

QUEST での QUESTION は何か？ そして将来への REQUEST は何か？

## QUESTの主な研究課題として

1. 高ベータ定常化の学術基盤研究として、トカマクよりも高ベータの達成が可能な球状トカマクの定常電流駆動及びプラズマ生成に関する研究  
特に高密度・高誘電率プラズマにおける新しい電流駆動法（電磁波・静電波モード変換）の開発と実証
2. 球状トカマクの特徴的磁場配位に適合するダイバータ開発研究、および長時間運転での粒子・熱負荷制御法の確立
3. 定常運転の学術基盤として、壁温度制御による長時間運転での粒子循環制御、および先進壁制御とプラズマ性能の総合的研究

# 「近未来の実験は定常炉の粒子輸送にどのように反映されるか？」

東工大 先導原子力研究所 松田 慎三郎

- 要旨: 定常原型炉での粒子輸送の全体像が粒子の流れの単純な考察から幾つかの指針が導かれる。 Questの実験で期待されることはどのような位置づけとなるのか？

この発表の多くはNIFS共同研究(原型炉の運転制御に関する研究会) NIFS-MEMO-80に基づいている。

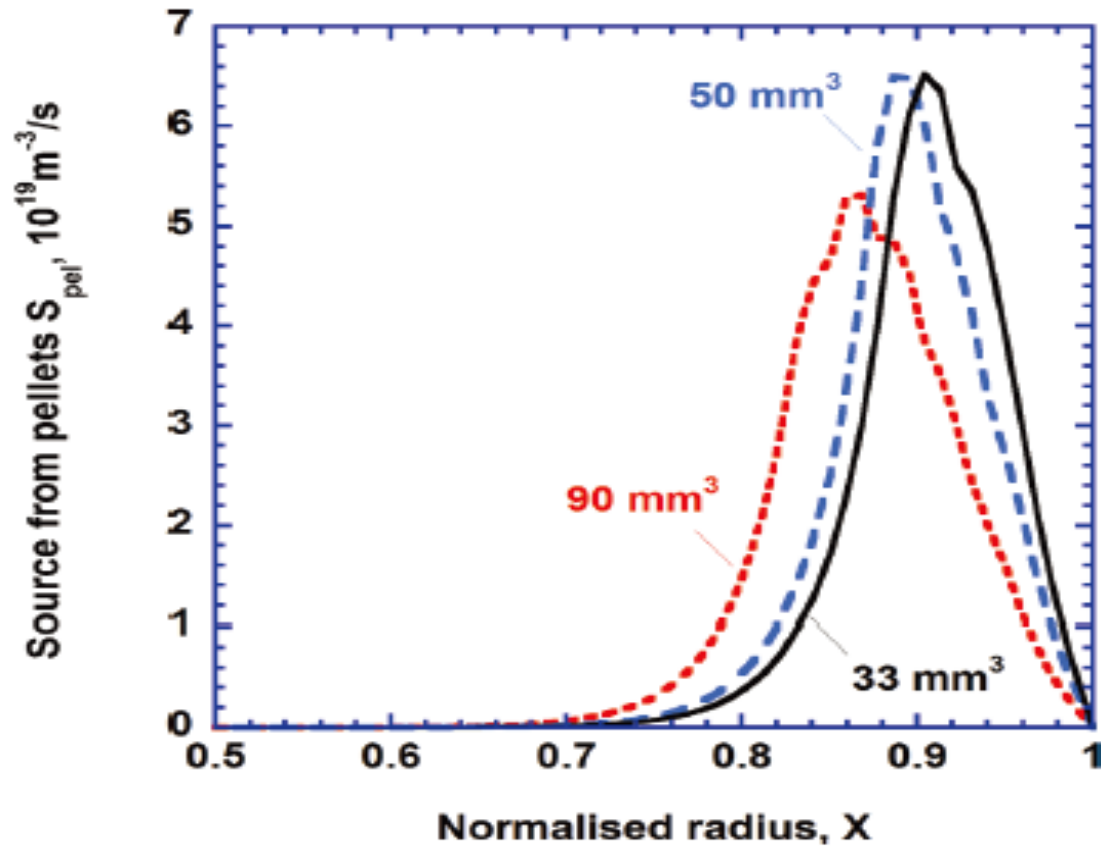
Q1: 出力を決めるためのデータベースは十分あるか？  
壁のリサイクリングまで含めた定常をみたことがあるか。

