



# トカマクプラズマでのダイバータおよび 第一壁への定常・非定常熱負荷と低減手法

朝倉伸幸

日本原子力研究開発機構、青森研究開発センター

第14回若手科学者によるプラズマ研究会

日本原子力研究開発機構 那珂研究所

2011年3月7-9日

## 講演内容

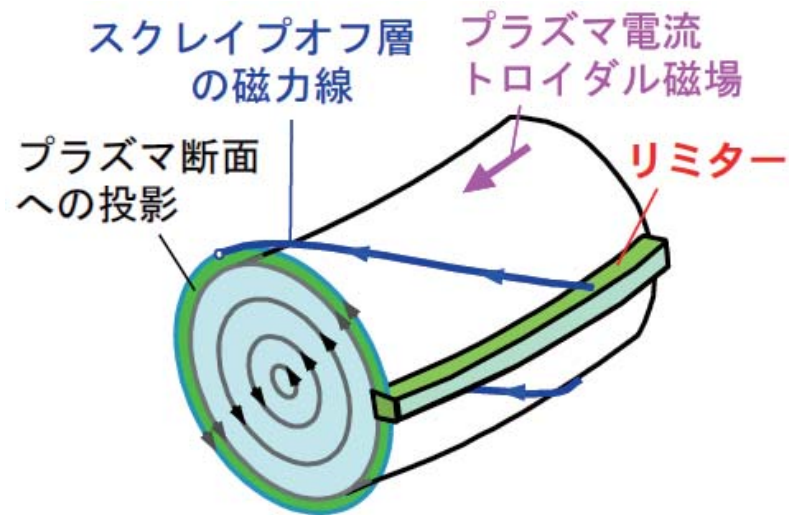
---

1. 核融合炉でのダイバータの役割
2. 非接触プラズマを生成するダイバータ研究
3. ITER(実験炉)から原型炉での熱流制御の課題
4. ELM発生による対向材への熱負荷と緩和研究
5. 終わりに

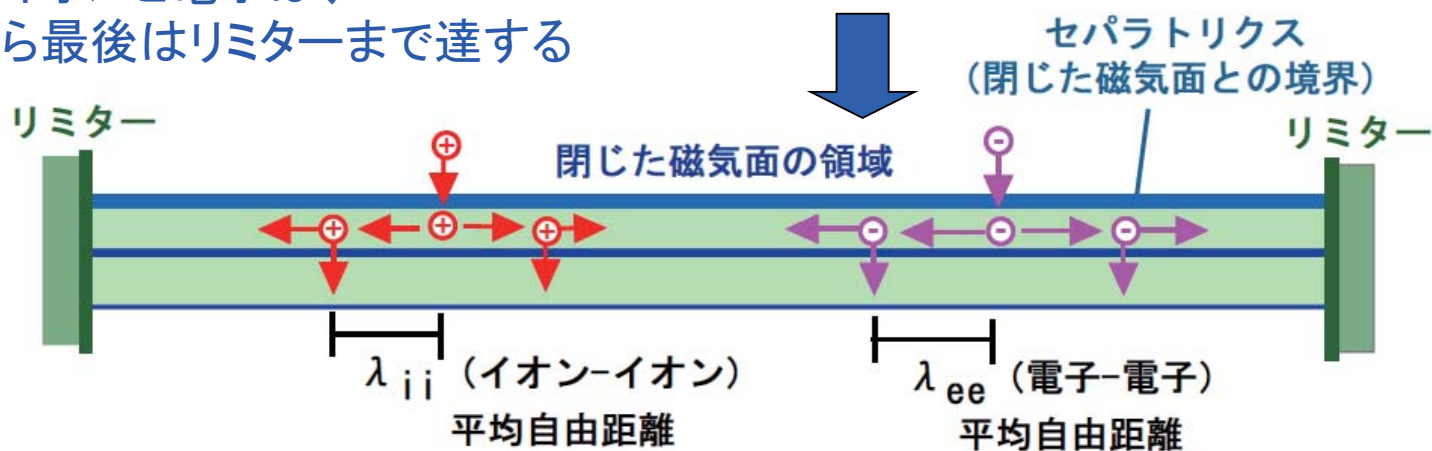
# スクレイプオフ層 (scrape-off layer) は開いた磁力線

磁力線の両端は容器の一部 (リミターあるいは容器第一壁) と接する

磁力線に沿うプラズマ運動は  
プラズマ断面での運動として描かれるが、  
実際のトカマクでは  $B_T / B_q$  倍 (約10倍) の距離

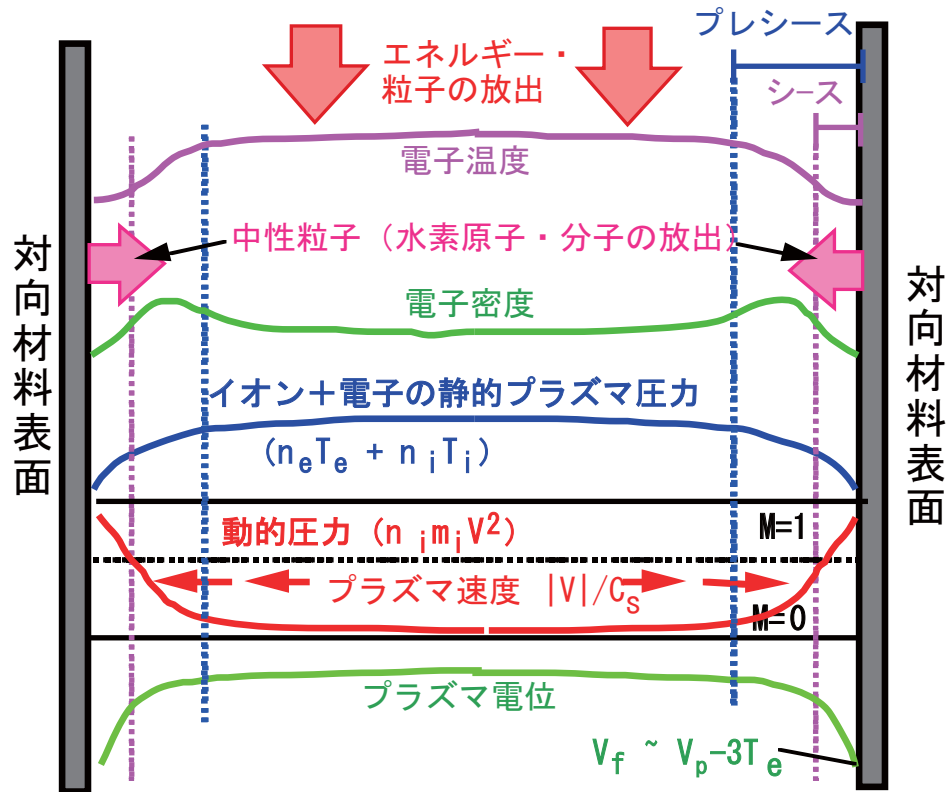


放出されたイオンと電子は、  
衝突しながら最後はリミターまで達する



$$\lambda_{ii} = \lambda_{ee} \sim 2.5 \text{m (プラズマ温度 } 50 \text{eV, 密度 } 10^{19} \text{m}^{-3})$$

# 磁力線に沿うプラズマの温度、密度の変化と流れの発生 プラズマ粒子の集団を流体と考えるSOLプラズマモデル



プラズマは集団として材料表面  
に向かい流れる

運動量の保存:  
プラズマの(静的)圧力と  
動的圧力の和が一定

シースの手前でイオン音速( $C_s$ )  
まで加速される: マッハ数 = 1

$$C_s = \sqrt{\frac{T_e + T_i}{m_i}} \sim 60 \text{ km/s} \quad (T_e = T_i = 20 \text{ eV})$$

- SOLでの磁力線に沿う熱流束 ( $q_{||}$ )

$$q_{||} = \underbrace{-\kappa T_e^{5/2} dT_e/ds}_{\text{熱伝導(conduction)}} + \underbrace{nv_{||} [5/2(T_i + T_e) + 1/2 m_i v_{||}^2 + E_{ion}]}_{\text{対流(convection)}}$$

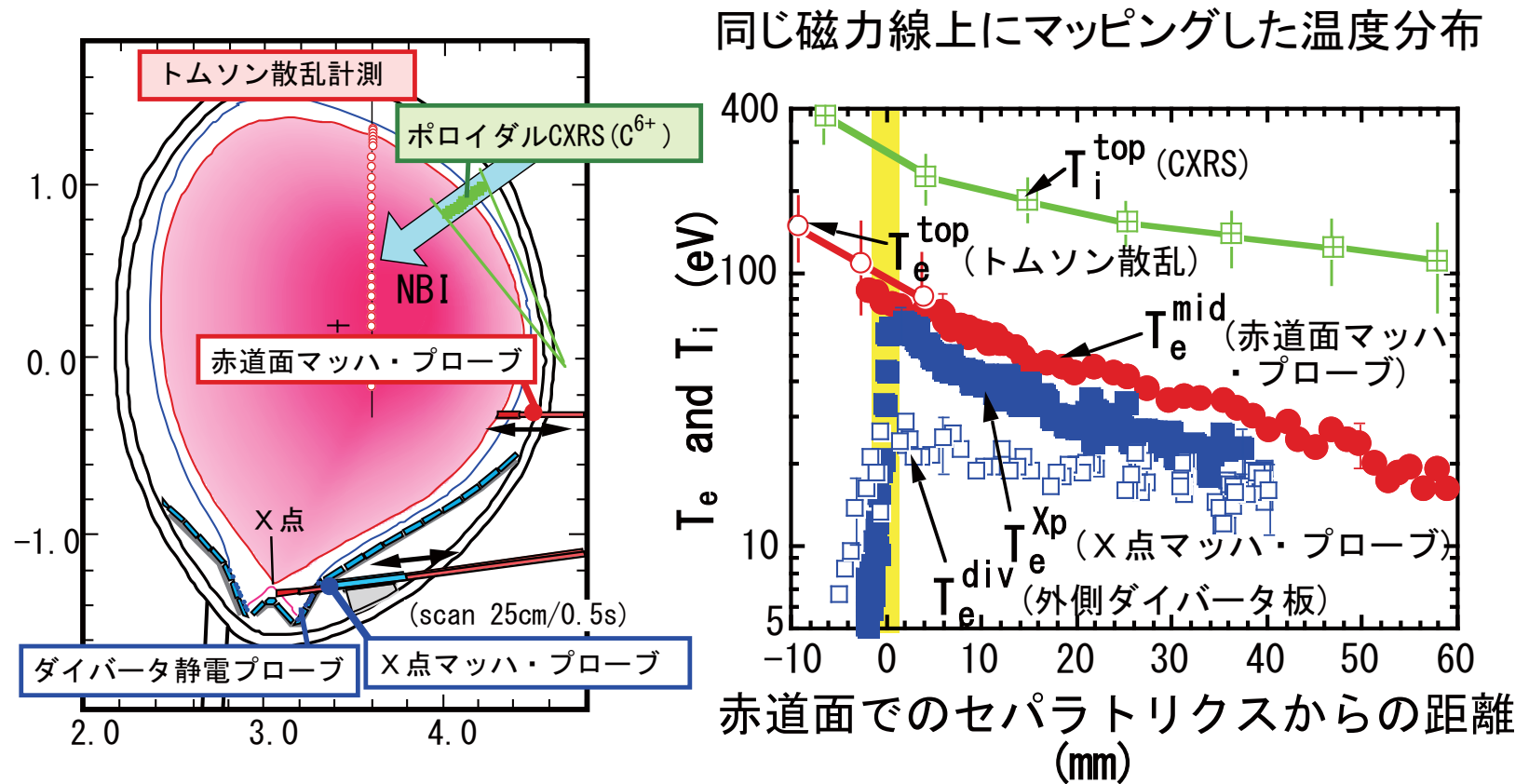
SOLでは熱伝導が顕著:  $q_{||} \sim -\kappa T_e^{5/2} dT_e/ds$



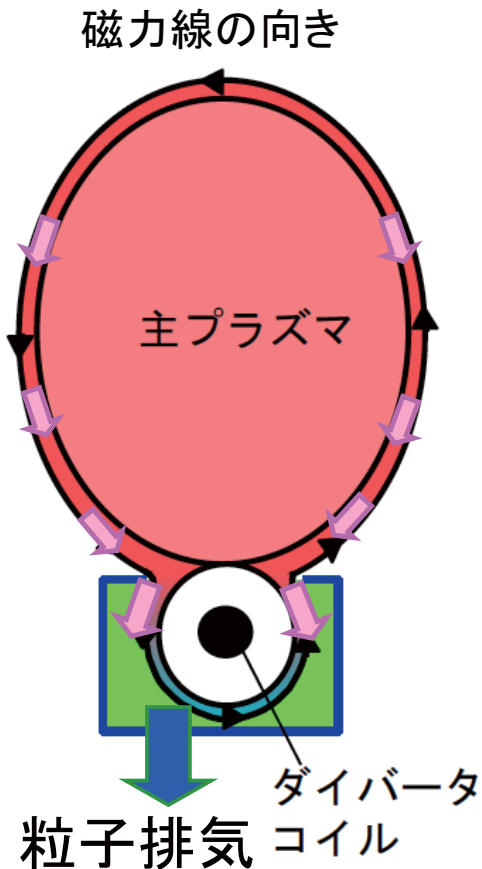
表面シースでの扱い:  $q_{||} = (\gamma_e T_e + \gamma_i T_i) n C_s$

# 密度が高いプラズマでは、下流のダイバータに近づくほど磁力線に沿ってプラズマ温度が下がる (JT-60Uでの計測例)

イオン温度は、磁力線に沿う熱輸送係数の違いから電子温度より2-3倍高い



## 核融合炉のためのダイバータ開発: 役割と形状



### 主プラズマから離れた場所で熱流と粒子流を制御

- ・ 放出された熱流がダイバータ板へ直撃するのを緩和
- ・ ヘリウム灰とトリチウムの排気と回収

### 閉型ダイバータの特徴

- ・ ガス圧を高め、高い密度・粒子の排気がしやすい
- ・ 磁力線を長くして、熱放射を高め、熱流を低減
- ・ 主プラズマ周辺へもどる粒子を低減できる  
(主プラズマの温度や閉じ込め性能を下げない)

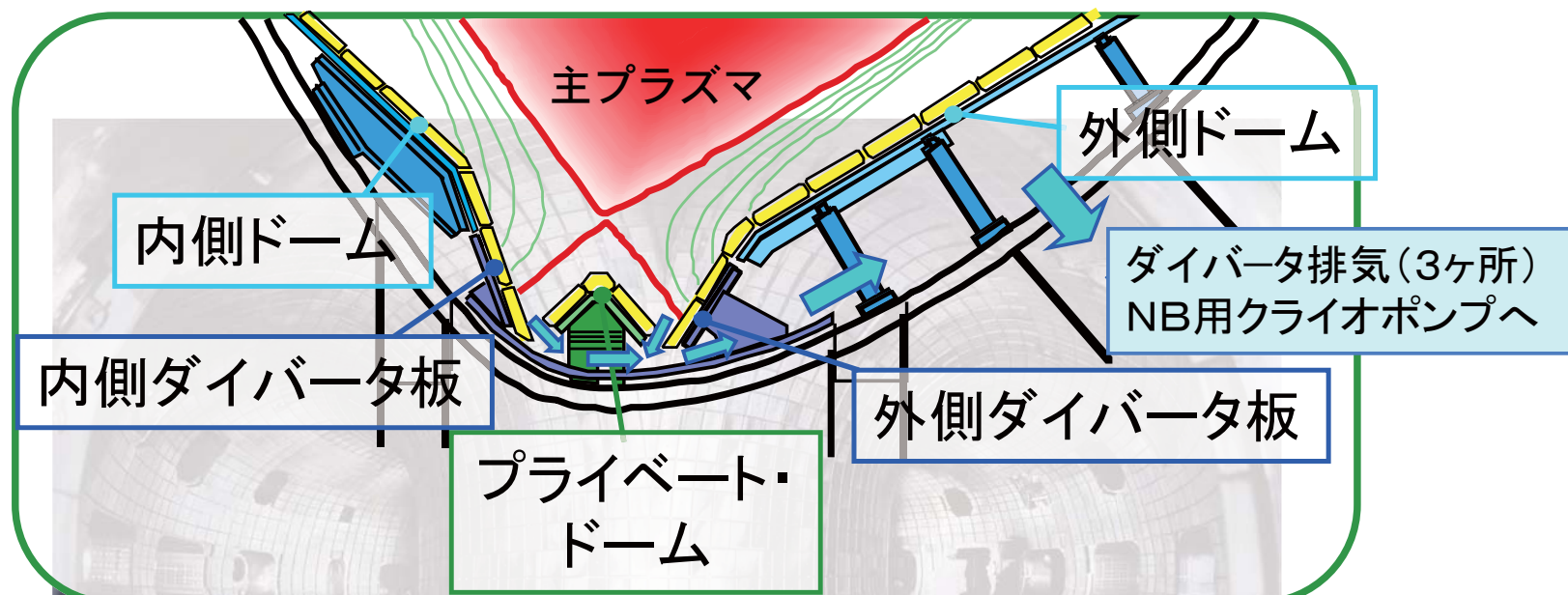


### 核融合炉を考えた場合、問題点が多い

- ・ ダイバータ部分の体積が大きくなる
- ・ 主プラズマの形状や位置の変化に対応しづらい  
(真空容器内の主プラズマ近くにコイルが必要)

