radiation  
power load

neutral  
load



## Radiation profile



非接触ダイバータの形成により  
プラズマによる熱負荷 < 4MW/m<sup>2</sup>

しかし.....

表面再結合、不純物放射による熱負荷大

→トータル熱負荷では、15MW/m<sup>2</sup>

# さらにダイバータ熱負荷を低減させるために

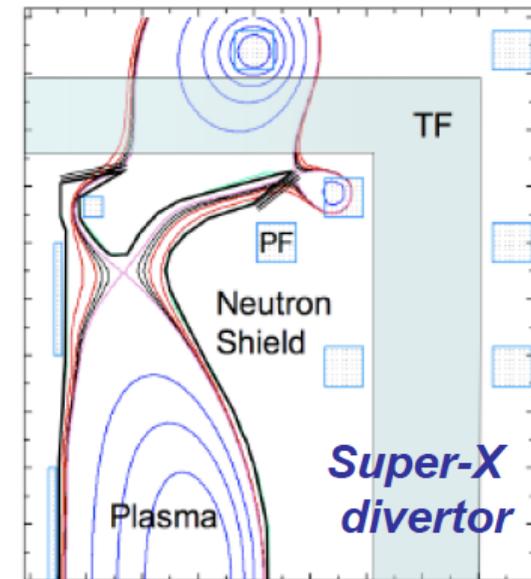
- 原型炉のダイバータを成立させるためには、  
非接触ダイバータと不純物放射損失領域の制御が重要
- この観点において、ダイバータ形状の最適化は不十分  
レッグ長、ターゲット角度、ドームの位置・長さ  
排気スロットの位置、等
- 先進ダイバータ概念の検討も必要  
例) **Super-X divertor** :

レッグ長とターゲット面積の増加

→  $T_e^{\text{div}}$ 、 $q_{\text{target}}$  の減少

$$T_{\text{div}} \propto q_{\parallel}^{10/7} / (n_u^2 L_{\parallel}^{4/7}) \quad (\text{from 2-point model})$$

$$A_{\text{wet}} = [B_p/B_t]_{\text{sol}} [R_{\text{div}}/R_{\text{sol}}] A_{\text{sol}} / \sin\theta$$