Q2: どのように運転制御するのか？  
核融合出力の変動を抑えて一定出力とする。

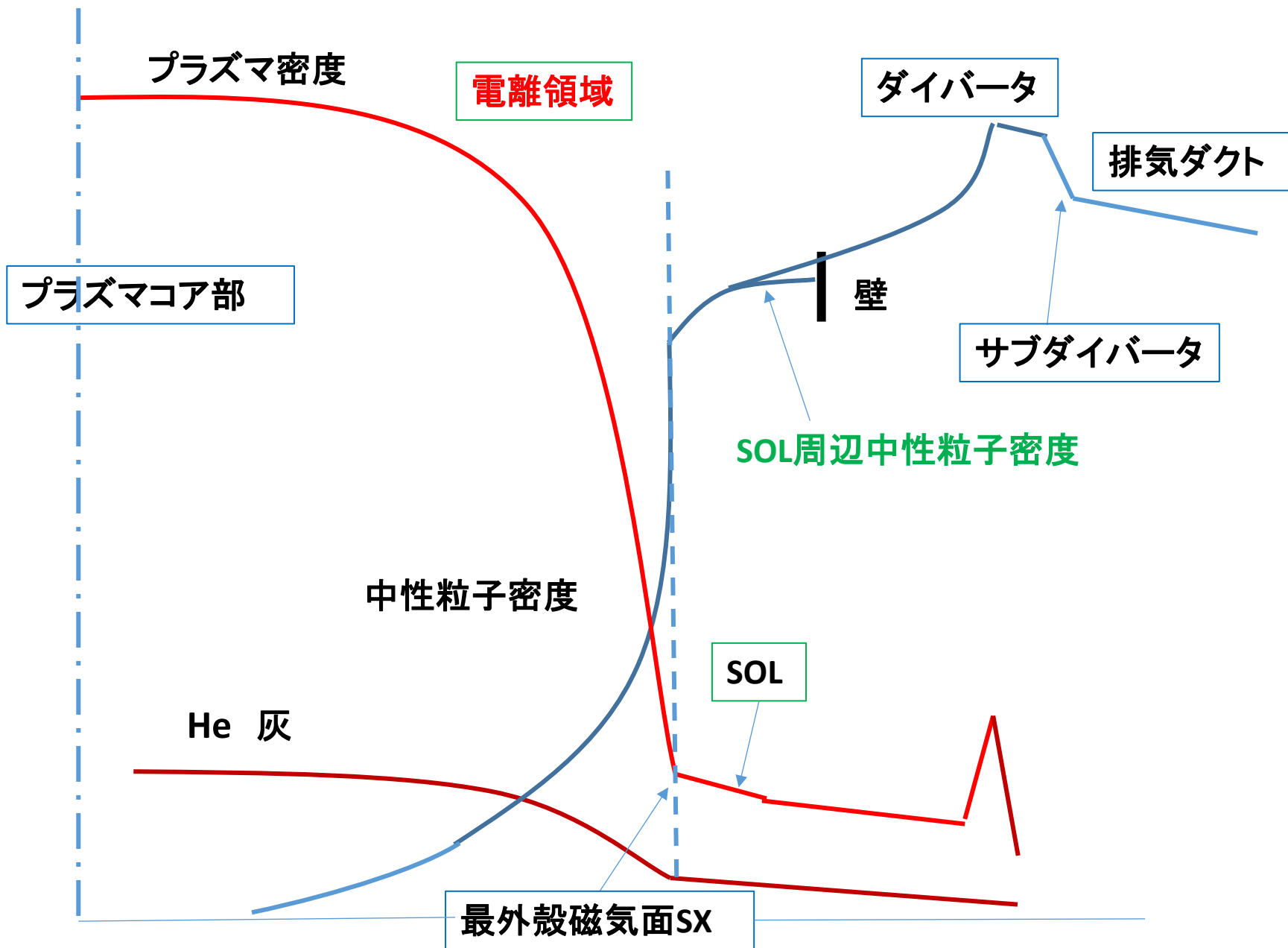
$$P_f \propto n_e^2$$

→ コア部のプラズマ密度制御

どうやってコア部のプラズマ密度を制御するのか？



ITERの標準運転シナリオQ=10,における燃料供給分布のペレットサイズ依存性



Q3 ダイバータ問題 原型炉にrelevantな装置はつくれるか？

作れない場合 → シミュレーション・コードに期待する。

→ どれだけ信頼性が高いコードを作れるか？

→ どの実験で衝突断面積などの基礎データが得られ、  
どの装置の実験でコードのvalidationができるか？

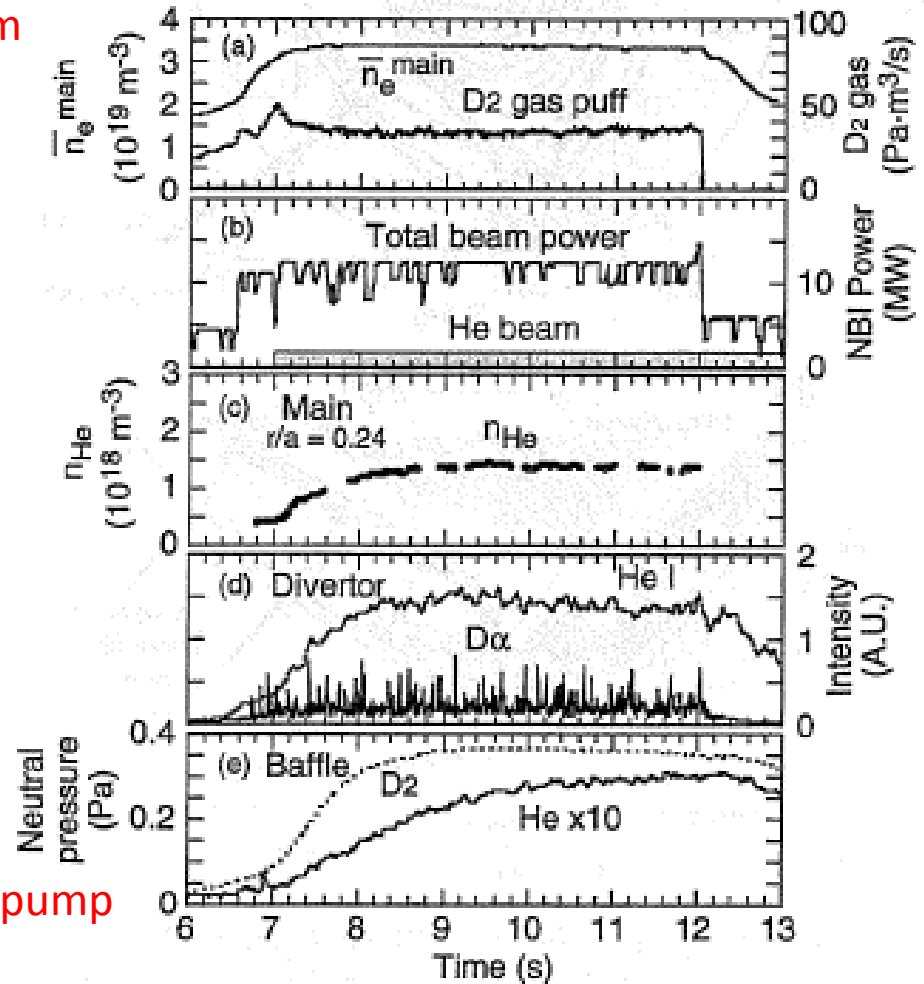
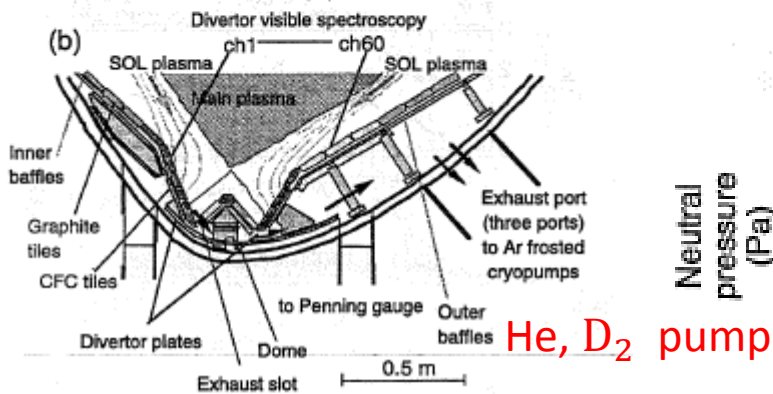
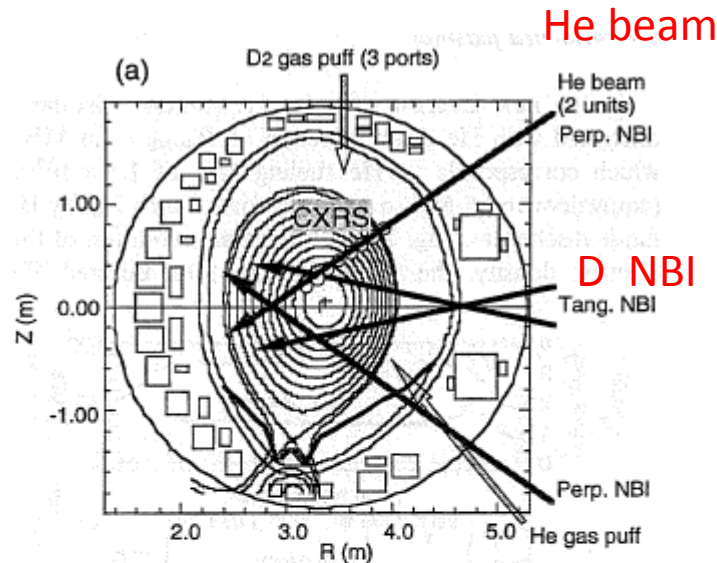
実験条件： どうすれば reactor relevant なデータが  
得られるか？