1990年代に閉型ダイバータの長所を持ったコンパクトな  
半閉型(セミクローズ)の開発が進展 ⇒ ITER設計を目標

セミクローズ型ダイバータの構造- JT-60U 排気付きW型ダイバータ



主プラズマから放出される熱やプラズマ粒子から  
真空容器を保護することがダイバータの役割

熱流を下げるだけでなく、放出された水素ガスやエネルギーを  
失った $\alpha$ 粒子(ヘリウム灰)を常時排気することが大きな役割



## 2. 非接触プラズマを生成するダイバータ研究

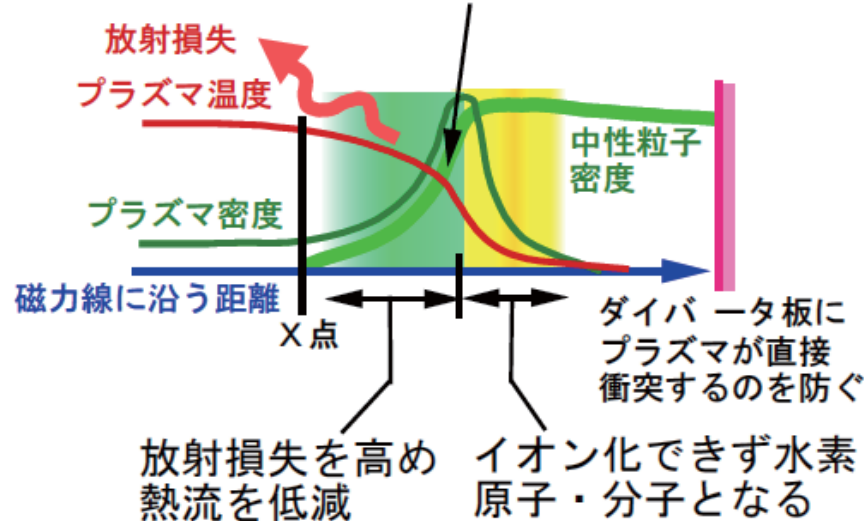
ITERでは100MWのエネルギーがSOLへ放出され、物理スパッタリングが低下する低温ダイバータ(10eV程度)でも熱負荷の低減は不十分

磁力線に沿ってプラズマをガス化し、熱流とプラズマ流を低減できる“非接触ダイバータ”が提案され、標準運転として考えている

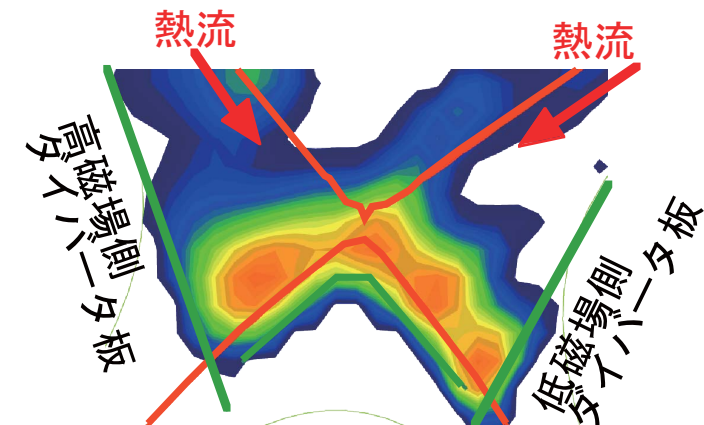
- 水素原子の密度が高く、(体積)再結合と中性粒子弾性衝突が顕著ダイバータ板上で起きていた(原子・分子)再結合が上流で発生

⇒ ダイバータ板の上流における温度・密度を制御することが重要課題

中性粒子密度を増加しプラズマ密度を増加



非接触ダイバータの際の放射損失分布



ダイバータ全体で輻射損失が増加



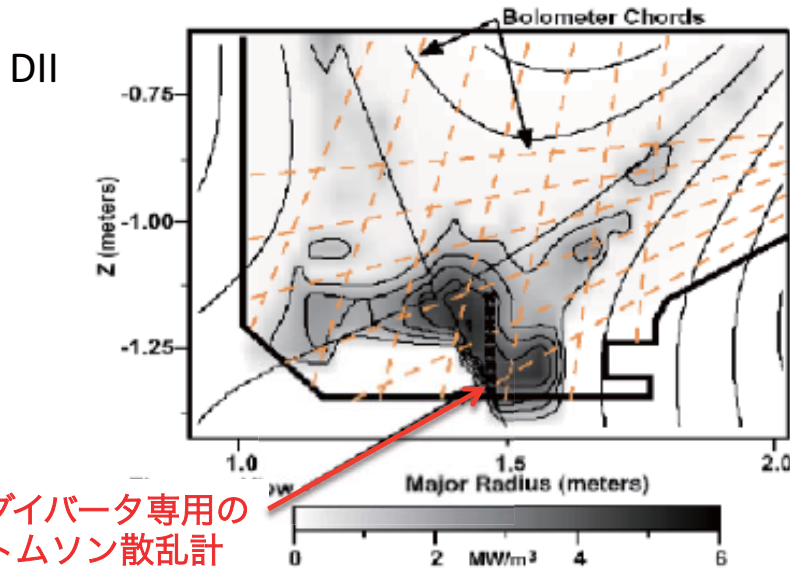
# 非接触ダイバータでは、熱流は対流輸送が顕著

ダイバータ板での磁力線方向の熱負荷(3MW/m<sup>2</sup>)から、熱輸送モデルでは電子温度を説明できない

$$q_{\parallel} = \underbrace{-\kappa T_e^{5/2} dT_e/ds}_{\text{熱伝導}} + \underbrace{nv_{\parallel} [5/2(T_i+T_e) + 1/2m_i v_{\parallel}^2 + E_{ion}]}_{\text{対流}}$$

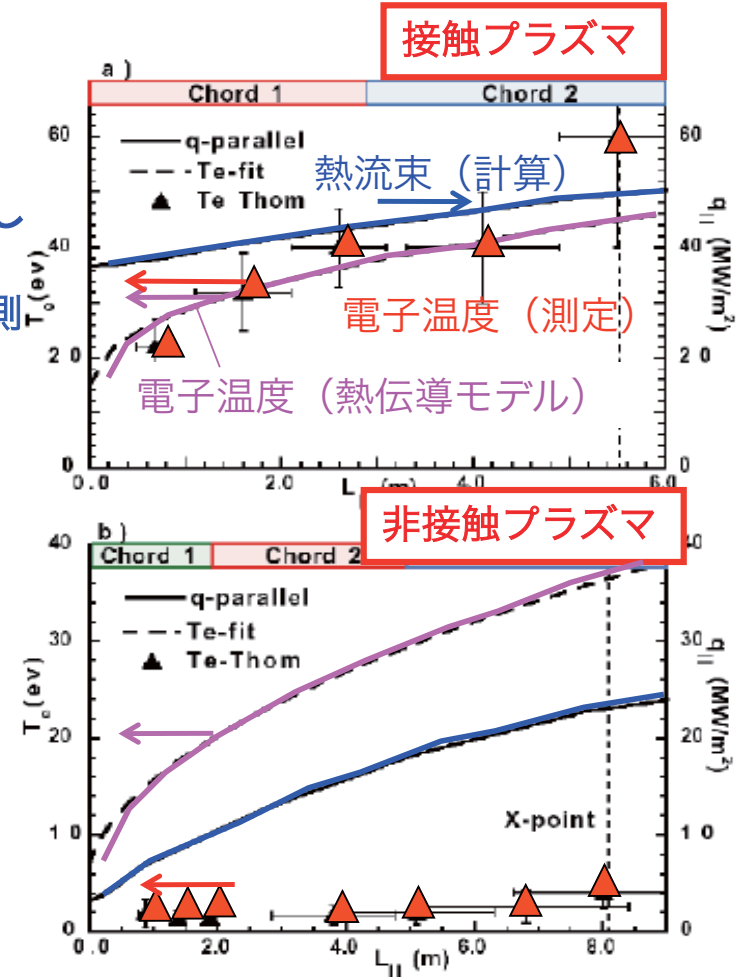
低温の非接触ダイバータでは高速プラズマ流が発生しエネルギー輸送は対流項が顕著  
JT-60Uの非接触ダイバータでのマッハプローブ測定で観測

平板型では電子温度はヌル点近くまで数eV程度



ダイバータ専用のトムソン散乱計測のチャンネル

ダイバータ専用のトムソン散乱計測とSOLプラズマ輸送モデルとの比較



# ダイバータの形状は非接触プラズマの制御に重要

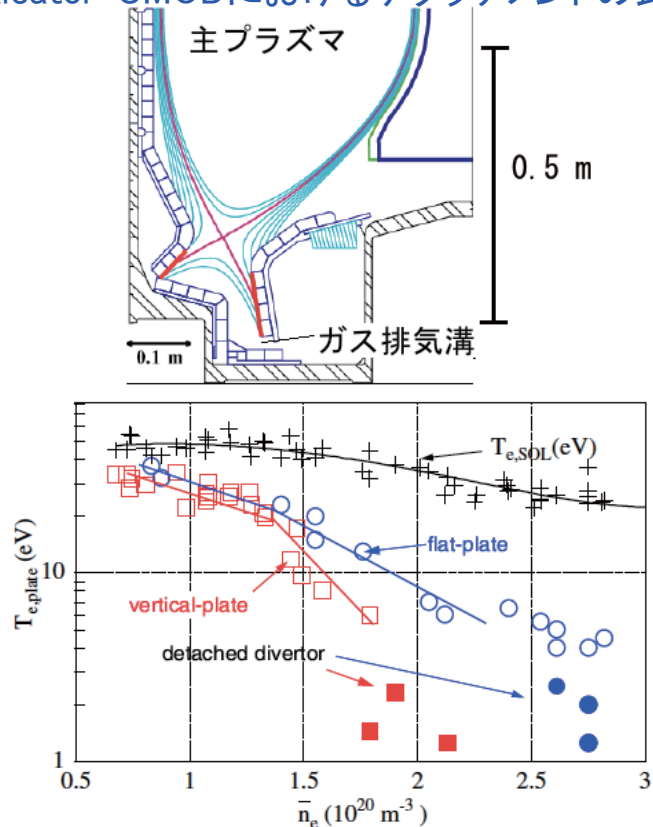
垂直ダイバータ板形状により、中性粒子をストライク点およびその上流へ放出

⇒ 熱流束の大きなセパトリク付近を低減化

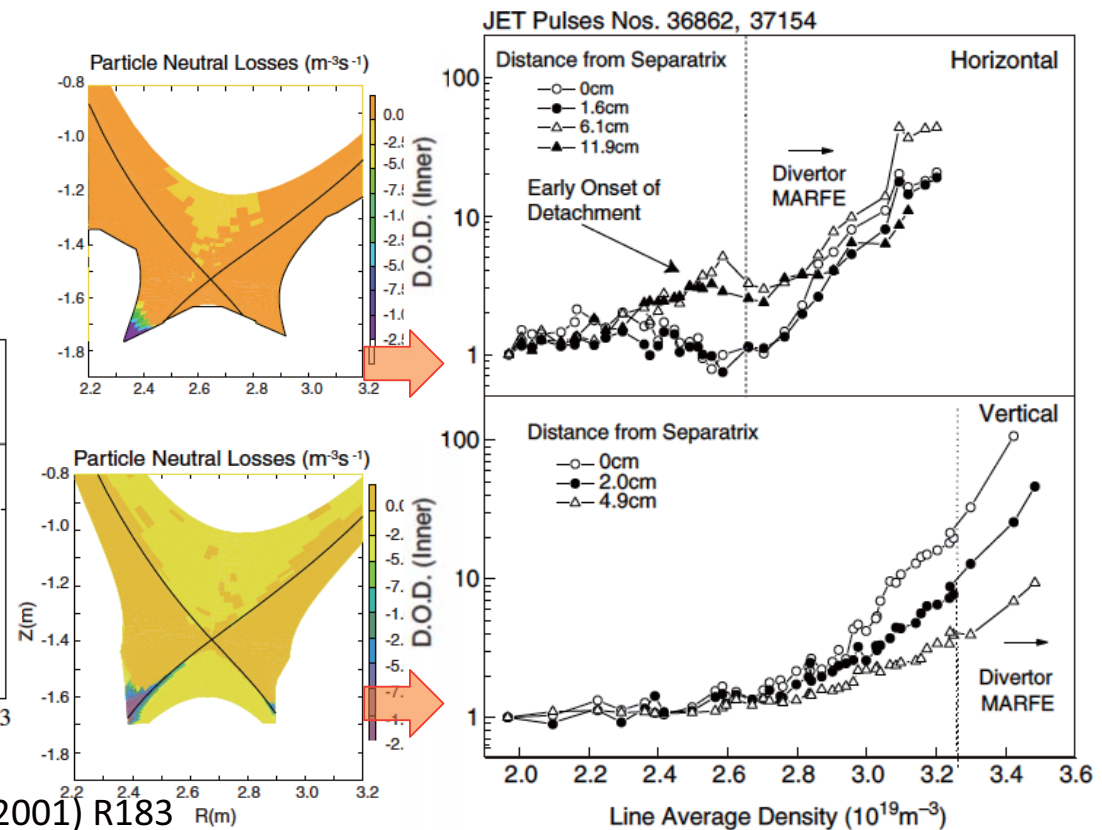
⇒ “部分非接触ダイバータ”を高密度でも維持できる

ヌル点までの温度の低下(ダイバータMARFEの発生)に高密度まで至りにくい

Alcator-CMODにおけるデタッチメントの比較



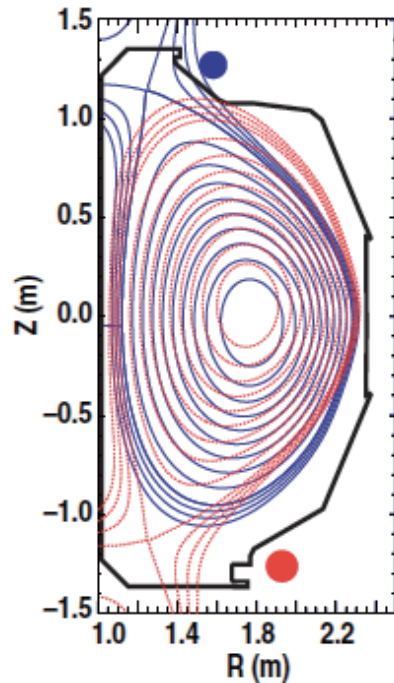
JETにおけるDOD (degree of detachment) 比較



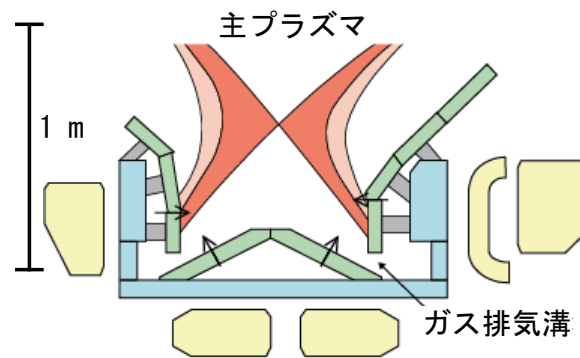
# 垂直ダイバータとドームにより、ストライク点付近を高リサイクリング化 さらに、バッフル板を磁力線に沿って上流まで延長し逆流を低減

プラズマ熱および粒子制御に関するダイバータ形状の影響が調べられた  
一方、ストライク点付近に排気溝 ⇒ 排気性能を高めやすい、ヘリウム排気には有利

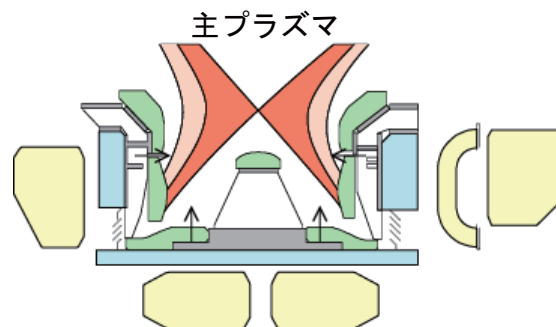
DIII-D の上側ダイバータ  
バッフルをより狭めた形状



JET (欧州)