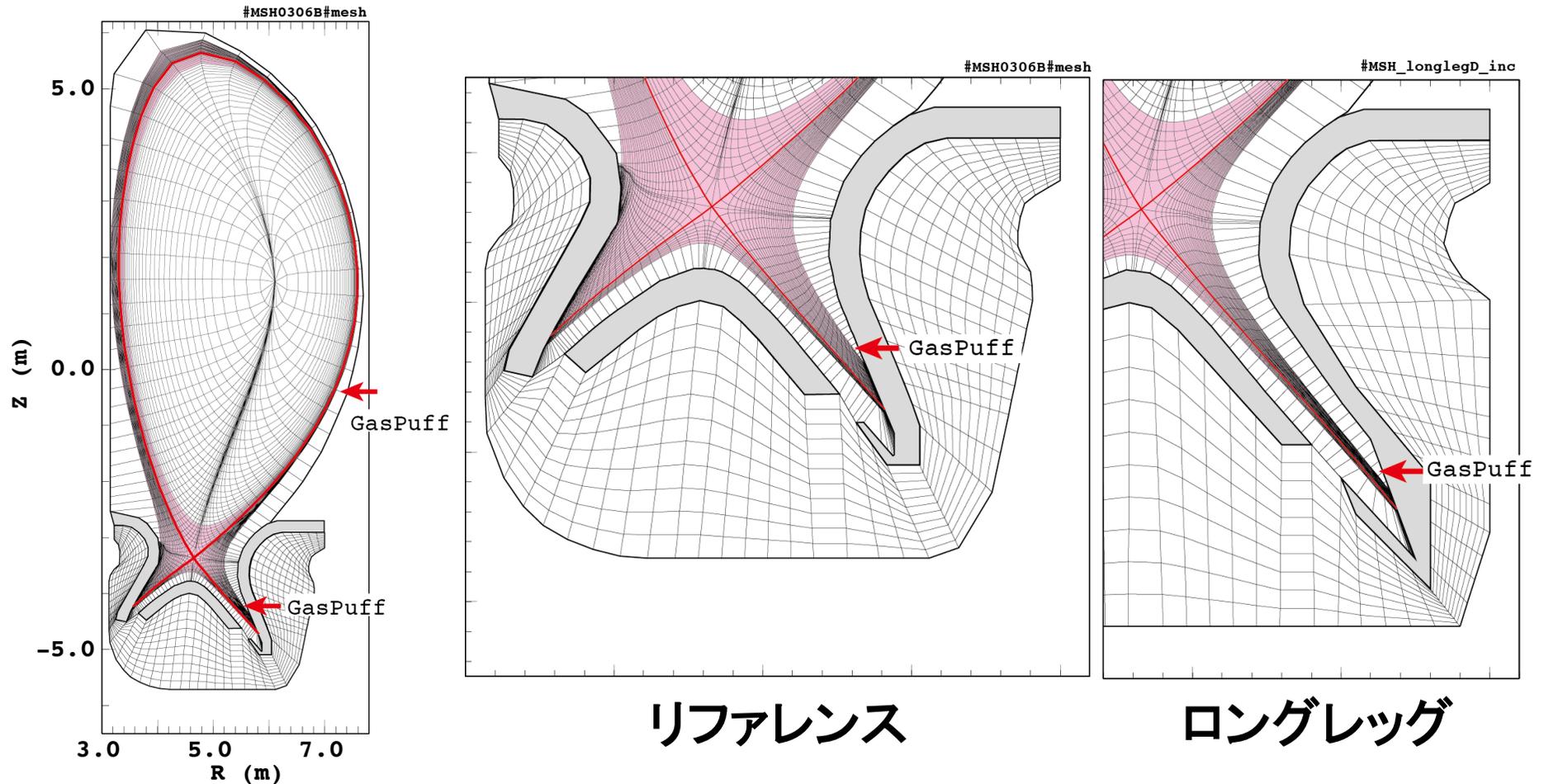


P. Valanju, Phys. Plas. 16 (2009) 056110.

M. Kotschenreuther, Nucl. Fusion 50 (2010) 035003.

まずは、レッグ長の効果から解析を開始