これがこれから検討すべき実験計画

# 1999-2001年ごろ He輸送と排気の実験(JT-60U)

A.Sakasai et al., J. Nuclear Materials 266-269 (1999) 312, 290-293 (2001)957

核燃焼HeをHe入射で模擬し、クライオポンプでD<sub>2</sub>とHeを同時に排気



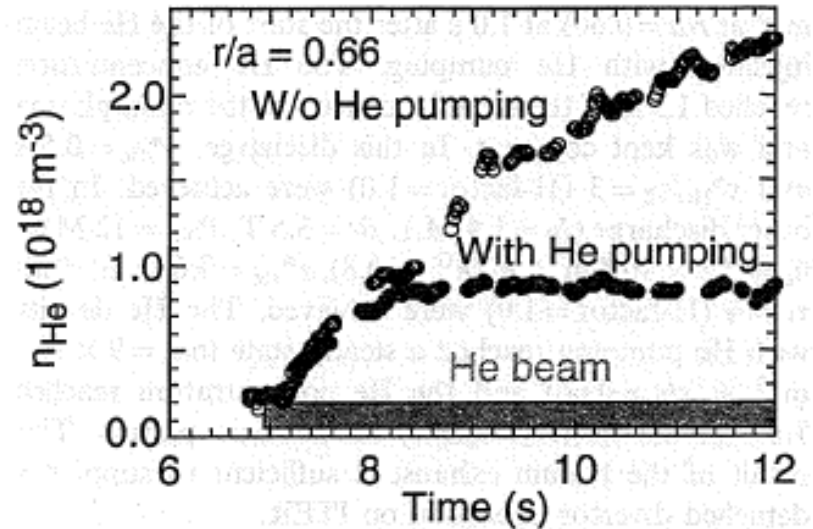
# He 輸送と排気の実験

## Reiterの条件

核燃焼条件  $\tau_{He}^*/\tau_E \leq 7-15$  を満たし、

He 濃縮係数  $\eta \sim 1.0 \pm 0.2$

$$\eta = [P_{He}/2P_{DT}]_{div}/[n_{He}/n_e]_{core}$$



He ビーム 1.4MW 6s (NBI 2基 He入射用、3基NBIクライオポンプ  $450 \text{ m}^3/\text{s}$  for He,  $700 \text{ m}^3/\text{s}$  for  $D_2$ , ダイバータ引き口での実効排気速度  $\sim 13 \text{ m}^3/\text{s}$ )

He 発生率  $1.5 \times 10^{20}/\text{s}$  ( $= 0.63 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ )