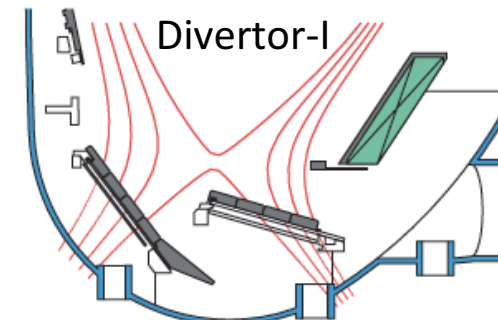


バッフルとドームの効果を比較

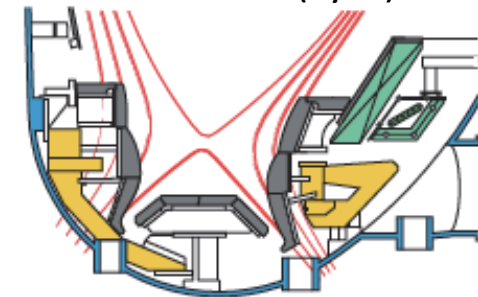


ASDEX-Upgrade (ドイツ)

垂直ダイバータ板と低いドームを設置

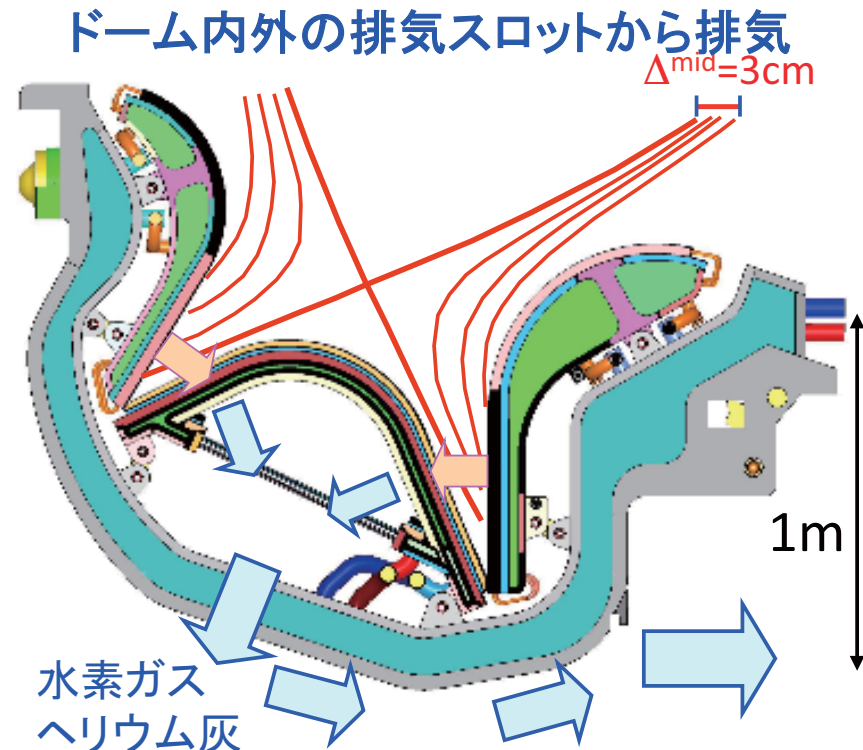
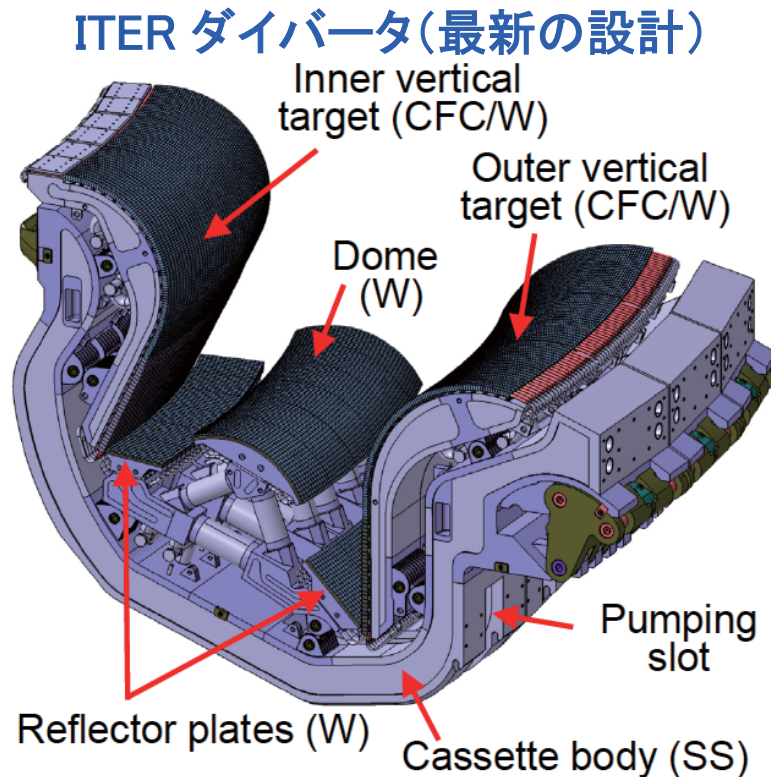


Divertor-II (Lyra)



## ITERダイバータの設計：垂直なダイバータ板とドーム形状

- ・赤道面で3cmまでの磁力線に沿ってきた熱・粒子が高熱負荷仕様ダイバータ板へ
- ・熱負荷に対応するため垂直ターゲットを採用(磁気面を12-15倍に広がる)
- ・リフレクター(ドーム)により水素原子を高温プラズマのセパトリクスに集めやすい  
⇒ 非接触ダイバータをダイバータ板付近で発生させやすい
- ・プライベート部からの排気はヘリウム排気に適する ⇒ 主プラズマへの逆流を低減



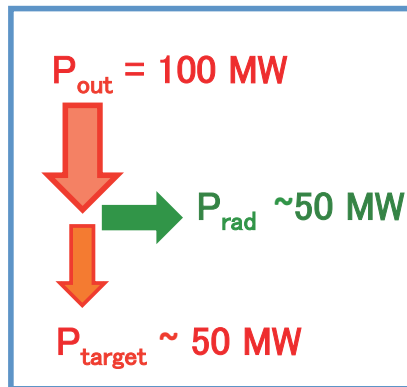


# ITERでは“部分非接触ダイバータ”により熱負荷を低減

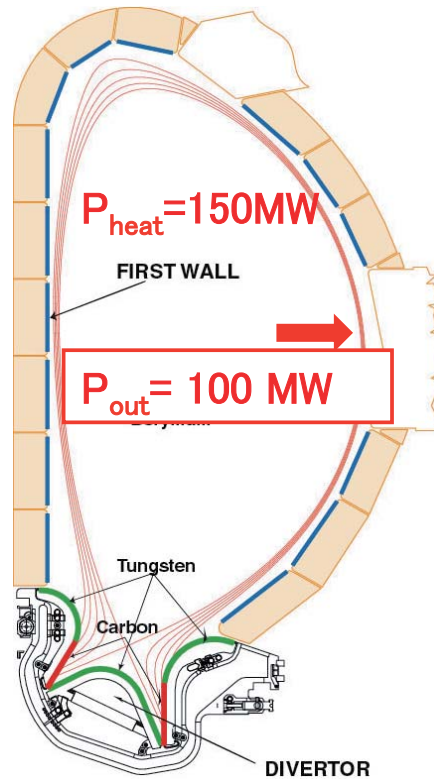
- ITERでは、排出パワーの50-60%を放射損失し、非接触ダイバータが発生：  
非接触プラズマはストライク点から8cm程度、その外側は $T_e=14\text{eV}$ の接触プラズマ
- すべてタングステン・タイルへ交換する予定のDT実験では、不純物ガス入射によりダイバータでの放射損失を増加  $\Rightarrow$   $N_2$ ,  $Ne$ ,  $Ar$ などの入射実験が行われている

## ITER

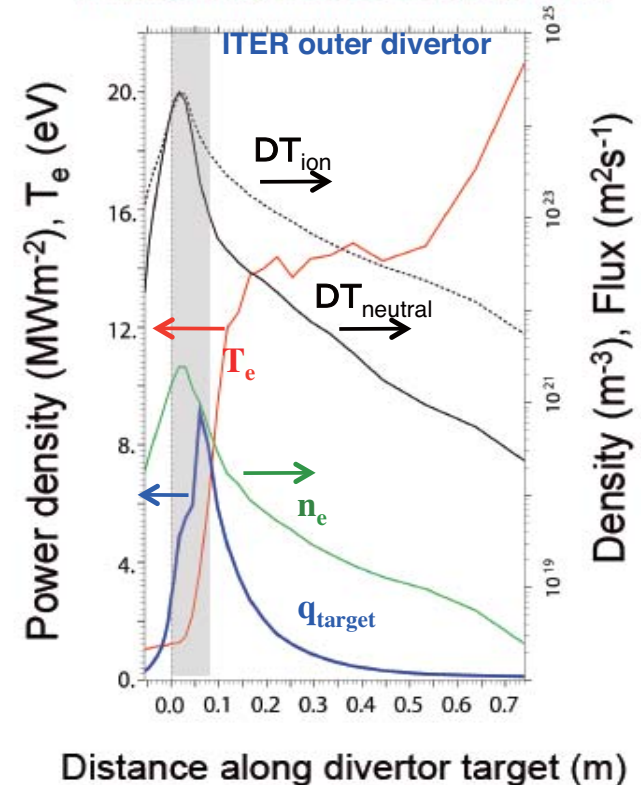
$P_{\text{fusion}} = 0.5 \text{ GW}$   
 $(P_{\text{heat}} = P_{\alpha} + P_{\text{ax}} = 150 \text{ MW})$



Major radius :  $R_p = 6.2 \text{ m}$   
 Minor radius :  $a_p = 2.0 \text{ m}$   
 Plasma current :  $I_p = 15 \text{ MA}$   
 Toroidal field :  $B_t = 5.3 \text{ T}$   
 Plasma volume :  $V_p = 830 \text{ m}^3$



A. Kukushkin, ITER B2-Eirene case 585

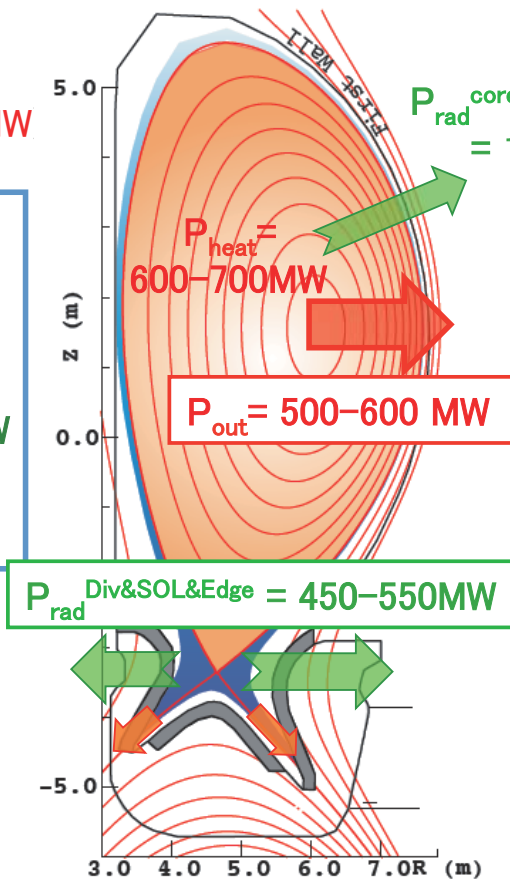
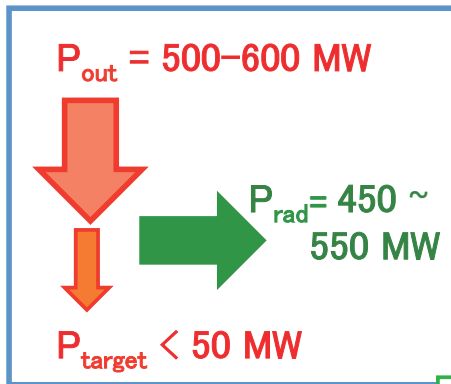


### 3. ITER(実験炉)から原型炉での熱流制御の課題

- ”SlimCS” ( $P_{fus} \leq 3$  GW,  $A=2.6$ , reduced-size CS)は、ITERと同程度の主半径である一方、加熱パワー( $\alpha$ 粒子および追加熱・電流駆動)は 600-700 MW  
 $\Rightarrow$  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  
 熱流処理(プラズマ運転、ダイバータ設計、冷却設計と材料の選択)は最重要課題

#### SlimCS

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



パワー処理のパラメータ(P/R)は  
 ITERより6-7倍大きい  
 $\Rightarrow$  ITERより10倍大きいダイバータ  
 (+エッジ)での放射損失が必要

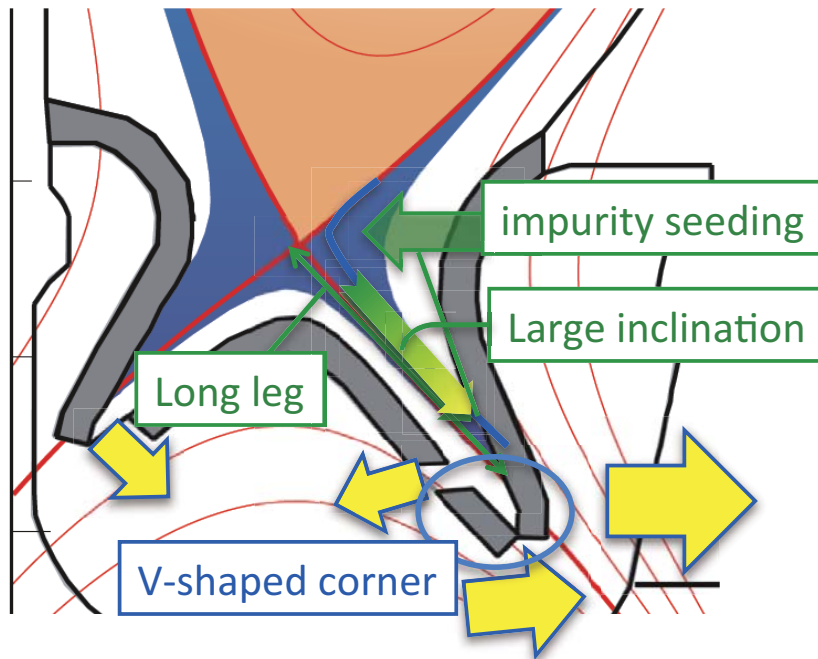
Power handle	SlimCS	ITER
$P_{heat} (\alpha + external)$	650 MW	150 MW
$P_{out} = P_{heat} - P_{rad}^{core}$	550 MW	100 MW
$P_{out}/R_p$	100MW/m	16MW/m
$P_{div} (= P_{out} - P_{rad}^{D/S/E})$	<50MW	~50MW
$\Rightarrow P_{rad}^{Divertor/SOL/Edge}$	~500MW	~50MW

Major radius :  $R_p = 5.5$  m  
 Minor radius :  $a_p = 2.1$  m  
 Plasma current :  $I_p = 16.7$  MA  
 Toroidal field :  $B_t = 6.0$  T  
 Plasma volume:  $V_p = 941$  m<sup>3</sup>

# ITERダイバータ物理設計の延長で原型炉ダイバータは可能か？

現状は、ITERダイバータ（“非接触ダイバータ”， $T_e = \text{a few eV}$ ）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) 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
  - (3) ドームの設置⇒ ダイバータの重水素・ヘリウム圧力の増加
  - (4) 不純部ガス入射 (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
- ⇔ 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



⇒ 高熱負荷となる面積はITERと同程度

geometry parameters	SlimCS (2008)	ITER
leg length, $L_{sp}$ (in/out)	1.37/1.83m	0.97/1.14m
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 $\lambda_q^{mid} = 5\text{mm}$ (in/out)	2.2/1.9m <sup>2</sup>	1.4/1.9m <sup>2</sup>

\* Lower dome design (2009)

\*\* Inner divertor is detached without V-corner



# 原型炉では“完全非接触ダイバータ”が必要

原子力機構で開発したSOLDOR/NEUT2Dコードを使用して、アルゴン密度比を一定として熱負荷を評価（外側ダイバータ： $n_{Ar}/n_i = 5\%$ , SOLと内側ダイバータ：1%）

## Input parameters at edge-SOL

$$P_{out} = 500 \text{ MW}, \Gamma_{out} = 0.5 \times 10^{23} \text{ s}^{-1} (r/a=0.95)$$

$$\chi_i = \chi_e = 1 \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}, D = 0.3 \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$$

H. Kawashima, et al. Nucl. Fusion 49 (2009) 065007

$D_2/T_2$  ガスパフ量は  $\Gamma_{puff} = 1 \times 10^{23} \text{ s}^{-1}$  ( $200 \text{ Pam}^3 \text{ s}^{-1}$ )

