

ITERにおけるタングステンダイバータの課題

上田良夫(大阪大学)

平成24 年度 ダイバータおよびPWI合同研究会

平成24 年度第1 回プラズマ物理クラスター・スクレープオフ層と
ダイバータ物理サブクラスター会合(世話人:大野、朝倉)

平成24 年度第2 回炉工学クラスター・ブランケットサブクラスター会合(世話人:小西、秋場)

平成24 年度筑波大学プラズマ研究センターシンポジウム(世話人:市村)

平成24 年度双方向型共同研究「ガンマ10装置における炉壁材料の損耗・再堆積の研究と
そのダイバータ開発戦略における位置づけ」会合(研究代表者:上田)

平成24 年7 月23 日～7 月24 日 筑波大学

Which divertor?

Baseline strategy starts with CFC/W and changes out to full-W before the nuclear phase

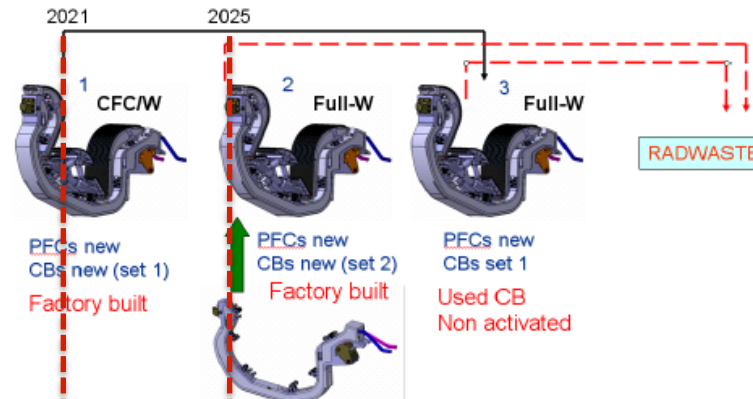
- Considered to present the lowest physics risks in the path to DT
- But is no longer be affordable

So, if cost is decisive, we can either extend the CFC/W divertor into the nuclear phase, or we start all-W

START WITH CFC/W DIVERTOR

ITER Operation (Years from first plasma)

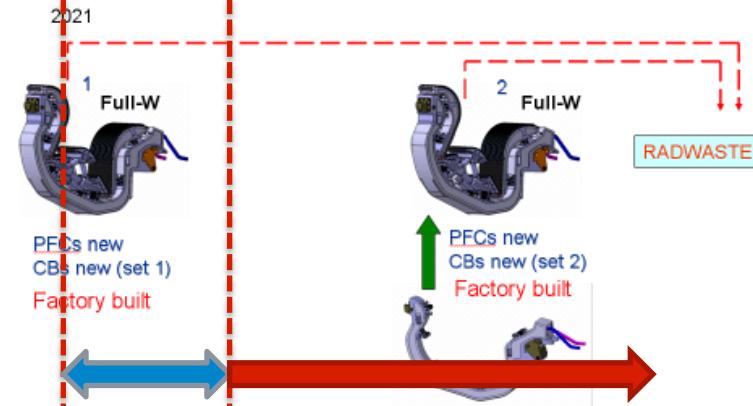
1st 2^d 3^d 4th 5th 6th 7th 8th 9th 10th 11th 12th 13th 14th 15th 16th 17th 18th 19th 20th



START WITH W DIVERTOR

ITER Operation (Years from first plasma)

1st 2^d 3^d 4th 5th 6th 7th 8th 9th 10th 11th 12th 13th 14th 15th 16th 17th 18th 19th 20th



Non nuclear phase (H, He) | Nuclear phase (D, DT)

CFC/Wダイバータ(第1期)

□ 利点

- 炭素壁での経験が多い
- 溶融しない→過剰熱負荷への耐性が大
- リーディングエッジがあっても、プラズマにより削られ、平滑化する
- 設計が終わっている

□ 問題点

- Tリテンションが多い→DTショット数が制限される
- 現在のライセンスではDT運転時のCFC使用は不可
- ダスト発生量が多い可能性大
- 次のフルWダイバータへの有用な知見が限られる

フルWダイバータ(第1期)

□ 利点

- 大きなコスト節約
- DT運転でのフルWダイバータのための多くの有用な知見→運転初期から過剰熱負荷抑制が必要
- 低いトリテンションとダスト発生
- 2セット目のWダイバータ製作に有用なデータの取得ができる