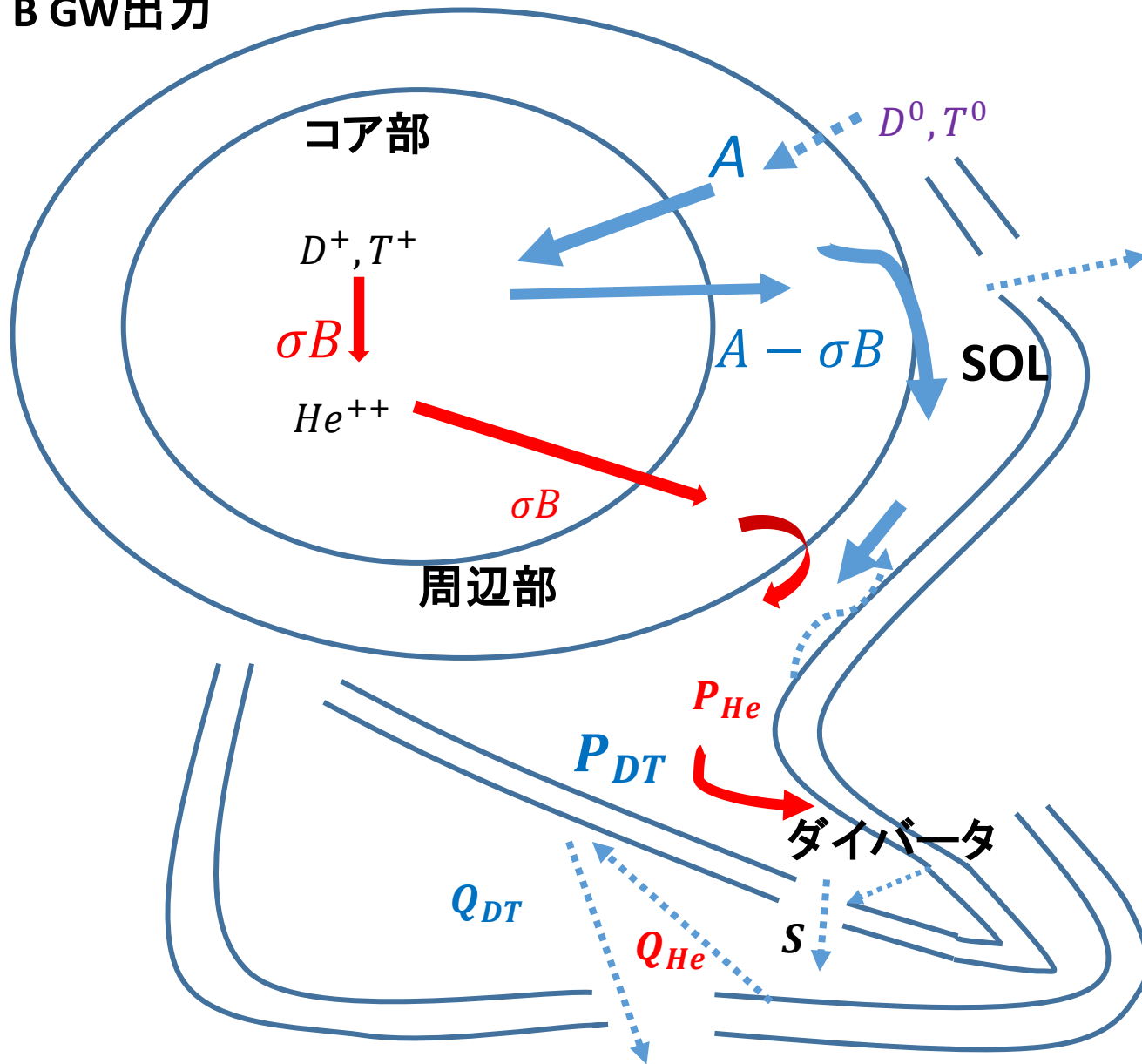
単位プラズマ体積あたりで比較すると

→ JT-60の実験は3.3GW出力の炉を模擬 ← reactor relevant な実験

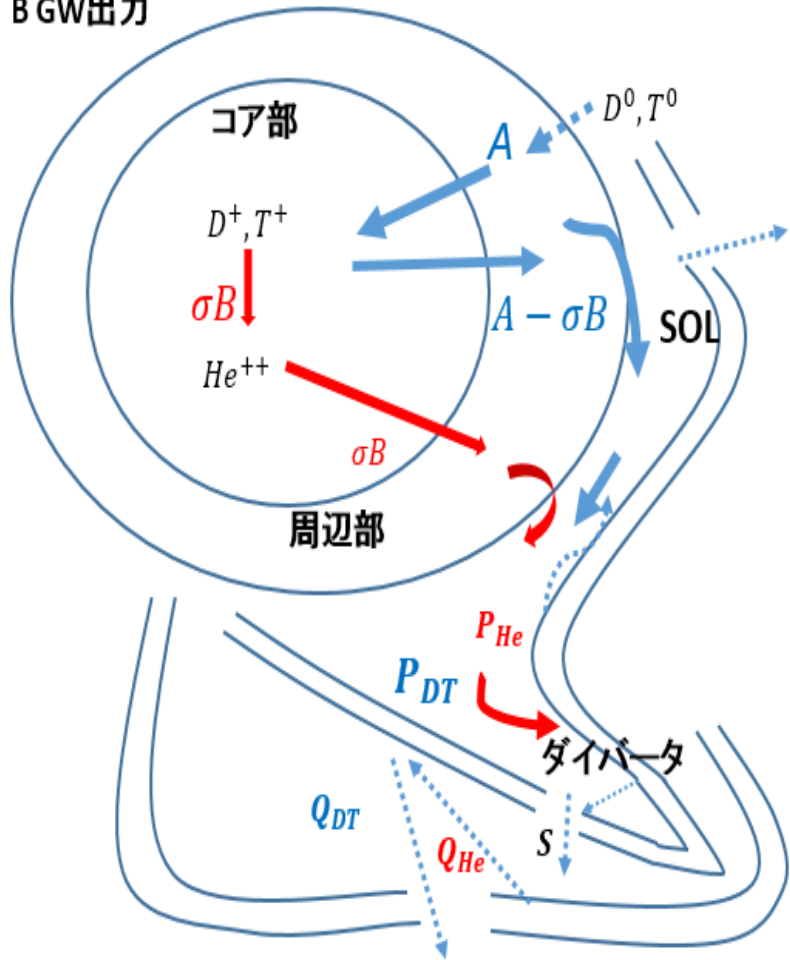


He 発生量  $3.55 \times 10^{20} / s$  GW ( $1.48 \text{ Pam}^3 / s$ )

B GW出力



B GW出力



核融合出力 **B GW**

He は定常排気 → 何処にも蓄積は無い。

**He** 発生率:  $\sigma B = Q_{He}$  (He真空排気流量)

DT燃料

電離領域でのイオン化率:  $A$  (ion/s)

核反応分 はコアで消費

$A - \sigma B$  ( $= Q_{DT}$ ) →

濃縮係数  $\eta = [P_{He}/2P_{DT}]_{div}/[n_{He}/n_e]_{core}$

コア部のHe濃度  $\delta = \frac{n_{He}}{n_e}$

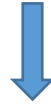
$$P_{DT} = \frac{P_{He}}{2 \times \delta \times \eta}$$

He の排気速度

$$S = \frac{Q_{He}}{P_{He}} = \frac{\sigma B}{P_{He}}$$

DT排気速度

$$Q_{DT} = P_{DT} \times S = \frac{\sigma B}{2\delta\eta}$$



イオン化したもののうち、どれだけ核燃焼に寄与したか(燃焼効率)は

$$R = \frac{\text{核燃焼率}}{\text{イオン化率}} = \frac{\sigma B}{A} = \left( \frac{2\delta\eta}{2\delta\eta+1} \right)$$