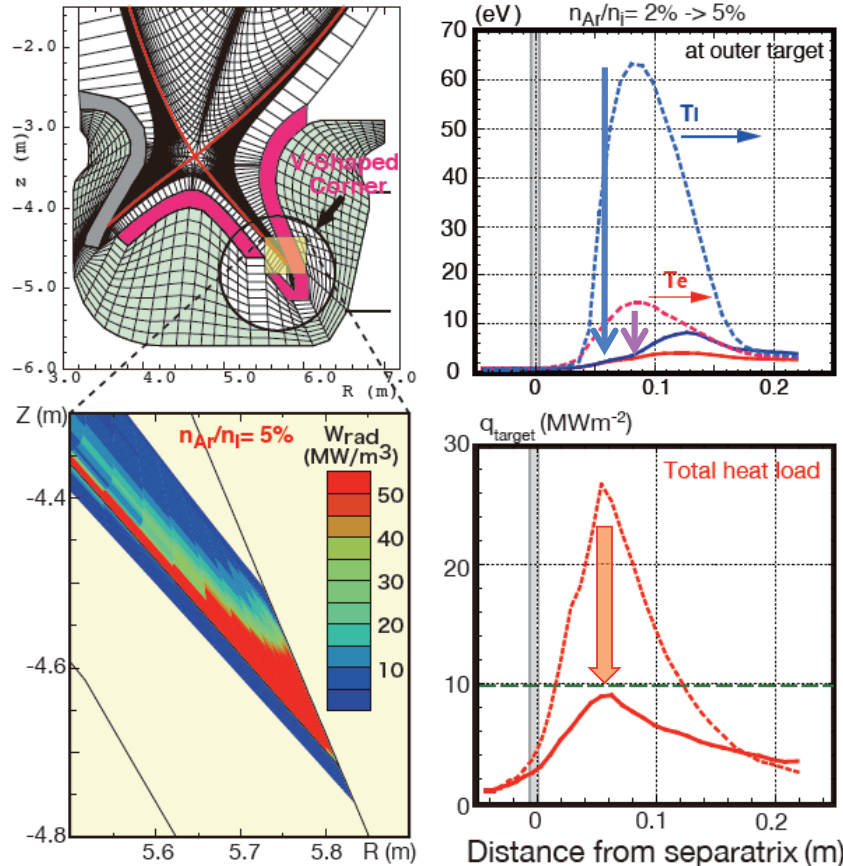
輸送や中性子の効果を入れた“非コロナ平衡モデル”  $P_{rad}(T_e, n_o, n_t)$  で、Arの放射損失を評価

内側ダイバータは非接触： $q_{target} < 5 \text{ MW/m}^2$

$n_{Ar}/n_i$  の増加 (2% → 5%) により、外側ダイバータでの  $q_{target}$  は低減 (26 → 9  $\text{MWm}^{-2}$ )

⇒ 非接触ダイバータ ( $T_e < 3 \text{ eV}$ ) が広い範囲で得られる“完全非接触ダイバータ”

$P_{rad}^{tot}/P_{out}$  を ~98% まで増加が必要



# 完全非接触ダイバータでは放射損失と表面再結合が最も大きな熱負荷 プラズマによる磁力線に沿った熱輸送 (conduction/convection) は減少

熱負荷低減のために必要な放射損失をSOLDOR/NEUT2Dで検討した例

放射損失が非常に大きな条件で成立するのは、不純物輸送の物理モデルが重要

- Evaluation of major heat load on the target

$$q_{\text{target}} = \underbrace{\gamma \cdot n_d \cdot C_{sd} \cdot T_d}_{\text{Transport component (incl. electron\&ion-conduction/convection)}} + \underbrace{n_d \cdot C_{sd} \cdot E_{\text{ion}}}_{\text{Surface-recombination loss}} + \underbrace{f_1(P_{\text{rad}})}_{\text{radiation power load}} + \underbrace{f_2(1/2mv_0^2n_0v_0)}_{\text{neutral power load}}$$

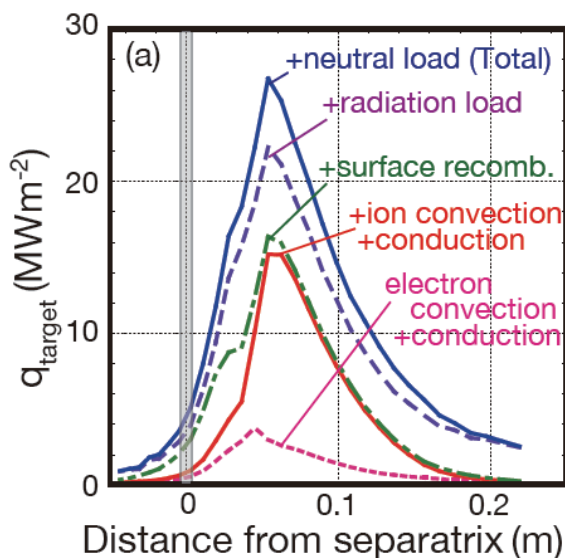
Transport component  
(incl. electron&ion-  
conduction/convection)

Surface-recombination  
loss

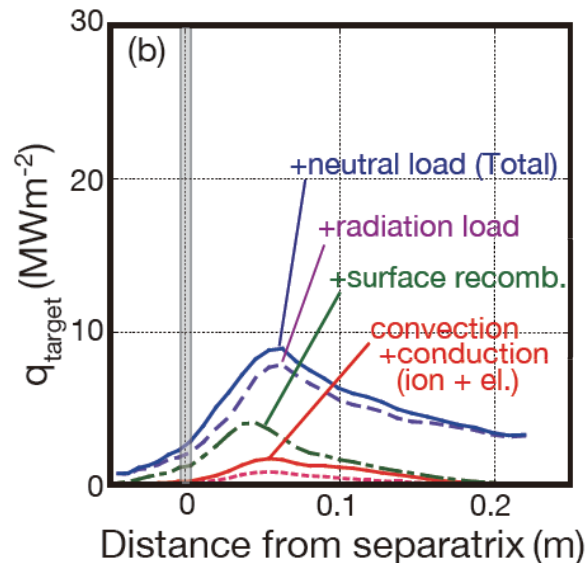
radiation  
power load

neutral  
power load

部分非接触ダイバータ ( $n_{Ai}/n_i=2\%$ )



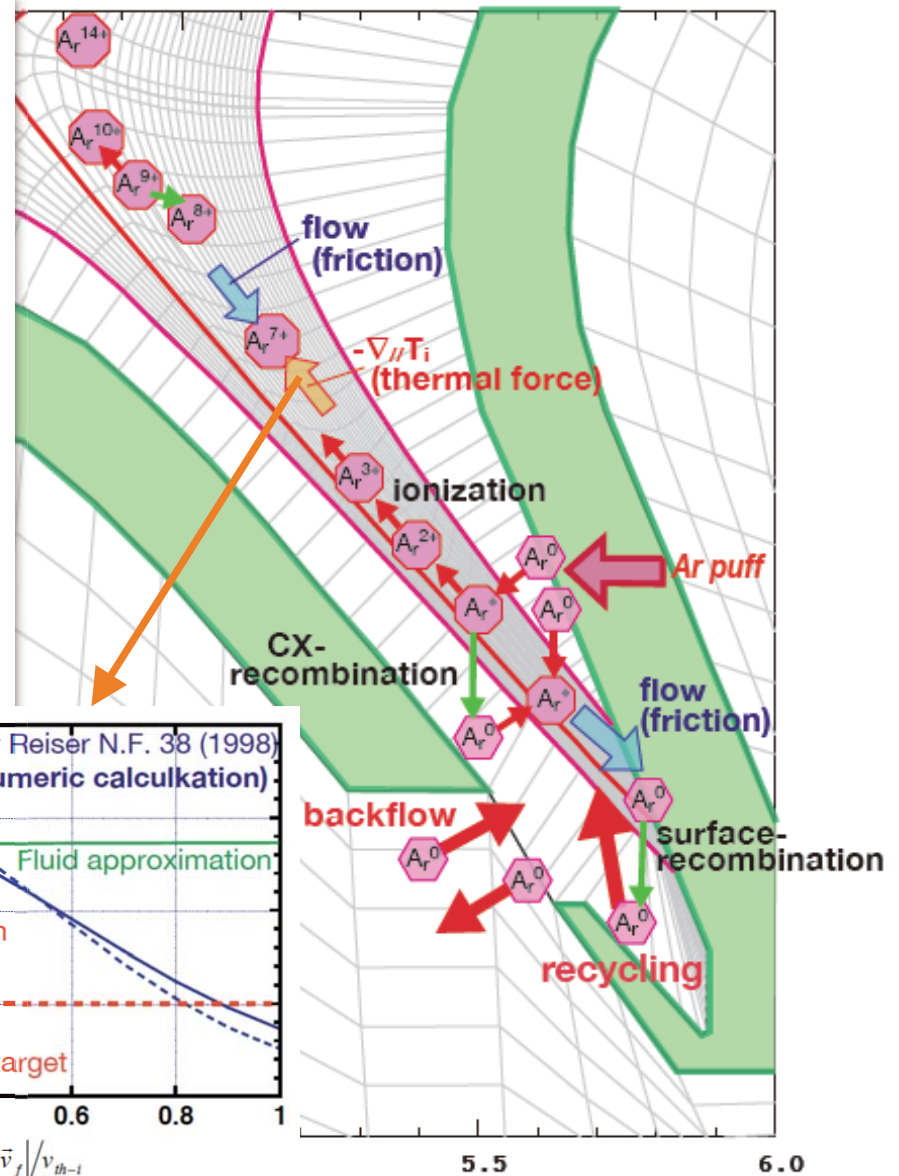
完全非接触ダイバータ ( $n_{Ai}/n_i=5\%$ )



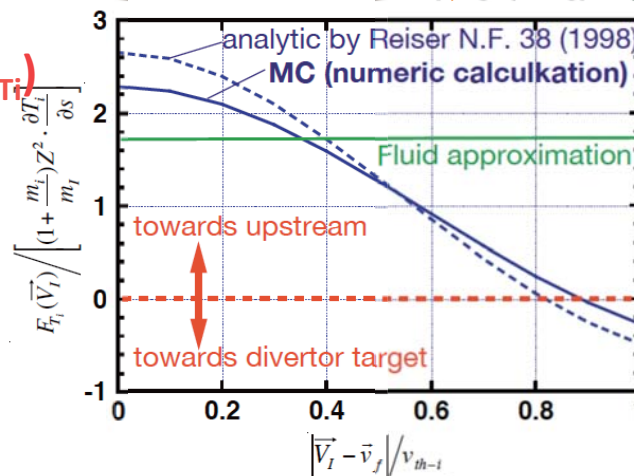
# モンテカルロ手法による不純物輸送コード(IMPMC)の導入

Most impurity transport processes are incorporated in original formula:

- Tracking impurity neutrals and ions  
 ⇒ CX-loss, n-collision, recycling etc.  
 Radiation & Recombination at multi-charge states
- Kinetic effect ⇒ Thermal force
- Gyro-motion ⇒ Erosion (for PWI)



**Kinetic thermal force ( $F_{Ti}$ )**  
 decreases with  
 impurity ion speed ( $v_i$ )  
 approaching to ion  
 thermal velocity ( $v_{th-i}$ ).



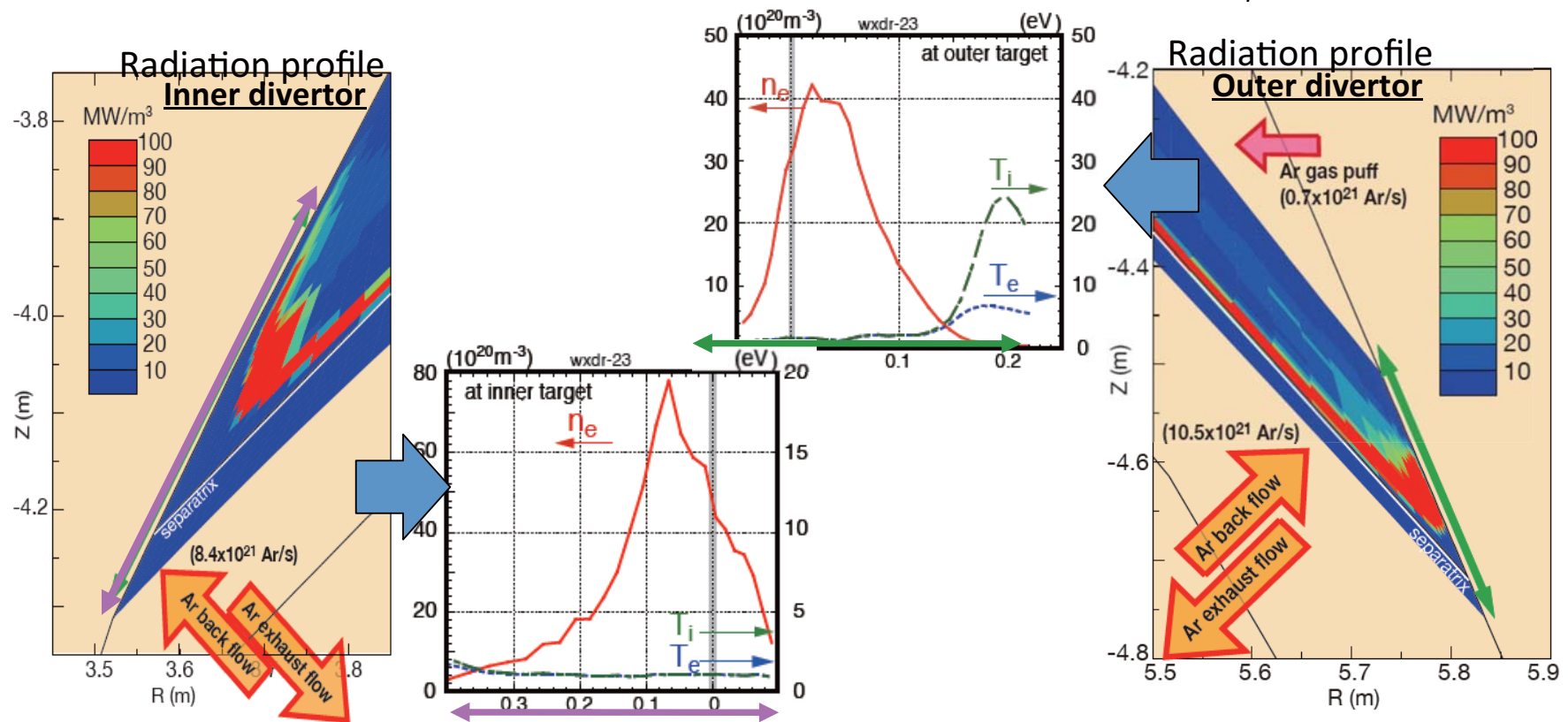
# 不純物輸送を導入したダイバータコードSONICにより定常的な非接触プラズマを再現

アルゴン入射を主プラズマ周辺( $\Gamma_{Ar}^{mid}=0.35 \times 10^{21}/s$ )とダイバータ( $\Gamma_{Ar}^{div}=0.7 \times 10^{21}/s$ )から行うことで、プラズマ周辺部とダイバータでの放射損失を増加

不純物輸送を考慮すると、放射損失領域は非コロナ平衡モデルより外側まで広がる

外側ダイバータでも広い範囲で、低温のプラズマ( $T_e \sim T_i < 2 \text{ eV}$ )となる

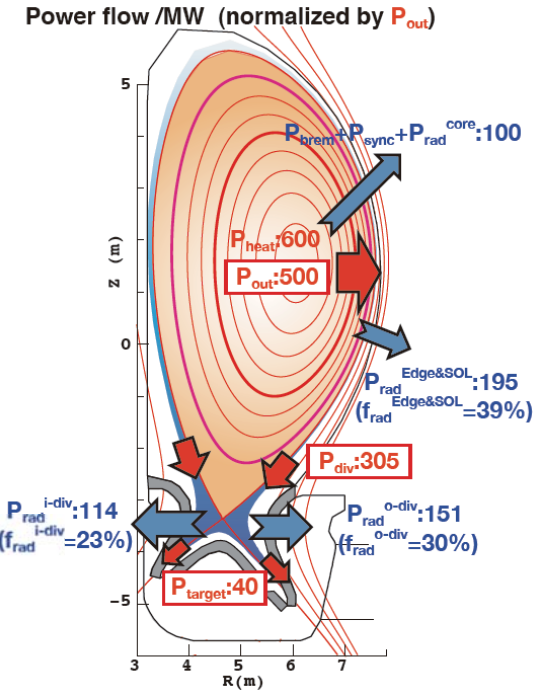
⇒ ほぼ完全非接触ダイバータ (ただし15cmより外では $T_e \sim 5 \text{ eV}$ ,  $T_i \sim 24 \text{ eV}$ )