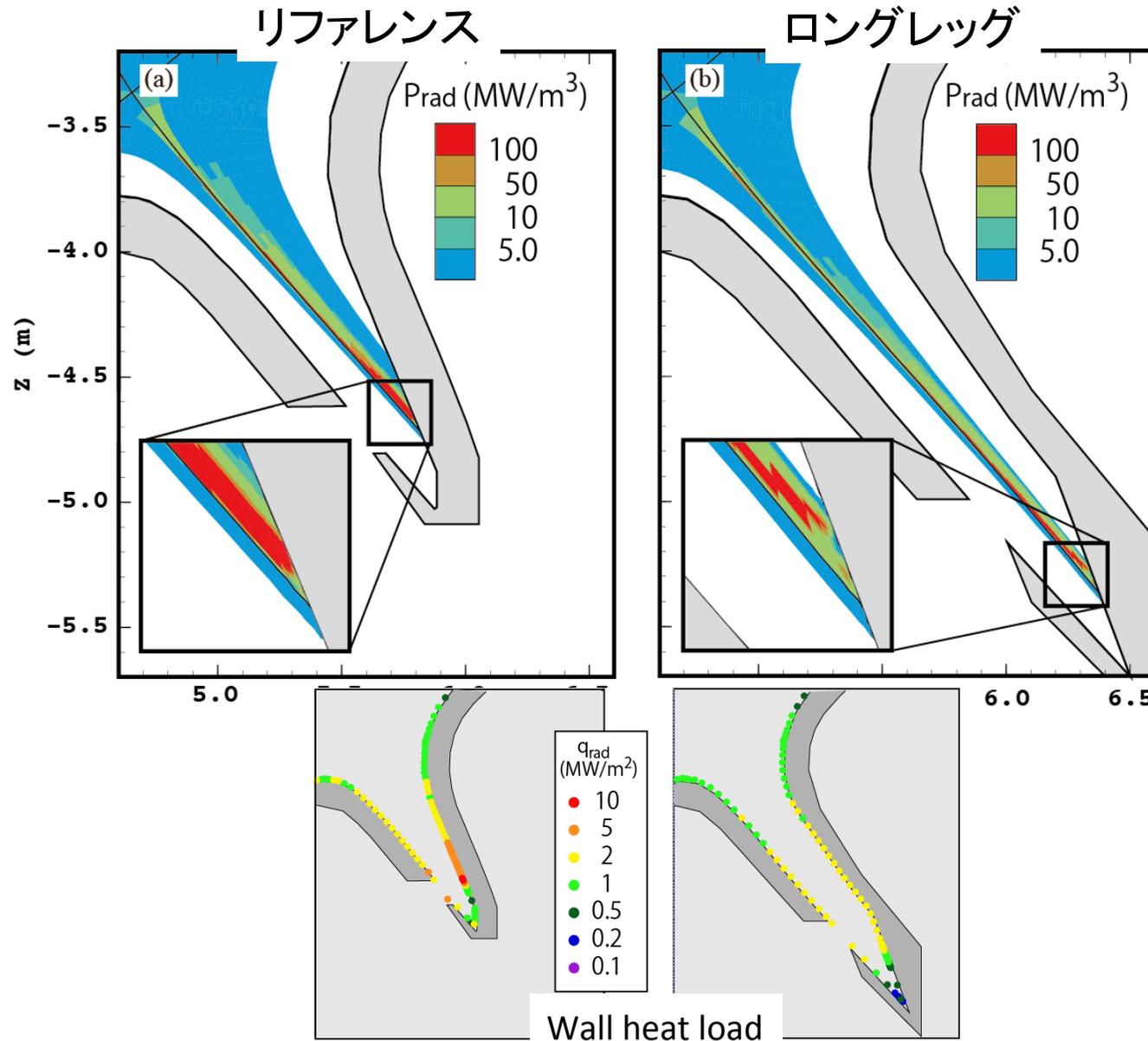
# 伸長ダイバータ効果の解析



- 外側ダイバータのレッグ長 1.5 倍 ( $L^{\text{long}}=2.58 \text{ m} / L^{\text{std}}=1.72 \text{ m}$ )
- ダイバータへのプラズマ設置面積 (Flux expansion)