□ 問題点

- DTまで長い運転期間が必要となる可能性大
- フルWダイバータの設計は完了していない
- 非DTフェーズでも過剰熱負荷による溶融のリスク大→運転が継続できるか？
- W壁での運転経験が少ない
- W材料のエッジプラズマにおける挙動が十分に分からない

ITERで想定されるダイバータ熱負荷条件

- **Steady-State**
 - $\sim 10 \text{ MW/m}^2$, 3000 shots
- **Slow Transient**
 - $\sim 20 \text{ MW/m}^2$, 300 shots ($\sim 10 \text{ s}$), frequency 10%
 - 10 s is enough to reach steady-state
- **Disruption**
 - Peak load (estimated) : $\sim 23 \text{ MJ/m}^2$
 - worst case scenario (15 MA, H mode) ($P_{\text{in}} = 50 \text{ MW}$) ($t = 3 \text{ ms}$)
 - 12 times melting threshold (melt layer thickness : $\sim 0.5 \text{ mm}$)
 - Acceptable heat load (and number of disruption) : ???
 - must be very low
- **ELM**
 - Peak load (estimated) : $\sim 1.7 \text{ MJ/m}^2$
 - Type I ELM (7.5 KA, H mode) ($P_{\text{in}} = 40 \text{ MW}$) ($t = 0.33 \text{ ms}$)
 - Slight melting of W surface
 - Small pulse number is acceptable, but high cycle repetition could cause serious problems (Cracking, edge melting, dust ejection)
 - Present target of max heat load: $\sim 0.5 \text{ MJ/m}^2$
 - May need more reduction ? : under discussion

熱・粒子負荷のWへの影響(溶融)

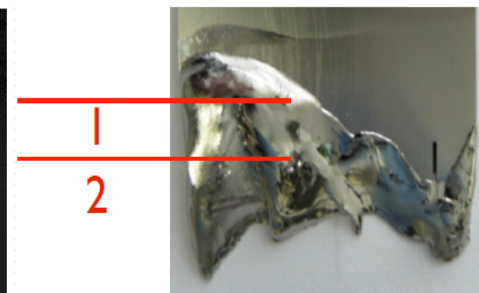
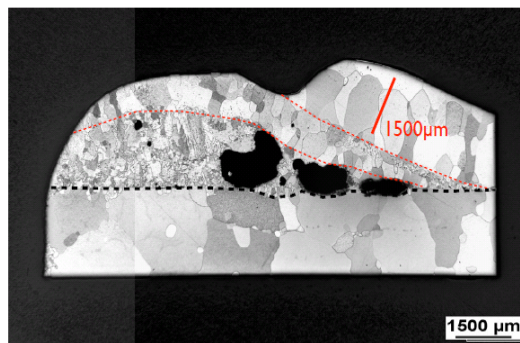
□ 表面溶融の懸念事項

■ 蒸発や微粒子放出による損耗促進

- 微粒子放出(droplet ejection、splashing)は、スパッタリングによる原子放出に比べ炉心プラズマへの影響大

■ 脆弱な凝固層の形成

- 粒子放出・破断の懸念
- 亀裂の発生



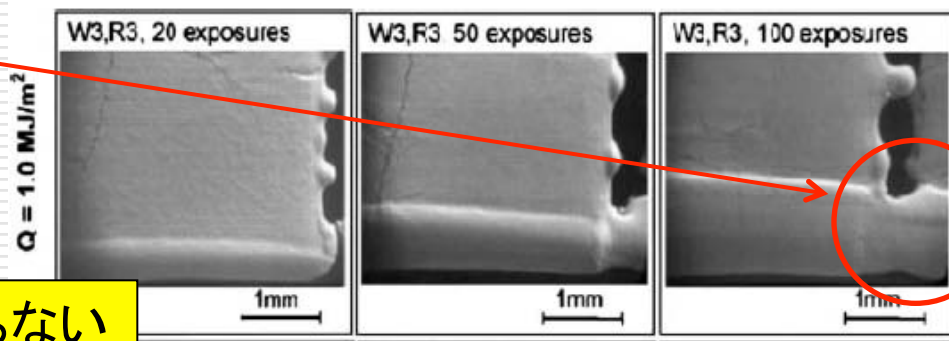
Cross section of melt layer from TEXTOR exp.