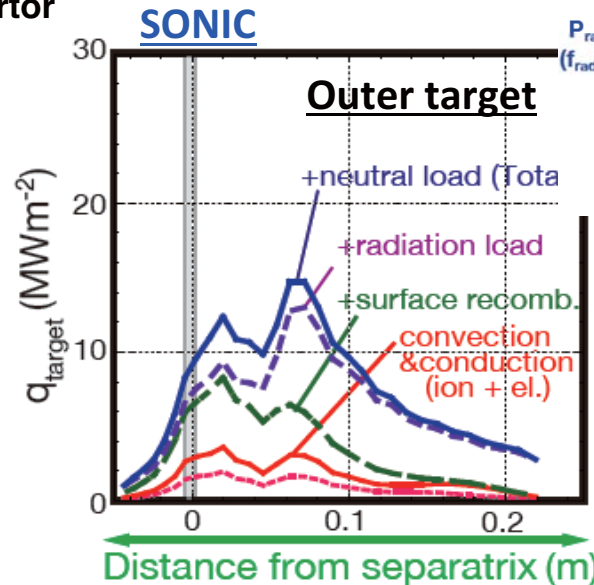
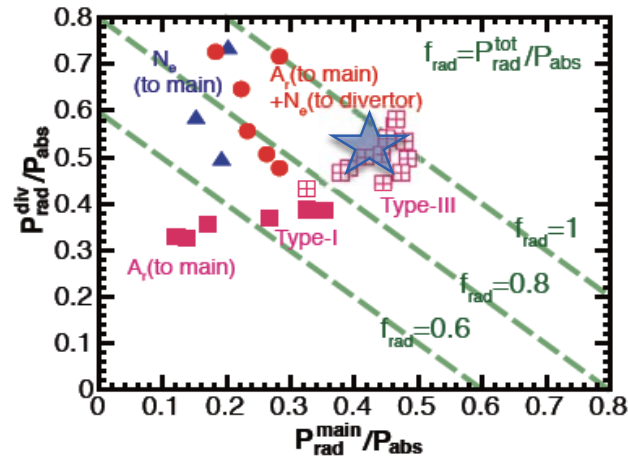
# 完全非接触ダイバータを得るためには大きな放射損失は必要

高放射損失  $P_{\text{rad}}^{\text{tot}}/P_{\text{out}} = 92\%$  の非接触ダイバータ  $\Rightarrow$  ピーク熱負荷を  $14\text{MWm}^{-2}$  に低減  
 プラズマ周辺部とダイバータでの放射損失の割合は JT-60 で得られた結果と同程度

Radiation / heat loading	SONIC
$P_{\text{rad}}^{\text{Edge\&SOL}} (f_{\text{rad}}^{\text{Edge\&SOL}})$	195 MW (39%)
$P_{\text{rad}}^{\text{i-div}} (f_{\text{rad}}^{\text{i-div}})$	114 MW (23%)
$P_{\text{rad}}^{\text{o-div}} (f_{\text{rad}}^{\text{o-div}})$	151 MW (30%)
$P_{\text{rad}}^{\text{tot}} (f_{\text{rad}}^{\text{tot}})$	460 MW (92%)
Peak q (trans/recom/rad)	3.2/ 3.3/ 6.3 $\text{MWm}^{-2}$



Ex.1 Radiation fractions at main / divertor for Ar and/or Ne seeding in JT-60U

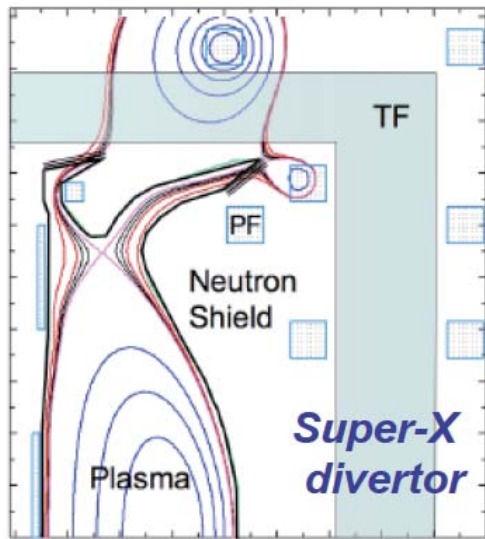




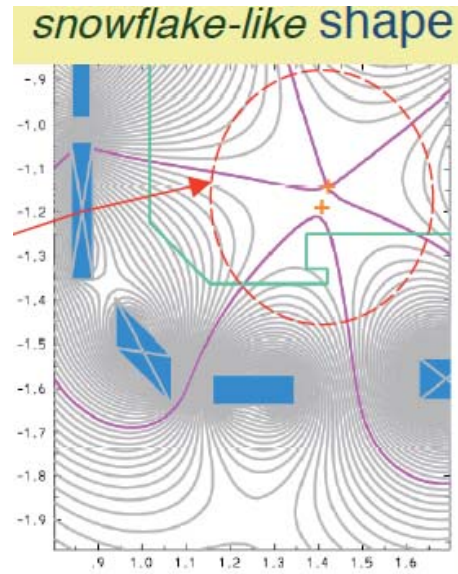
# 原型炉のダイバータ物理設計の検討

原型炉では完全非接触ダイバータの実現には90%以上の放射損失は必要  
 ⇒ ダイバータおよび主プラズマの運転条件がかなり制限される可能性が高い  
 コンパクトな原型炉ではダイバータ設計を考え直すことも必要

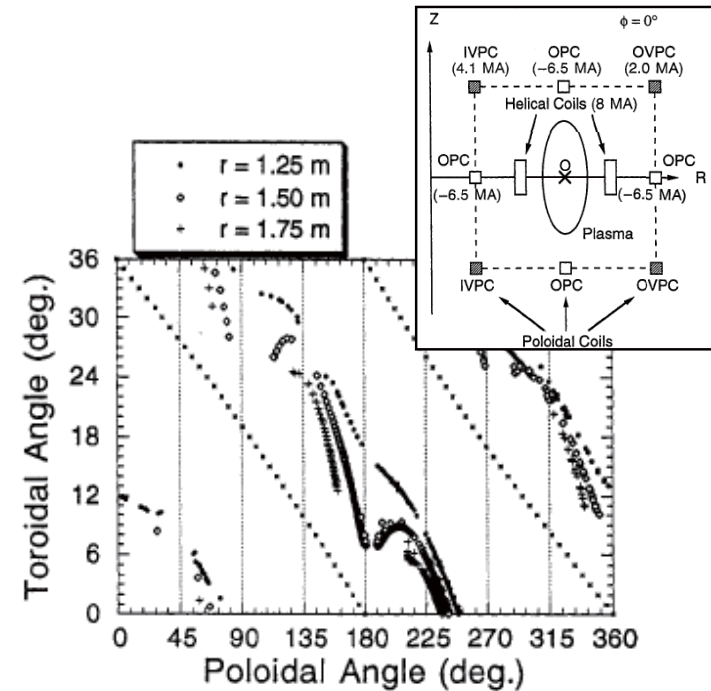
- (1) Super-X divertor ⇒ ダイバータを外側に延長すると共に照射面積を増加
  - (2) Snowflake-like divertor ⇒ ヌル点付近での磁気面の広げる(磁力線を伸ばす)
  - (3) Helical field ⇒ 磁場摂動により高温プラズマを拡散する(ピーク熱負荷の低減)
- ⇔ ダイバータ用あるいは摂動磁場用コイルの工学設計(中性子シールド、冷却、TBR増加の検討など)が必要



Kotschenreuther



Ryutov, Phys. Plas. 14 (2007) 064502

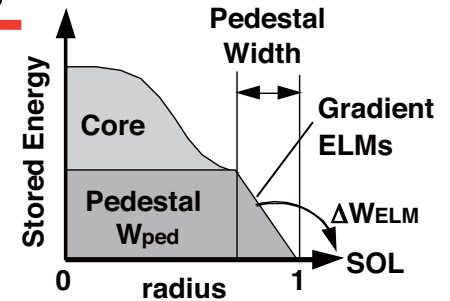


Iakase, et al, Nucl. Fusion 35 (1995) 123

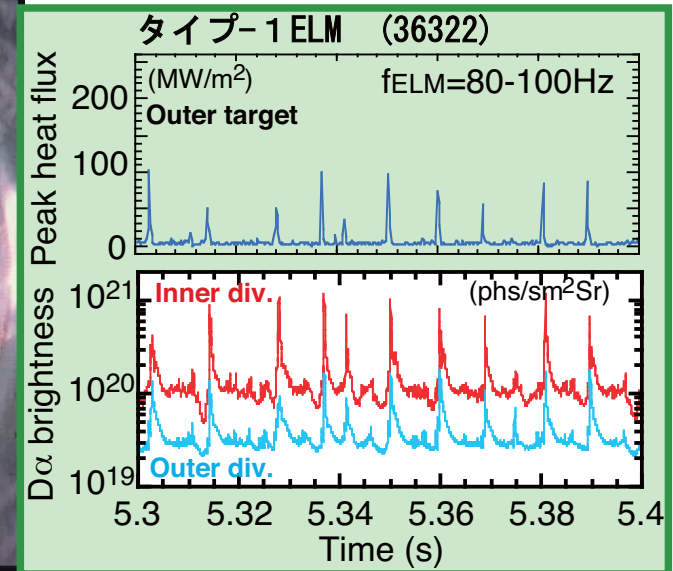
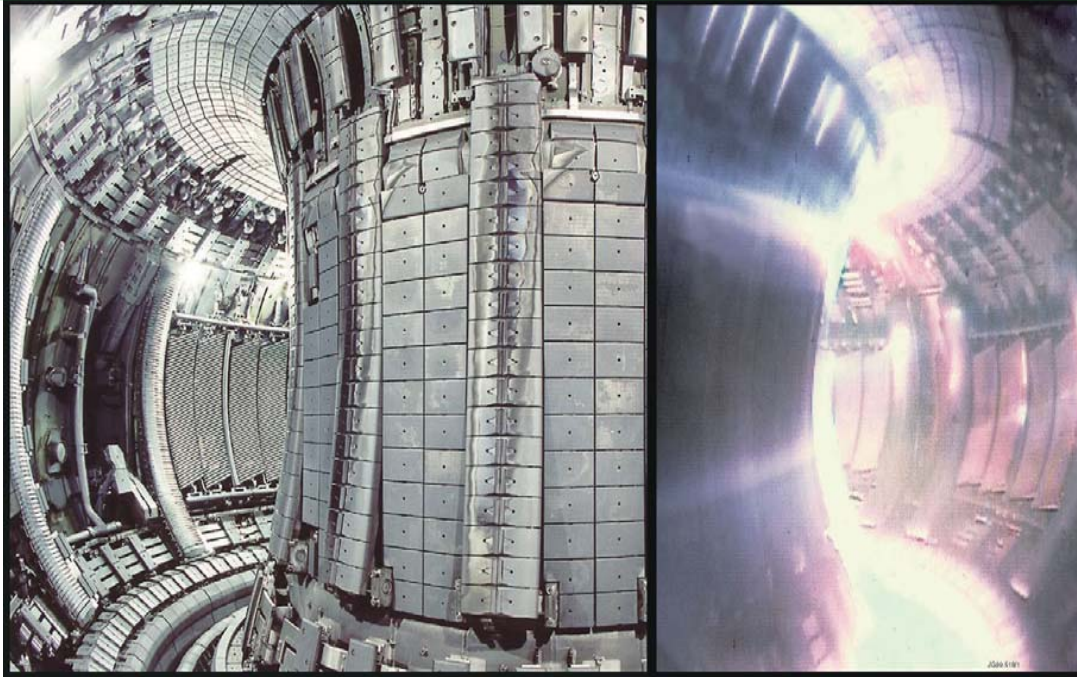
## 4. ELM発生によるダイバータへの熱負荷と緩和研究

高閉じ込め性能のプラズマの周辺部では  
ELM(Edge Localized Mode)により

主プラズマからSOLへバースト的に高温プラズマが排出



- ・現在の大型装置でダイバータ板への Type-I ELMのエネルギーは数100kJ  
⇒ITERでは5-20MJと予測(大型トカマクのディスラプション程度～数倍)  
ITERクラスの核融合炉では、対向材の溶融・損耗が加速する恐れがある





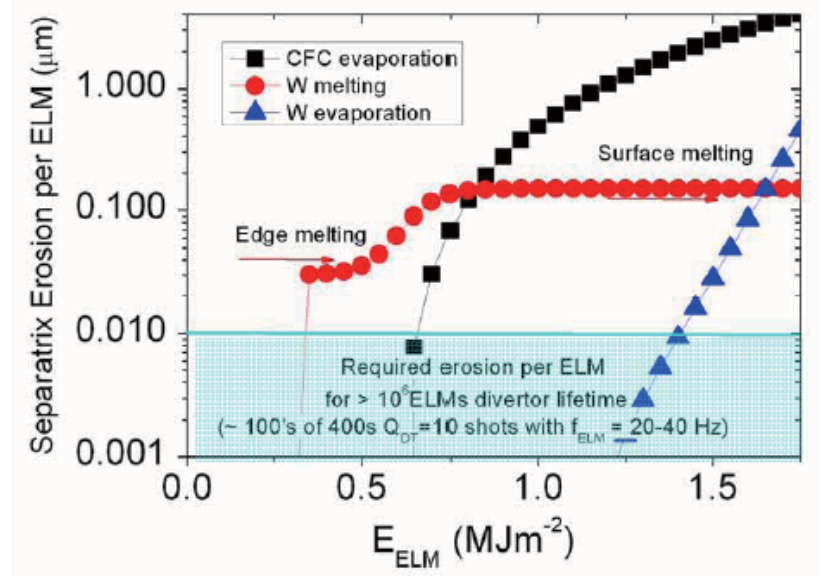
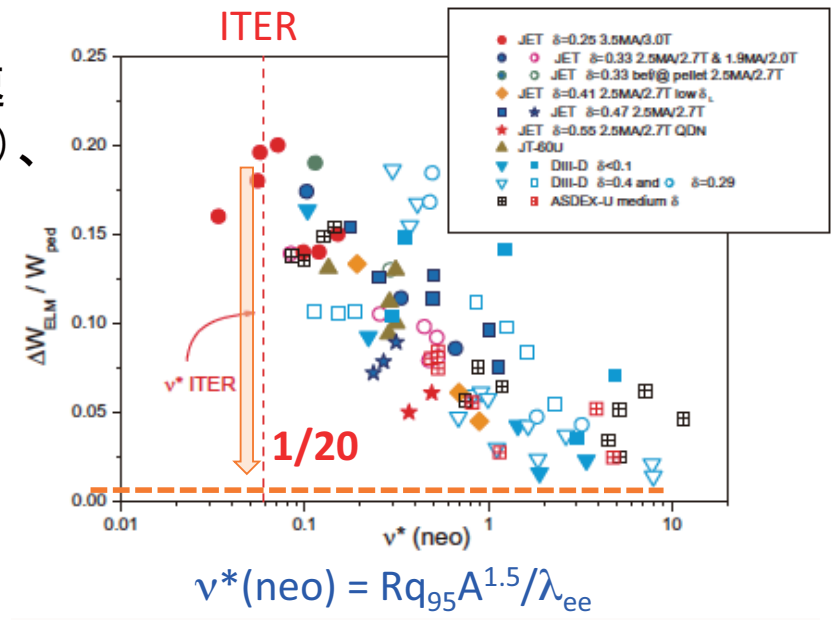
# Type-I ELM発生に伴うエネルギー放出と熱負荷の問題

- プラズマが失うエネルギー ( $\Delta W_{\text{dia}}^{\text{ELM}}$ ) と高速測定したダイバータ板での熱負荷 ( $\Delta W_{\text{div}}^{\text{ELM}}$ )、 $q_{\text{div}}^{\text{ELM}}$ 、 $\Delta t_{\text{dep}}^{\text{ELM}}$ 、 $\lambda_{\text{dep}}^{\text{ELM}}$  をデータベース化するとともに、エネルギー損失割合 ( $\Delta W_{\text{dia}}^{\text{ELM}} / W_{\text{ped}}$ ) を低減する研究が進んでいる

- $\nu^*(\text{neo})$  の減少により  $\Delta W_{\text{ELM}} / W_{\text{ped}}$  が増加  
ITER ( $\nu^* \sim 0.06$ ) では 0.15-0.2

- ダイバータ板での許容値は炭素およびタングステンでも  $0.5 \text{ MJm}^{-2}$  以下とされる
  - 損耗よりも昇華や溶融が大きな制約条件

⇒ 現在はエネルギー損失割合を1/20程度に低減・制御することが要請されている



# ELM熱負荷の時間スケール: 最高温度は熱負荷上昇の時間に関係

- 過渡的にダイバータ板に照射される熱流による温度の上昇:

$$\Delta T_{\text{div}}^{\text{ELM}} = K q_{\text{div}}^{\text{ELM}} \sqrt{t_{\text{dep}}^{\text{ELM}}} = K \Delta W_{\text{div}}^{\text{ELM}} / (S_{\text{div}}^{\text{ELM}} \sqrt{t_{\text{dep}}^{\text{ELM}}})$$