Ex:  $\delta = 0.05$  (*He*濃度5%),

$\eta = 1$  なら  $R \sim 10\%$  → 10倍の燃料循環流量が必要。

$\eta = 0.5$  なら  $R \sim 5\%$  → 20倍の燃料循環流量が必要。

→ 輸送に関して同位体効果の実験が必要

暫定 $P_{He}$ を決め、排気速度  $s$  を求める。



$P_{DT}, Q_{DT}$  求まる。



$P_{div}^{min} \leq P_{DT} \leq P_{div}^{max}$  を確認。

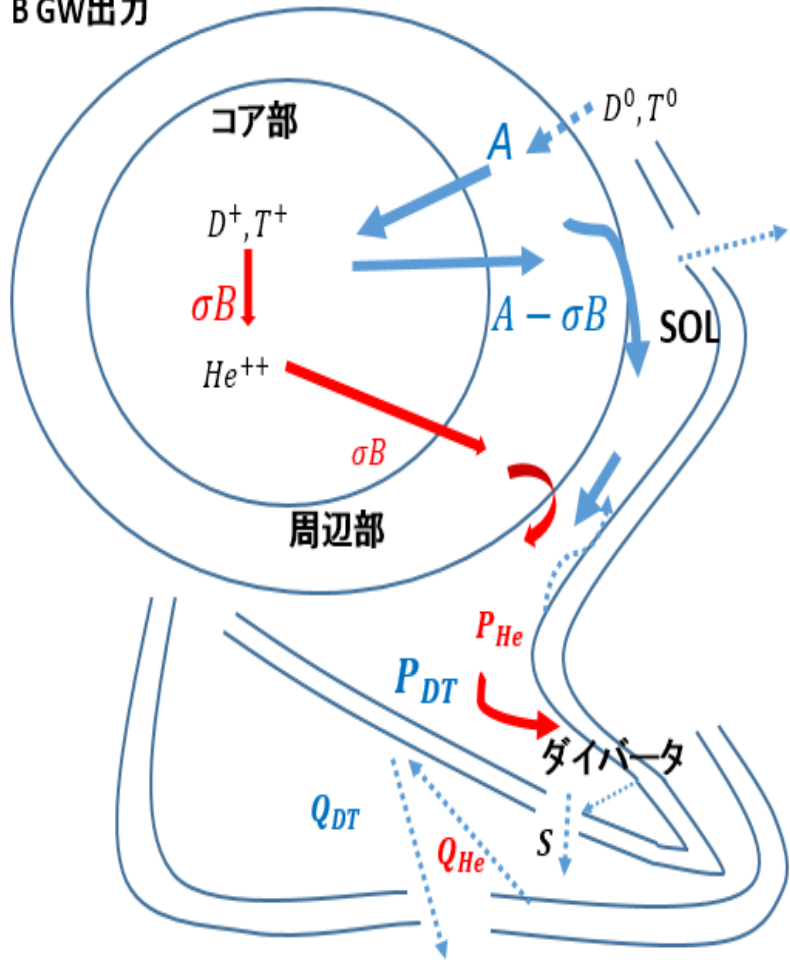
逆に辿って、 $P_{div}^{min}$ 、 $P_{div}^{max}$  に対応する  $s$  を求める。

$$S_{min} \leq S \leq S_{max}$$



真空排気性能を  $S_{max}$  にあわせて製作し、ダイバータ運転圧力  $P_{div}$  に合わせて真空排気速度を絞る。

B GW出力



核融合出力 **B GW**

He は定常排気 → 何処にも蓄積は無い。

He 発生率:  $\sigma B = Q_{He}$  (He真空排気流量)

DT燃料

電離領域でのイオン化率:  $A$  (ion/s)