■ 表面の凹凸の発生

- 凸部への熱集中→さらなる溶融領域の拡大
- さらなる溶融で凹凸は成長(平坦化しない)→凝固の際に表面張力により盛り上がる

■ モノブロック間の架橋

- 冷却管への曲げ応力発生
→冷却管破断の可能性



過剰な溶融は絶対に避けなければならない

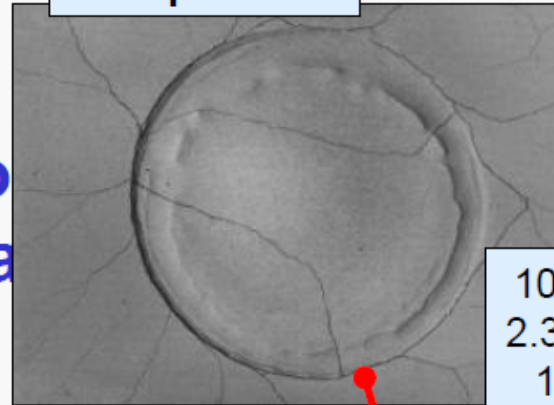
パルス熱負荷影響

7

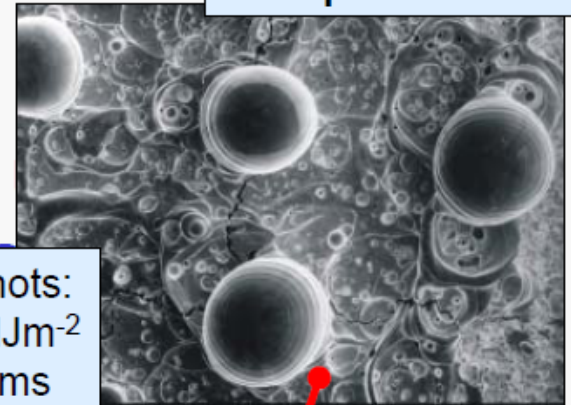
VDE - Be
60 MJm⁻²
100 / 300 ms



disruption - W



disruption - PS-W



10 shots:
2.3 MJm⁻²
1.8 ms

溶融を伴わない亀裂発生は、
許容できるか？

increasing power density

additional crack formation during cool-down



cracking
roughening



homogeneous
melting



melt ejection



boiling and
droplet formation

プラズマ負荷・定常-非定常熱負荷
混合照射影響評価が重要

melting threshold

ディスラプションによる高い熱負荷で、この
ような状態になる可能性があるのでは？

熱・粒子負荷のWへの影響(再結晶化)

□ Wモノブロックの表面温度(現在の設計の場合)

- $\sim 1200^{\circ}\text{C}$: 10 MW/m^2 (通常運転時)
 - 再結晶温度($\sim 1300^{\circ}\text{C}$)以下
 - 再結晶化は問題にならない
- $\sim 2300^{\circ}\text{C}$: 20 MW/m^2 (slow transient)
 - 再結晶化が進行
 - リーディングエッジ対策によりさらに熱負荷増(温度上昇)

□ 再結晶化の影響

- 結晶粒径の増加
- 結晶方位の乱雑化→結晶粒界の密着性低下(強度低下)

→ 結晶粒の放出やそれに伴う異常損耗の懸念: 要検討課題

特に、後に述べるパルス熱負荷やヘリウムプラズマ照射との相乗効果の解明が喫緊の課題

熱・粒子負荷のWへの影響(ヘリウムプラズマ影響)

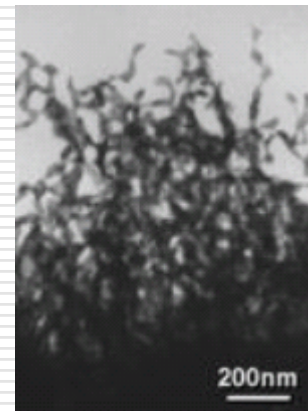
□ ヘリウムナノバブル層(<700℃)

* 温度はおおざっぱな目安

- 厚みが薄く(数10 nm)影響は限定的
 - 亀裂の起点となる可能性はある
- 高フルエンス照射下でトリチウム蓄積軽減(○)

NAGDIS (Nagoya U.)