熱流束密度 ( $q_{\text{div}}^{\text{ELM}}$ )、照射時間 ( $t_{\text{dep}}^{\text{ELM}}$ )、照射面積 ( $S_{\text{div}}^{\text{ELM}}$ )、K (熱伝導率、比熱、密度)

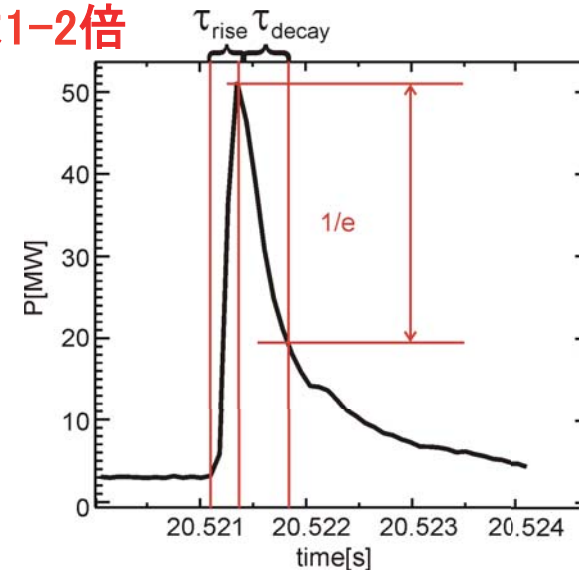
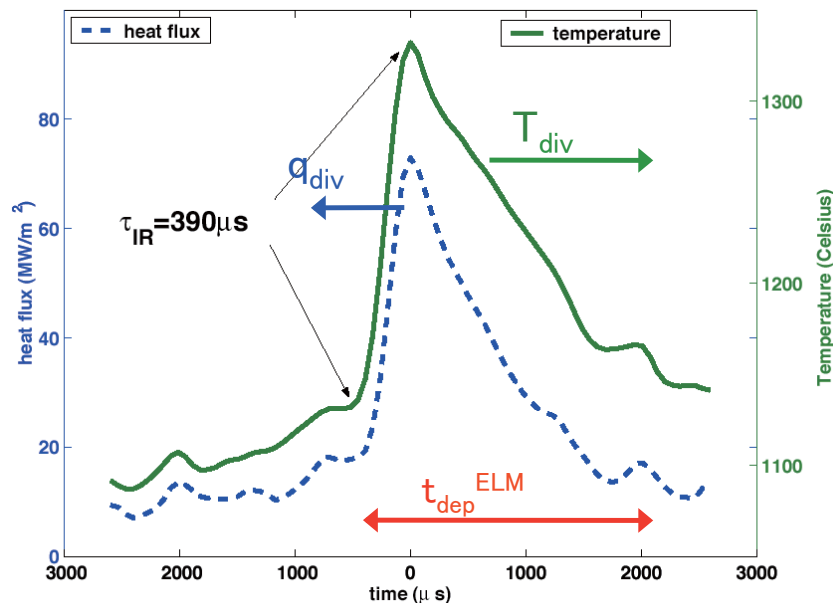
- 高速測定用の赤外線カメラが開発

$t_{\text{dep}}^{\text{ELM}} \Rightarrow$  イオン輸送がSOLを伝搬する時間 ( $\tau_{//} \sim L_c / C_s^{\text{ped}}$ ) の数倍と比較的遅い

$T_{\text{div}}^{\text{ELM}}$ ,  $q_{\text{div}}^{\text{ELM}}$  共に最大に達した後、減少  $\Rightarrow$  最高温度は簡易式で考える半分程度

$\Rightarrow$  ITERでの予測: 上昇時間200 $\mu$ s、減衰時間は1-2倍

JETのELM波形データ (高時間分解能: 21 $\mu$ s)

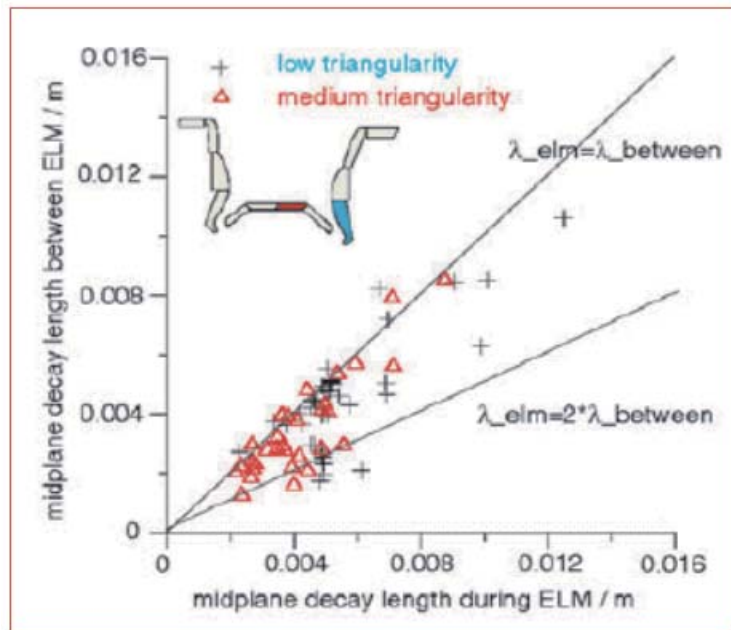


	$L_c$ (m)	$T_e$ (eV)	$q_{95}$	$c_s$ (km/s)	$L_c / c_s$
JET	64	1000	3.4	308	208us
ITER	120	4000	3.0	616	194us
Ratio					1.07

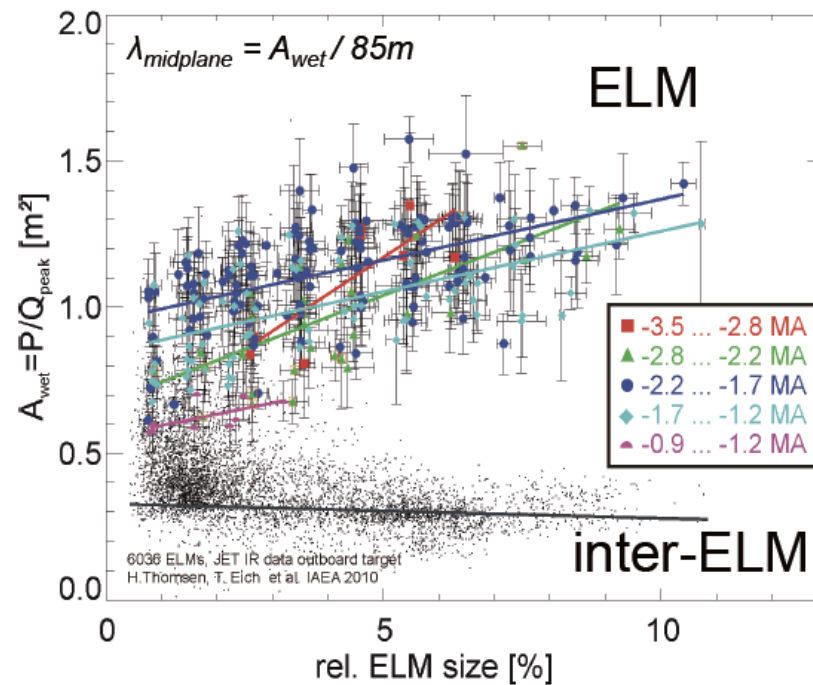
# ELM熱負荷の分布と照射面積

- AUG, DIII-D, JT-60U, JETでELM熱負荷の分布幅は、定常時の1-2.5倍程度
- 最近は放出エネルギー(ELMサイズ)による依存性が問題となっている:  
 $W_{ELM}/W^{ped} = 1\% \Rightarrow 10\%$ に伴い、熱負荷分布の幅も増加(7mm  $\Rightarrow$  18mm)  
**ELMが大きくなるほど分布幅は広がる  $\Rightarrow$  径方向の輸送機構が大きく関与**

ASDEX-UのELM分布幅のデータベース



JETのELM分布幅のデータベース



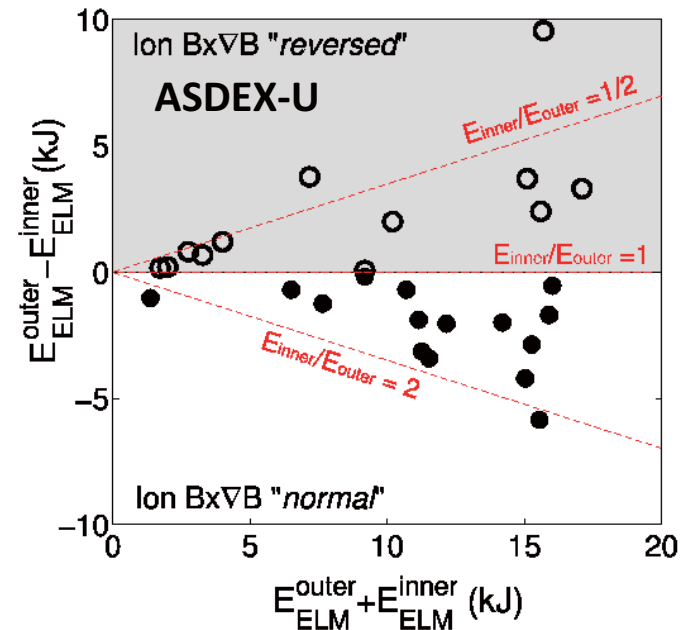
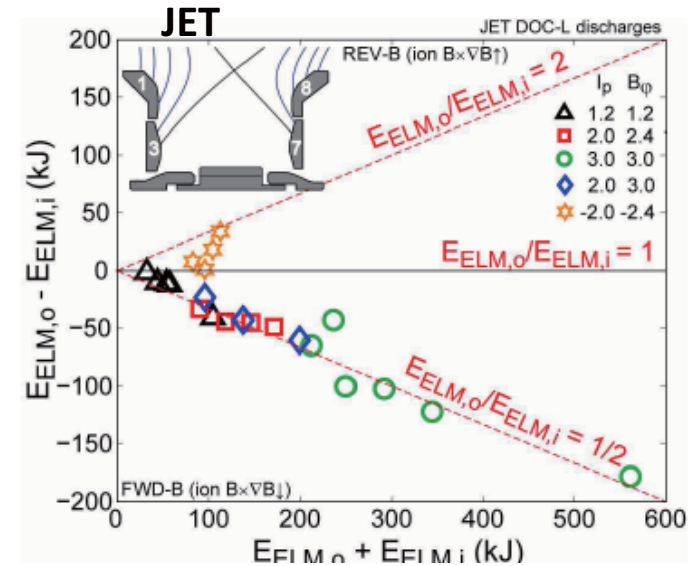
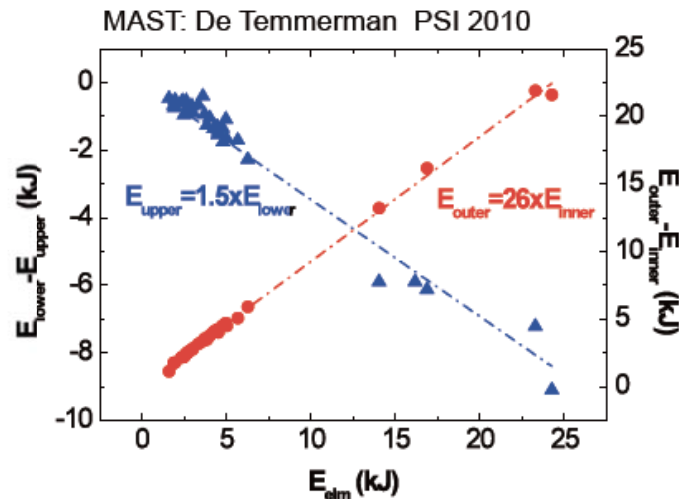
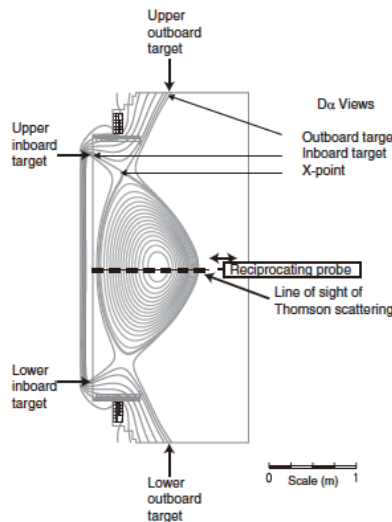
# ELMプラズマの内外ダイバータでの非対称性とダブル・ヌル

## 熱負荷の内外非対称性(磁場方向により反転)

- 定常時の熱流束の内外非対称性とは反対  
通常磁場方向では内側の方が2倍程度大きい  
(ただし、AUGはx1-2でバラツキ)

## ダブルヌル・ダイバータ

- 内側ダイバータへのELM熱負荷がかなり小さい  
⇒ 低磁場(外)側からプラズマの排出される
- 上側ダイバータで大きい  
ただし、1.5 倍程度でシングルヌルより小さい

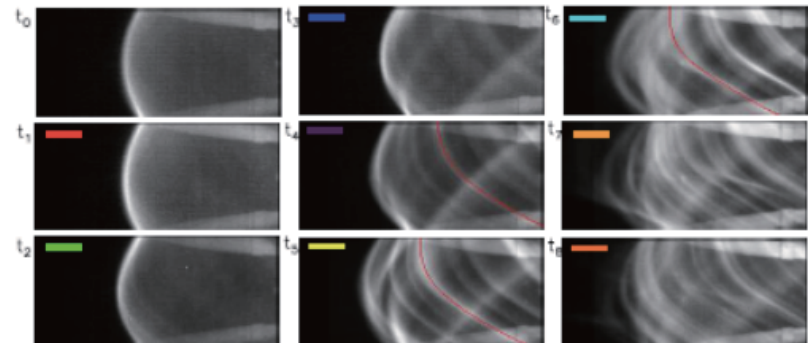
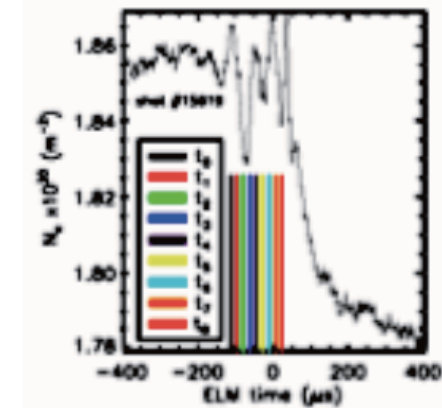
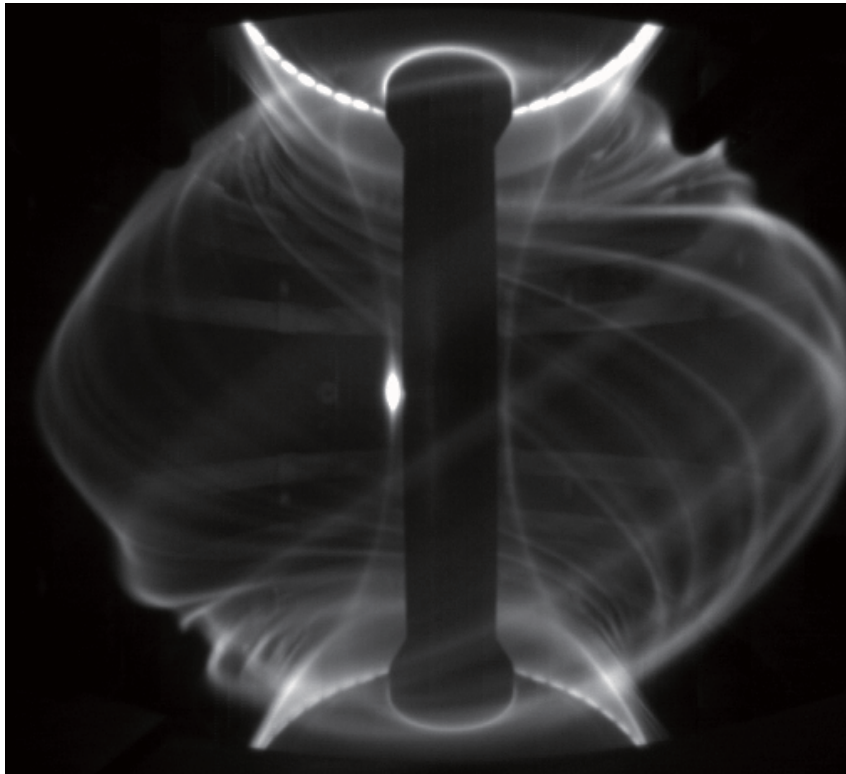