核反応分 はコアで消費

$A - \sigma B$  ( $= Q_{DT}$ ) →

濃縮係数  $\eta = [P_{He}/2P_{DT}]_{div}/[n_{He}/n_e]_{core}$

コア部のHe濃度  $\delta = \frac{n_{He}}{n_e}$

$$P_{DT} = \frac{P_{He}}{2 \times \delta \times \eta}$$

He の排気速度

$$S = \frac{Q_{He}}{P_{He}} = \frac{\sigma B}{P_{He}}$$

DT排気速度

$$Q_{DT} = P_{DT} \times S = \frac{\sigma B}{2\delta\eta}$$

ITERでも  $P_{DT}$  1~2Pa 必要と考えられている。

原型炉では何が違うか？

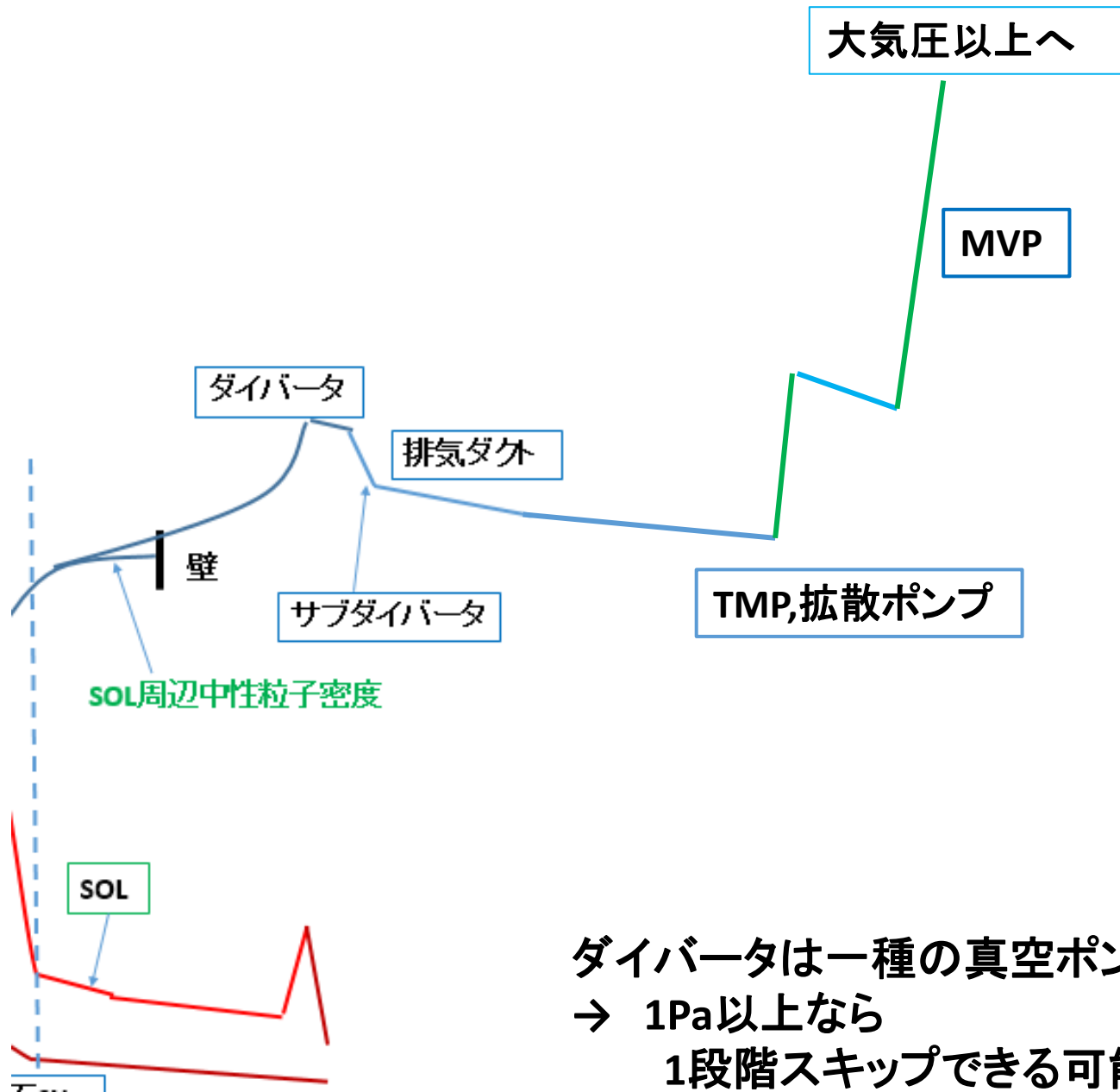
より高い  $P_{DT}$       しかし、真空排気系は単純化可能

JT-60U      ダイバータがW型、ガスパフでの実験

DEMO炉      長い divertor leg、ペレット