リファレンス:  $d_{\text{odiv}}/d_{\text{mid}}=11.4$ 、ロングレッグ: **6.0**

# 伸長ダイバータ解析 不純物放射分布と壁熱負荷分布



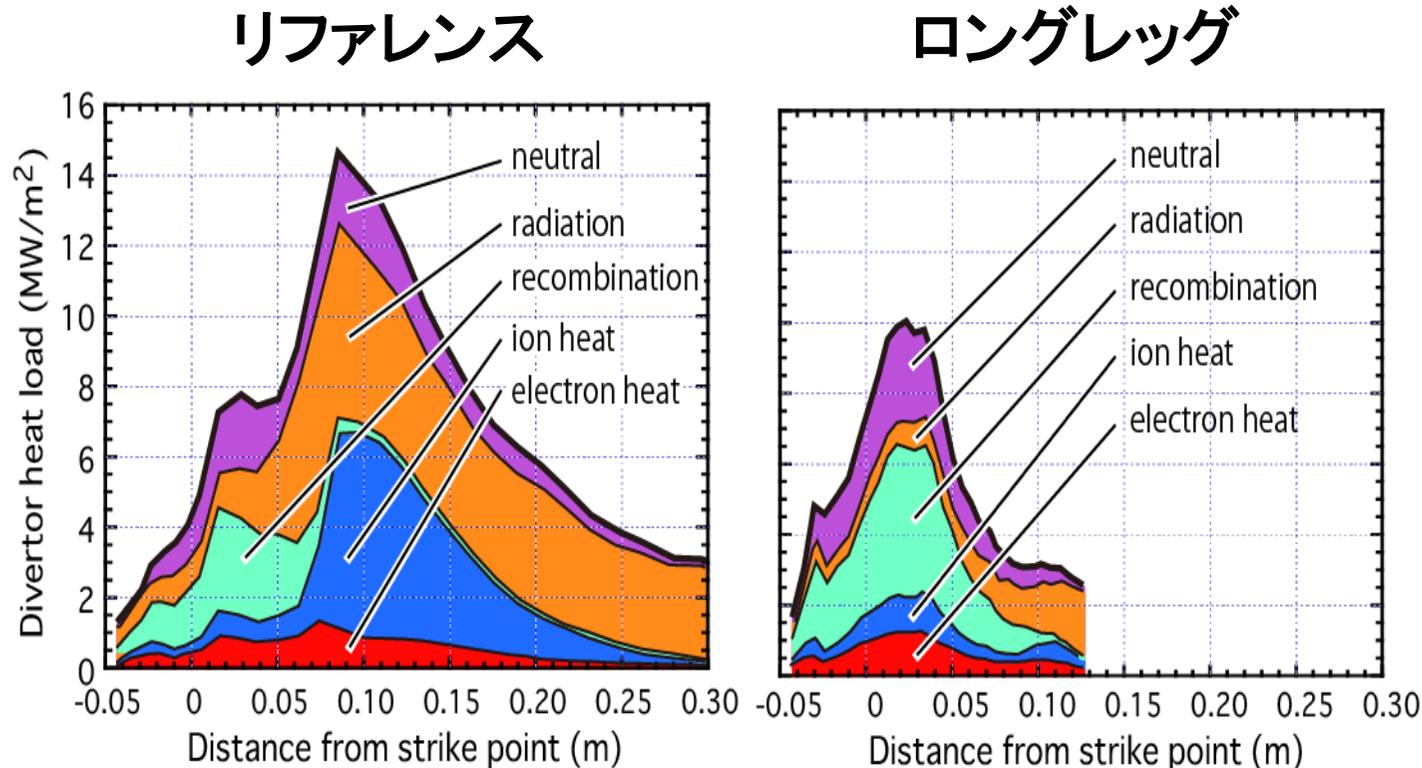
	放射エネルギー (MW)	
	Standard	Long Leg
Edge	116.8	97.3
SOL	41.2	33.3
I-Div	93.0	99.2
O-Div	208.6	<b>230.1</b>
$g_{imp}$	0.78	<b>0.59</b>

放射ピークがダイバータから離れ上流へ



負荷が広い範囲へ分散

# 伸長ダイバータ解析 外側ダイバータ熱負荷分布



	Stan- dard	Long Leg
Tot.	<b>88.0</b>	<b>36.8</b>
Ele.	5.8 (7%)	4.0 (11%)
Ion	<b>21.5</b> <b>(24%)</b>	4.0 (11%)
Rec.	8.9 (10%)	<b>13.6</b> <b>(37%)</b>
Rad.	<b>39.0</b> <b>(44%)</b>	6.3 (17%)
Ntl.	12.8 (15%)	<b>9.0</b> <b>(24%)</b>

**ピーク熱負荷は約30% 減少 (15→10MW/m<sup>2</sup>).**

- **イオン輸送の減少** ← イオン温度の減少
- **放射負荷の減少** ← 放射分布の変化
- **再結合と中性粒子負荷は増加** ← リサイクリングの活性化

## まとめ

---

- 運転シナリオ、ダイバータ設計、炉工学による**ダイバータにおける熱制御**は、原型炉設計において**非常に重要な課題**
- ITERと同様なダイバータコンセプトの採用や燃料・不純物ガスの導入により非接触ダイバータが形成され、ダイバータ熱負荷の低減が可能
- さらなる熱負荷低減のためには、**ダイバータ形状の最適化**や**先進ダイバータ概念**の検討が必要
- 伸長ダイバータは、熱負荷低減に有効な手段の一つとなり得る

## Future Work

---

- 形状効果、先進ダイバータ概念の解析継続
- ダイバータ熱負荷低減と、He排気、炉工とのトレードオフ
- ダイバータコード開発にもまだまだ多くの課題  
燃焼プラズマ (D/T/He)、非定常解析 (ELM等)、非接触ダイバータモデル