## ELMの発生機構の解明が進み伝搬についても理解

- ペDESTルの崩壊前: ペDESTル部分でプラズマ揺動が発生  
⇒ モード構造を持つ複数の帯(フィラメント)として、トロイダル方向へ回転しながら外側へ伝搬

MAST (球状トカマク)でのELM可視映像

MAST: density fluctuations observed before filaments become visible

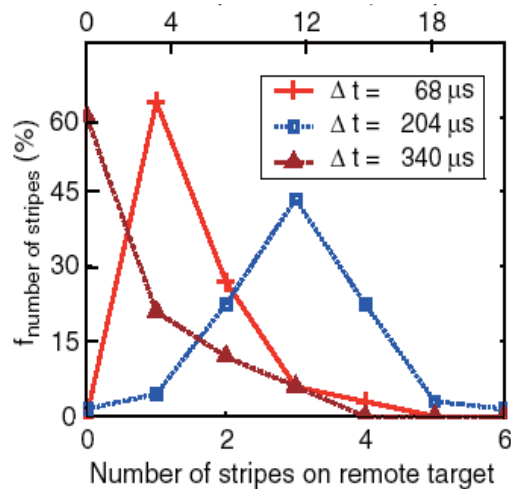




# フィラメント発生のダイナミクスとELM熱負荷への寄与

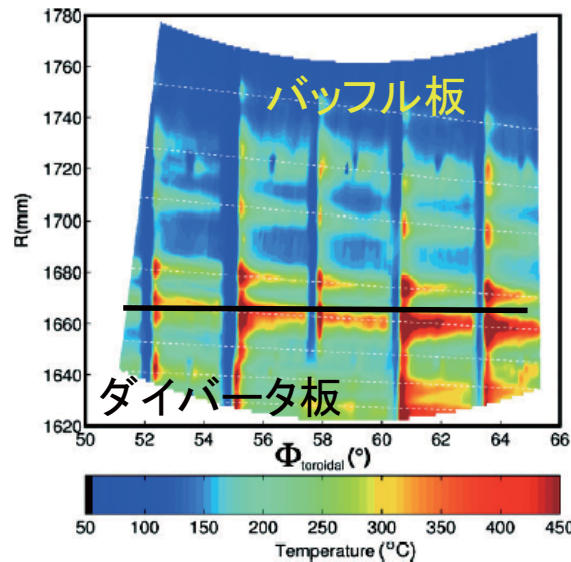
- ペDESTルの崩壊、フラメントも同時にSOLへ放出  
 フィラメント数は増加し、最終的な本数は10-20  
 フィラメントのエネルギー:  $W_{fil}/W_{ELM} < 2.5\%$   $\Rightarrow$  熱負荷への寄与は $W_{ELM}$ の25-50%
- ELMが大きくなるほど ( $\Delta W_{dia}^{ELM}/W_{ped}$ ) ダイバータ板への熱負荷が小さくなる  
 $\Delta W_{ELM}^{div} \sim 50 - 80\%$  of  $\Delta W_{ELM}^{dia}$   
 $\Rightarrow$  磁力線方向への輸送速度と広がる速度により第一壁への熱負荷が決まる

トロイダルモード数の時間変化

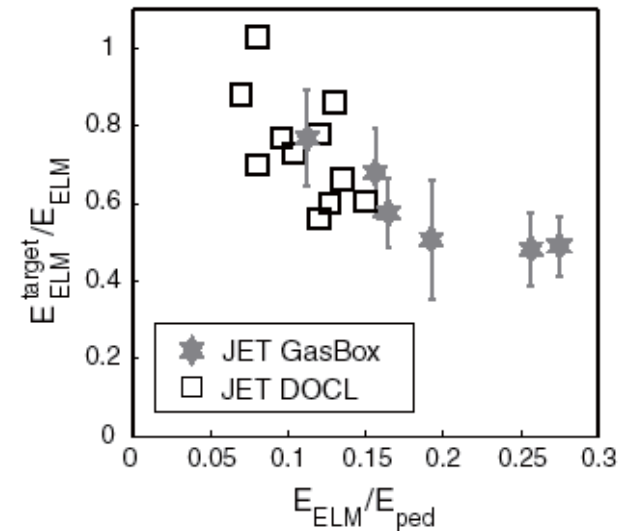


Eich, et al, PPCF 47 (2005) 815

ASDEX-U でのELM熱負荷映像

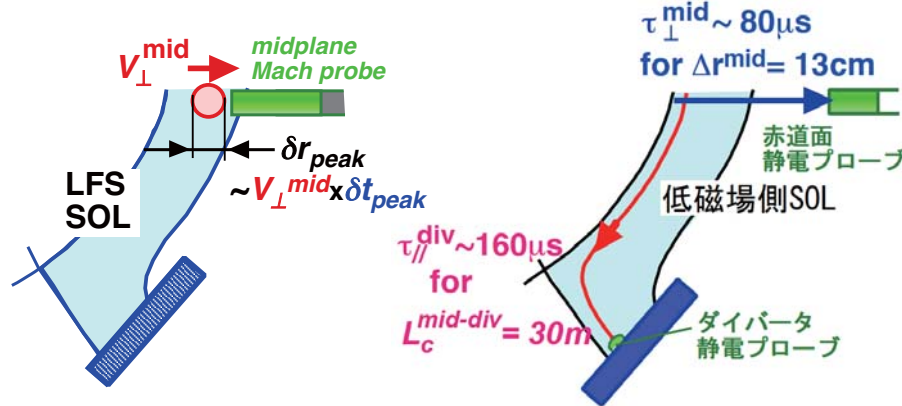


JETで観測されたエネルギー損失とダイバータへの熱負荷の関係



# 高温のフィラメントは第一壁へ到達する可能性が大きい

- フィラメントの粒子束密度は、ELM間での20-50倍 (ペDESTALプラズマを反映)



- ELMの発生後、プローブへフィラメントが到達する時間:  $\tau_{\perp}^{mid}(peak)$  は外側ほど遅い  
平均速度:  $V_{\perp}^{mid}(peak) = 0.4-3\text{km/s}$

浮遊電位(500-600V)からプラズマ温度は高い(数100eV)

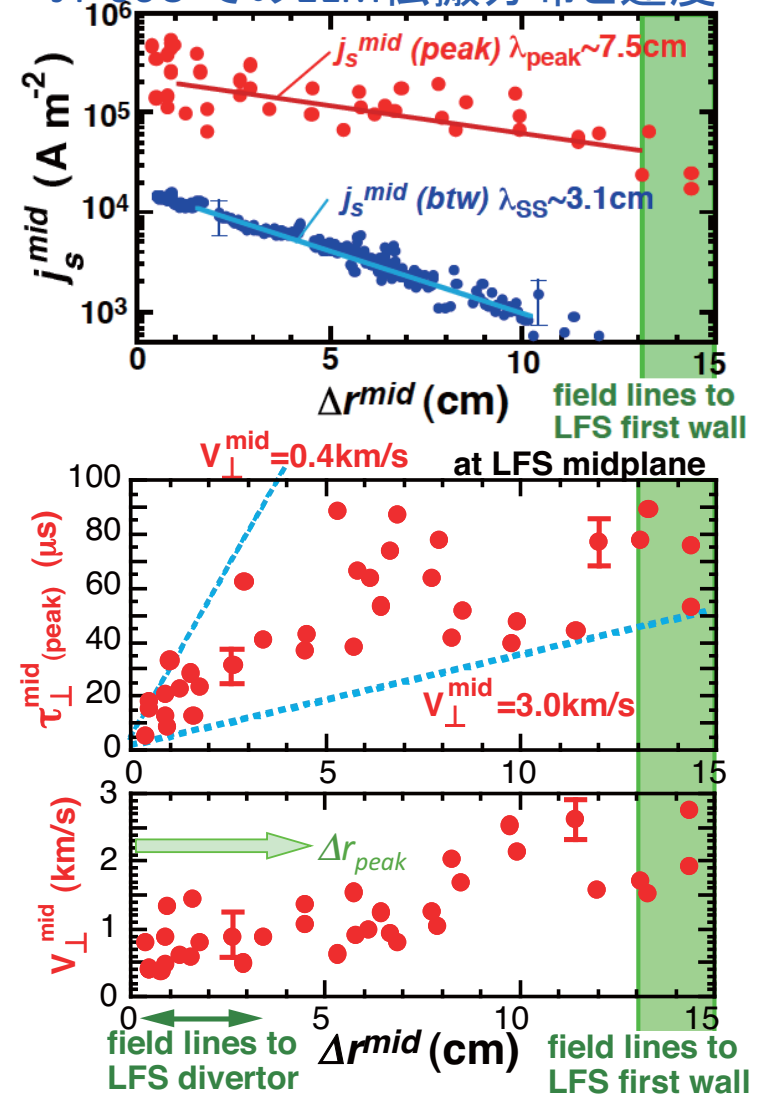
ピークの時間幅からピークの半径方向の広がり:

$$\delta r_{peak} = V_{\perp}^{mid}(peak) \times \delta \tau_{peak} (10-25\mu\text{s}) \sim 0.5-4\text{cm}$$

イオンがダイバータへ到着する時に広がる距離:

$$\Delta r_{peak} = V_{\perp}^{mid}(peak) \times \tau_{//}^{conv} = 4-15\text{cm}$$

JT-60U でのELM伝搬分布と速度

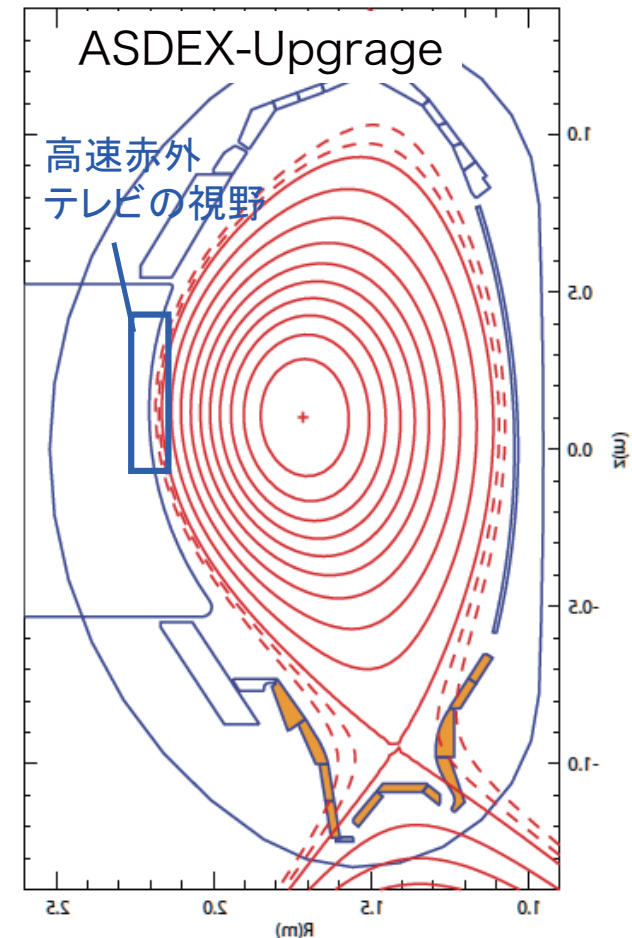
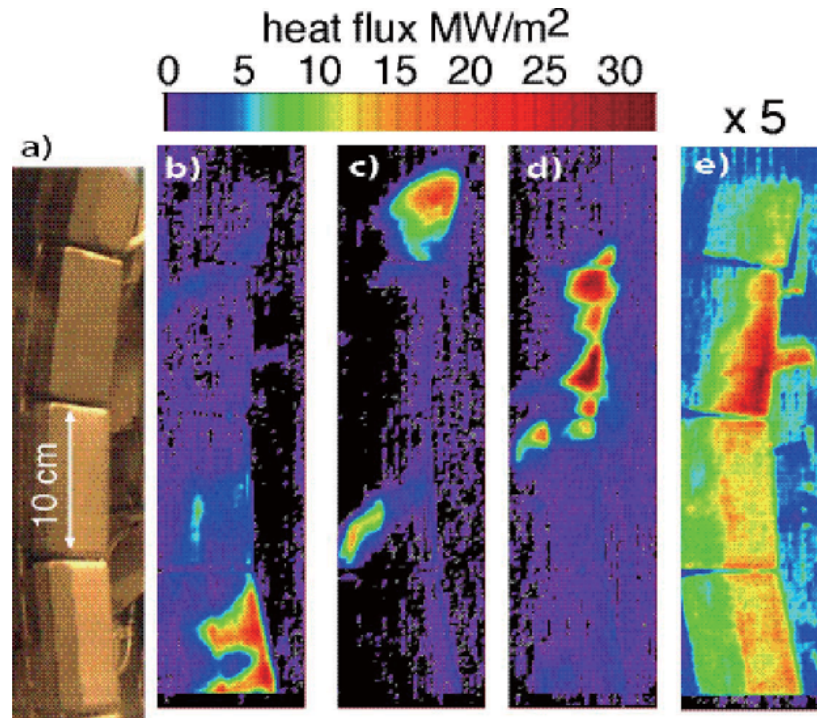




## 低磁場側の第一壁がELMにより大きな熱負荷を受ける

主プラズマから失われるエネルギーの数20-50%程度が、外側SOLへ伝搬し、第一壁やリミターに到達する ⇒ 局所的な熱負荷となる

ASDEX-UのRFアンテナ用保護リミターへあたるELM熱負荷 (ELMごとのピークと平均値)



## ITERでのELM熱負荷の低減方法

低い衝突周波数のプラズマ閉じ込め性能を劣化せずに、ELMを低減する方法が必要  
さらに、高密度での運転、不純物(ヘリウム、放射損失用、高Zイオン)の排出が必要

- **プラズマパラメータの工夫:**

GrassyELMやQH が候補としてあるが、プラズマパラメータ(高安全係数と高三角度、プラズマ回転や第一壁からの距離など)と物理機構の解明が必要

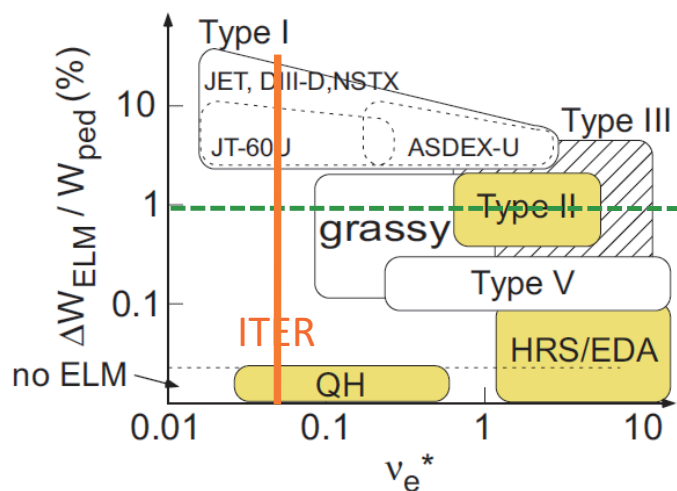
- **積極的な制御手法:**

ペレットを繰り返し入射して、小エネルギーのELMを周期的に発生(ASDEX-U, JET)

磁気揺動を加えて周辺プラズマ圧力を緩和(DIII-D, JET, MAST)

プラズマ平衡制御により、速い上下移動を行いELMを誘導(vertical kick in JET)