→  $\eta$  がどれくらい変わるか？

周辺プラズマからの内向き輸送の定量化 → 核融合出力



ダイバータは一種の真空ポンプ  
 → 1Pa以上なら  
 1段階スキップできる可能性

# ダイバータ部での真空排気

引き口で1Paとすると、これは粘性流と中間流の境界領域。

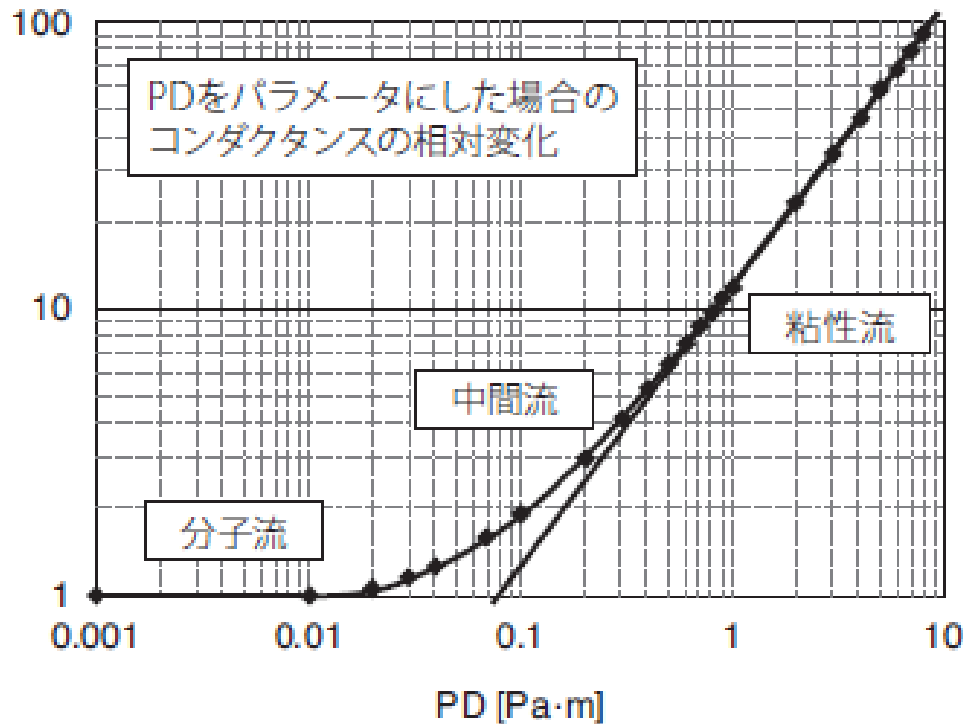


図3 PDを変化させた場合のコンダクタンスの相対変化



何が足りないか？

周辺プラズマ、SOL,ダイバータのシミュレーションを行うにあたり、中性粒子の密度分布の測定が圧倒的に不足。

ALCATOR-C-Mod, D-III-D の実験だけに頼って良いか？

径方向分布

ポロイダル方向分布

トロイダル方向分布

中性粒子の輸送モデルがない核燃焼シミュレーションは片車輪

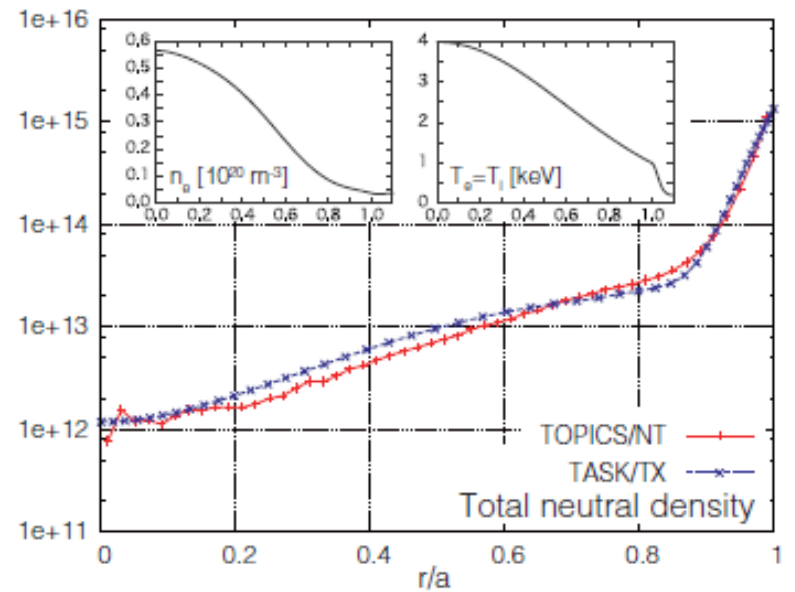
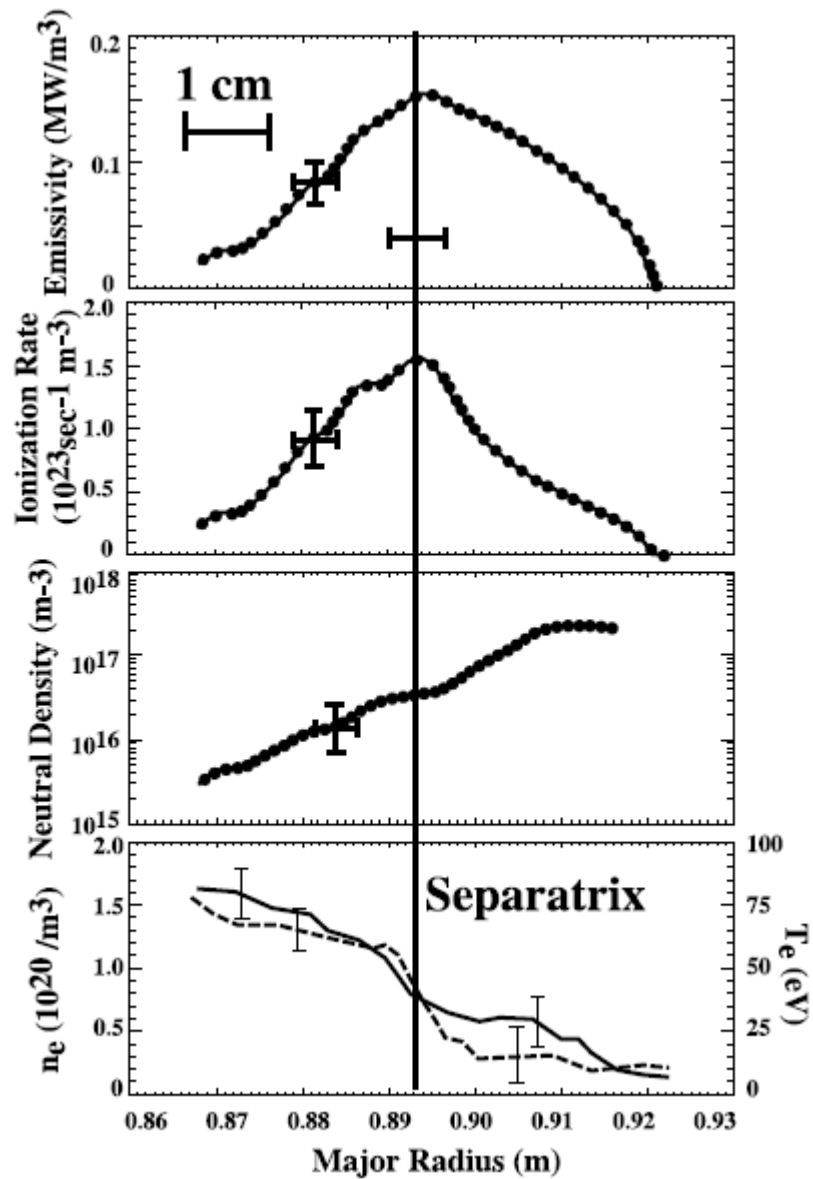
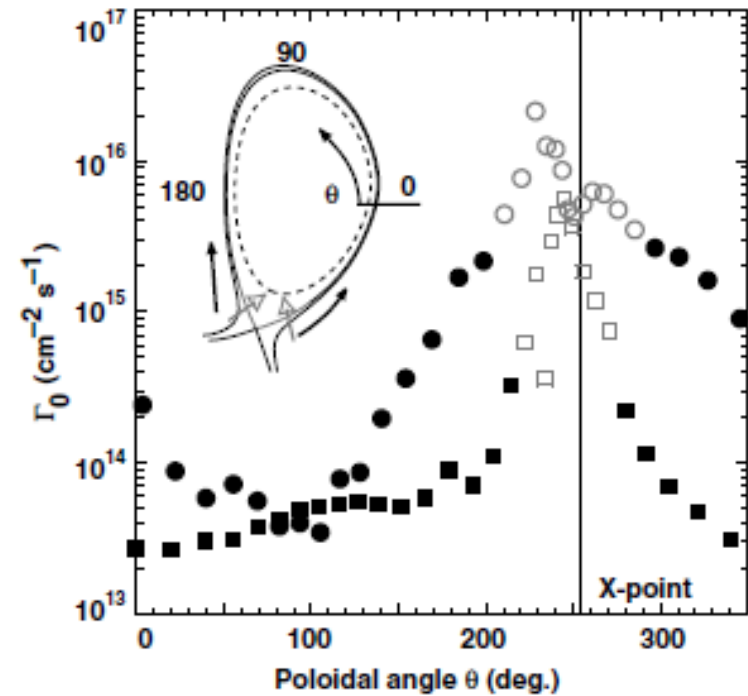
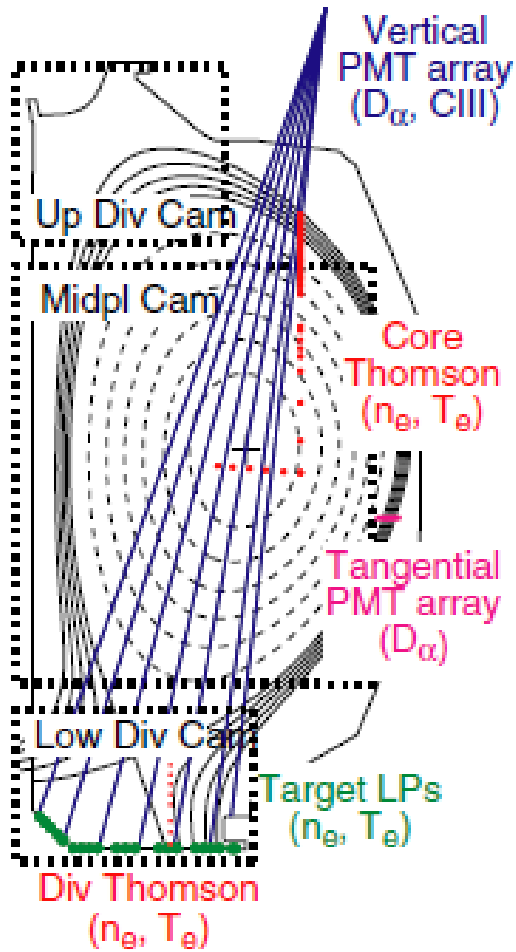


Fig. 5 Comparison of the neutral density profile calculated by TOPICS/NT with that by TASK/TX in a transient phase at  $t = 0.5$  s, in the higher plasma density case.

M.Honda et al., J. Plasma Fusion Res. 9 (2010) 529

R. Bolvin et al., Alcator C-Mod, J. Nucl. Materials 290-293 (2001) 542

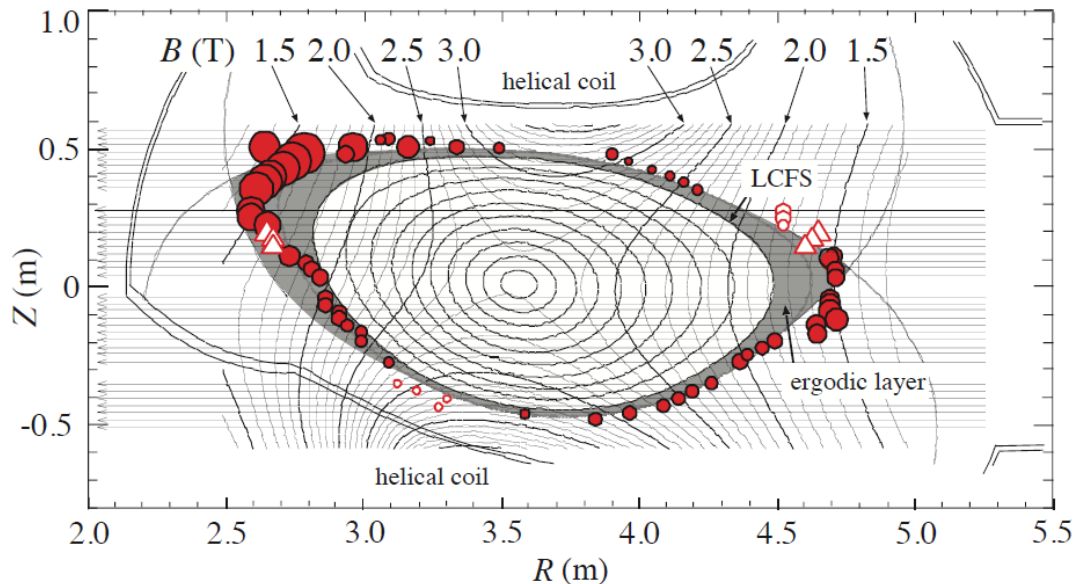
輸送はプラズマだけでは追えない。  
 中性粒子 → プラズマ  
 どこがプラズマの境界か？



M. Groth et al., J. Nucl. Materials 2005

# 中性粒子分布について

実測データは僅か



後藤基志らによるLHDでの計測( $D_\alpha$  のゼーマン効果から)

原型炉へ relevant か？

配位の類似性  
どんなプラズマでの測定か？

どの深さまで中性粒子の非一様性を考慮すべきか？

どこでプラズマと接続するか？

何処の測定データが必要か？

## お話のまとめ

定常炉をめざして      ダイバータ問題、粒子分布問題

原型炉の熱流束、粒子束を模擬するダイバータプラズマの実現は不可能

→ 信頼出来るシミュレーションコードの開発が不可欠

そのようなコードは何処で検証validateするか？

→ 検証実験は部分的であっても、reactor relevant であること

reactor relevant なダイバータ配位、ペレットでの粒子供給で  $\eta \sim 1$  にどれだけ近づけられるか？

detach divertor が実現できたとして、ダイバータの中性粒子圧力は相当高く、数Paの可能性が高い。

→ 分子流真空排気を考える必要なし。

電離プラズマの内向き輸送の実験・理論両面での解明が重要度S

そのために中性粒子の分布測定、中性粒子の輸送解析は必須。

## 将来計画へのコメント

QUESTと特徴の一つに長時間運転がある。長時間安定に粒子循環が保持できるか否かは炉にとって最重要課題の一つ。

科学的・学術的研究とは、

どれだけ放電が続いたかではなく、何故そこで放電が止まったかを調べること。そしてそれを克服する術を見出してステップ・アップする(開発)。

①壁と粒子の関係は壁の温度と材料に大きく依存することが分かってきた。

→ 炉の想定温度(高温)、材料での長時間実験に絞る。

高温での粒子循環(反射係数1)ができる系をめざすべき。

②ダイバータ配位の磁力線の接続長はトカマクに比べて短い。

→ ダイバータ近傍での高い粒子(プラズマ、中性粒子)密度の実現が困難。これをどうやって乗り越えるかが大きな課題。先ずはアイデアが重要。

③QUESTの真空容器(空間)は大きい。

→ ②の課題解決策を考えると、この特徴を活用すべき。