ECHの周辺加熱・電流制御(JT-60U) などの研究が進められている



原型炉を考えた場合、高密度および放射損失で得られる小ELM放電(Type-III, EDA)などの物理機構の理解は必要

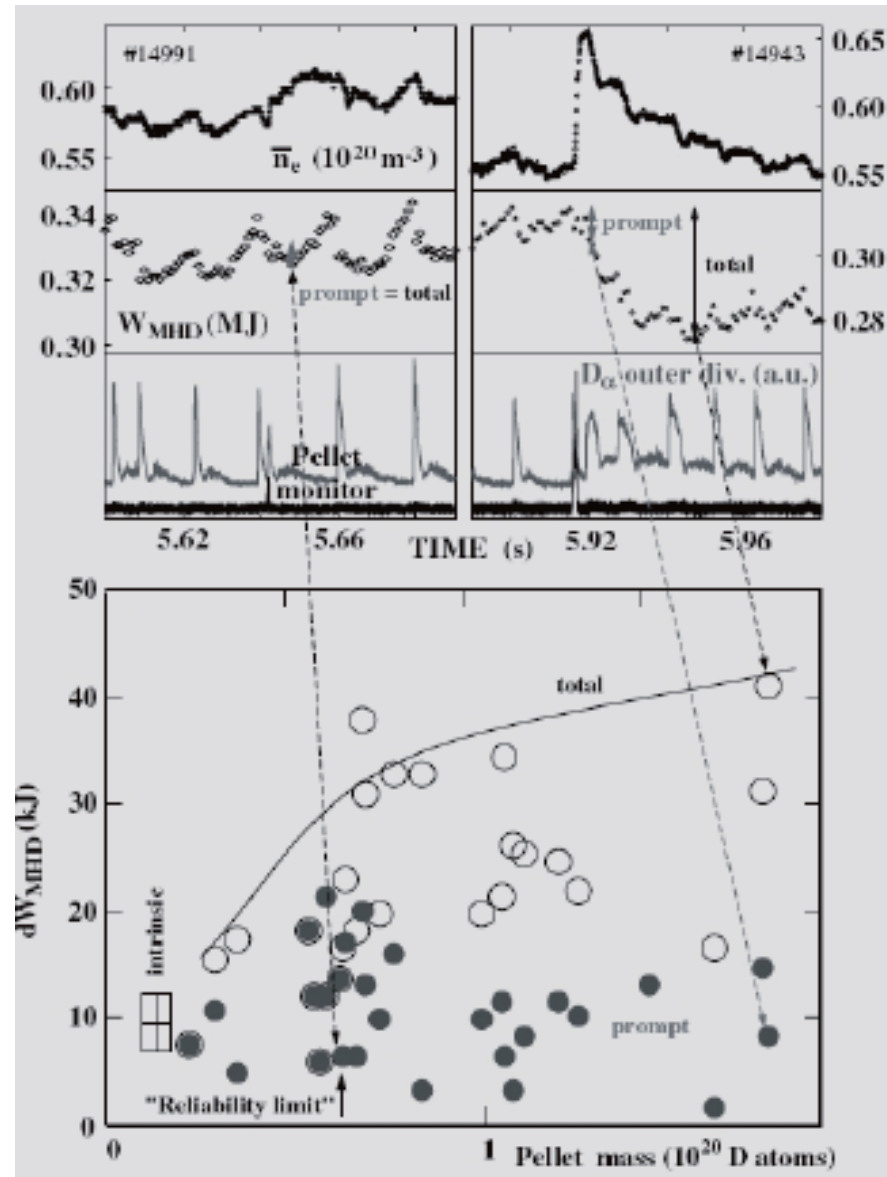
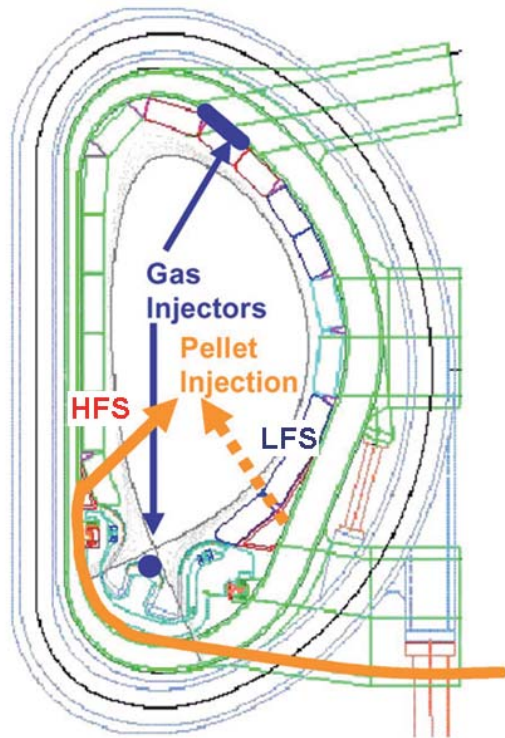
## 連続ペレット入射によるELM緩和

### ペレット・ペースメイク:

重水素ペレットを低磁場側からELMより速い周波数で入射

- 照射分布や時間は通常の小さなELMと同じ性質

⇔ペレットが大きすぎると大きな $W_{ELM}$ を誘発する可能性が大きくなる



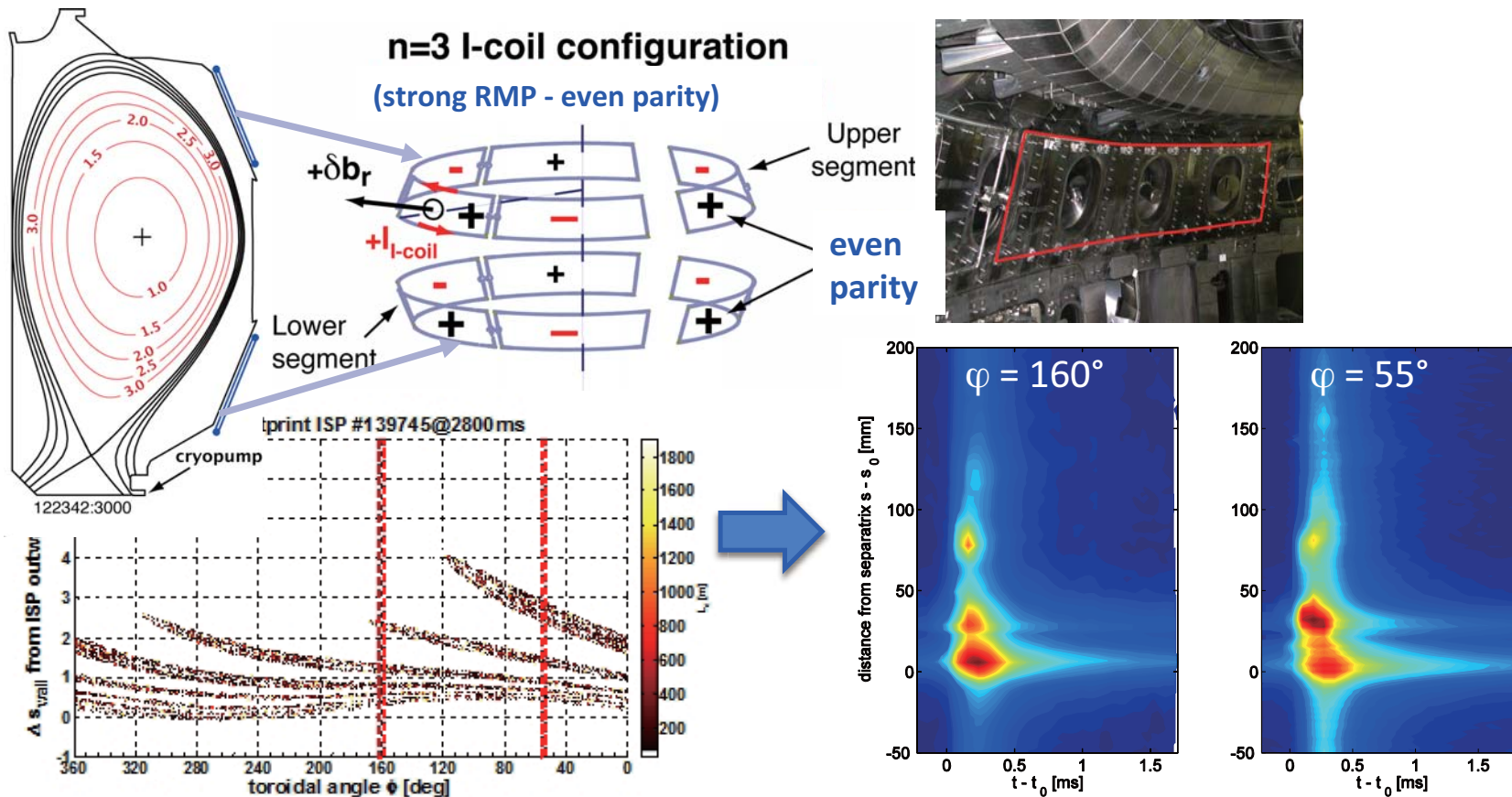


# RMP(Rotational Magnetic Perturbation)によるELM緩和制御

磁気揺動を加えて周辺プラズマ圧力を緩和する(真空容器内コイルの設置)  
 ⇒ ELMのピーク熱負荷を低減し分散、低 $\nu^*$ 条件でELMをほとんど低減

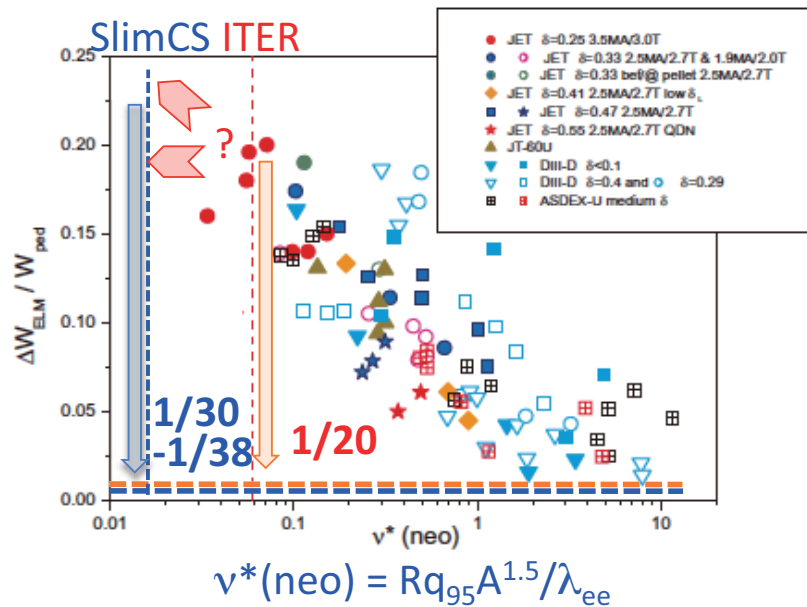
最近の実験では安全係数の広い範囲(3.5-4.3)でELMの緩和が可能:

ELMサイズ( $W_{ELM}$ ) < 20%,  $A_{ELM}$  < 30%, トロイダル方向の非対称性 < 20%  
 ペDESTALを高密度 ( $n_e/n^{GW} > 0.8$ ) に維持することが大きな課題



# 原型炉におけるELM熱負荷の低減の課題：ELM発生への制御

- ペデスタル温度は(ITERと比較)2倍増加、熱プラズマ $W_{ped}$ は2.2倍増加？  
 $v^*(neo)$  減少(0.06 → 0.016) ⇒  $\Delta W_{ELM}/W_{ped}$  が増加？ [モデル/スケーリング必要]
  - 許容エネルギーはダイバータ板への照射面積の増加により増加：1MJ→1.6MJ  
 (ダイバータ板で許容ピーク熱負荷は0.5 MJm<sup>-2</sup>以下)
- ⇒  $\Delta W_{ELM}/W_{ped}$  を ITER よりも低減 (<0.7%, 1/30-1/38) する必要がある



plasma factors	SlimCS	ITER
$T_{ped}$	~7keV*	~3.5keV
$n_{ped}$	~ $8 \times 10^{19} m^{-3}$ *	~ $8 \times 10^{19} m^{-3}$
$W_{ped}$ (thermal)	~242MJ	~110MJ
$v^*(neo)$	0.017	0.058
$\Delta W_{ELM}/W_{ped}$ from $v^*(neo)$ database	0.2-0.25	0.2
unmitigated $\Delta W_{ELM}$	48-60MJ	22MJ
acceptable $\Delta W_{ELM}$ ** (inner $A_{wet}/$ outer $A_{wet}$ )	1.6MJ 2.2/1.9m <sup>2</sup>	1MJ 1.4/1.9m <sup>2</sup>
acceptable $\Delta W_{ELM}/W_{ped}$	0.7%	0.9%

\* ACCOME の電流駆動モデル参照

\*\* acceptable  $\Delta W_{ELM} = Q_{div}^{ac} \cdot A_{wet} \cdot (1 + P_{out}/P_{in}) / f_{loss}$ ,  
 $Q_{div}^{ac} = 0.5 MW m^{-2}$ ,  $P_{out}/P_{in} = 0.5$ ,  $f_{loss} = 1$  (max.)

# ELM熱負荷の低減の課題： 第一壁へのELM熱負荷

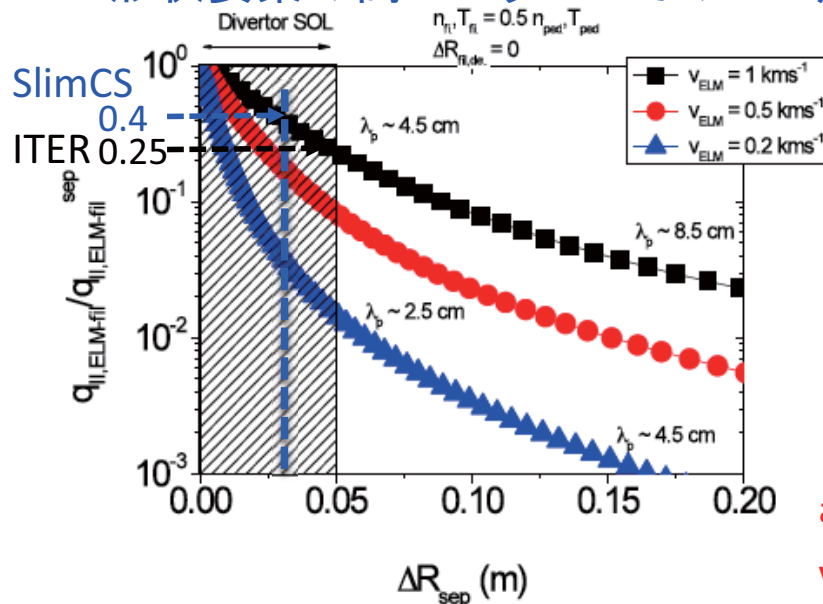
形状要素の高いプラズマ配位( $\delta_{95} \sim 0.35$ ,  $\kappa_{95} \sim 2$ )では第2セパトロクスが容器内で発生  
 ⇒ 第一壁(上ヌル点付近)への熱負荷の問題: 設計は $1\text{MWm}^{-2}$ (ITERでは $0.5\text{MWm}^{-2}$ )

- (1) 第1-2セパトロクス間は外側赤道面で $\Delta r_{2\text{sep}} = 3\text{cm}$ 程度 ⇒ 内側では $\Delta r_{2\text{sep}} = 15\text{cm}$
- (2) 高温ブランケットの厚さ( $\sim 55\text{cm}$ )、導体シェル設置( $r_s/a = 1.35$ ) ⇒  $\Delta r_{\text{wall}} < 20\text{cm}$ (ITER)
  - ・ 上側第一壁でのピーク熱負荷および熱流束 [モデル/スケーリングが必要]

⇒ ELM熱負荷の緩和は不可欠、その際 $\Delta r_{2\text{sep}} = 3\text{cm}$ でも第一壁の熱負荷許容内

- ・ 速い速度の報告(例えばJT-60U:  $V_{\perp}^{\text{ELM}} = 0.5\text{-}3\text{kms}^{-2}$ )、ELM緩和により $V_{\perp}^{\text{ELM}}$ が低減

⇒「形状要素の高いプラズマでのELM熱粒子輸送研究」は原型炉設計の重要課題



上側第一壁へのELM熱負荷評価(緩和なし/あり)

	SlimC ( $r_{2\text{sep}}:3\text{cm}$ )	mitig ated	ITER ( $r_{2\text{sep}}:5\text{cm}$ )	mitig ated
$\Delta W_{\text{ELM}}$ (MJ)	50	1.6	22	1
Upper $E_{\perp}^{\text{ELM}}$ ( $\text{MJm}^{-2}$ )	3.6	0.13	1	0.05

assuming  $V_{\perp}^{\text{ELM}} = 1\text{kms}^{-2}$ ,  $B_{\perp}/B_{\parallel} = 0.05$  at upper wall

$V_{\perp}^{\text{ELM}}/C_s = (\Delta W_{\text{ELM}}/W_{\text{ped}})^{\alpha}$ ,  $\alpha = 0.25\text{-}0.5$  by models

## まとめ

トカマク・ダイバータについて、定常的および過渡的な熱負荷の低減・制御研究の進展と課題、ITERや原型炉SlimCSのダイバータ物理設計について概要を発表した

今後、ITERから原型炉に向けた研究課題:

- ・ **ダイバータによる熱流低減**

完全に近い非接触ダイバータを得やすい磁場配位、ダイバータ形状、不純物入射主プラズマ周辺部の放射損失増加(閉じ込め性能維持と第一壁熱負荷を分散)

- ・ **ELM熱負荷の低減**

高いプラズマ形状パラメータでの熱負荷緩和( $\Delta W_{\text{ELM}}/W_{\text{ped}} < 1\%$ ?)

比較的狭いSOL磁場設計( $\Delta r_{2\text{sep}} = 3\text{cm}$ 程度)で第一壁への熱負荷を許容内に緩和

- ・ **ダイバータ排気**

ヘリウム排気やトリチウム蓄積の軽減のため少ない排気とダイバータ形状の改善

- ・ **原型炉ではITERより設計コンセプトに特化したプラズマ性能や運転が求められる**

⇒ 工学要素を含め適切な設計指標が求められる

⇒ 設計コンセプトに即した実験による制御方法と外挿データベース(さらにはモデル化と高精度シミュレーション)の確立

⇒ 原型炉設計のシステムコードへ反映