T ~ 1,400 K



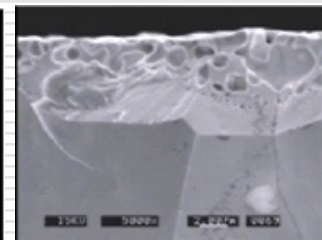
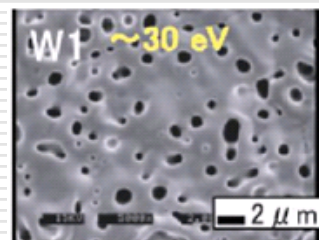
□ ナノ構造(700℃~1700℃)

- PWIの観点から好ましい性質あり
 - 物理スパッタリング率が低い
 - パルス負荷から表面を保護(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→異常損耗やダストの発生？ **要検討**

□ 表面ヘリウムバブル(1700℃<)

- 厚みが1 μmのオーダーと厚い
 - 機械的・熱的特性劣化は無視できない
- 再結晶化も同時進行
 - 粒界にHeバブルの蓄積→粒界放出(次スライド)

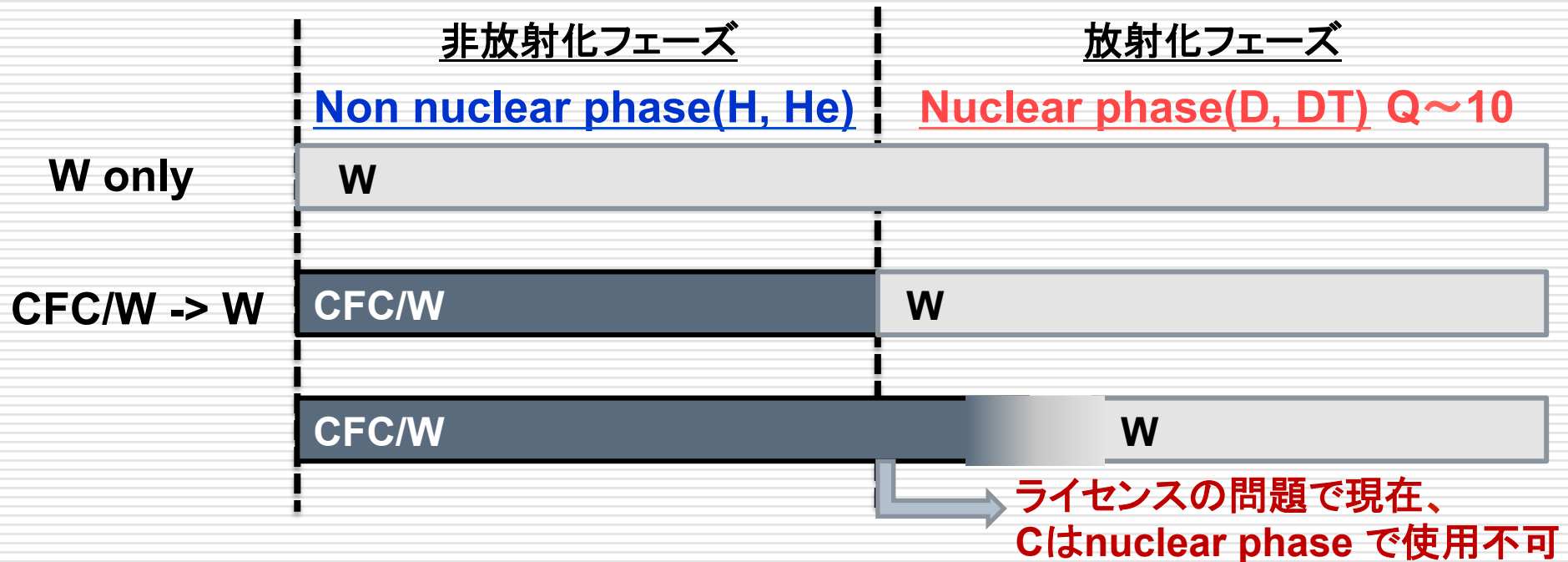


NAGDIS (Nagoya Univ.)

T ~ 2,100 K

- (Heプラズマ+Slow transient)時の懸念事項

ITERのWダイバータ使用に関する議論のポイント



- ITERは放射化フェーズ($Q \sim 10$)で、Wダイバータを使用
- Wダイバータで $Q \sim 10$ を達成するために必要な“準備”が、Wダイバータでスタートした場合に可能かどうかが問題
 - 非放射化フェーズでのWとCFCの優劣の比較で終わってはいけない
 - 非放射化フェーズでWを使った場合の現実的な解の存在が問題
 - Wダイバータでスタートした場合のリスク評価が重要

会合概要

- 次回の予定: 17th DivSOL ITPA meeting
 - Date : October 15 – 17 (2012)
 - Location : San Diego (USA)
 - Host : UCSD
 - Planned Agenda: Retention & migration (1day)
Heat flux (1 day) : maybe joint session
Tungsten R&D (1 day)
 - 発表予定: Wの表面損傷(ヘリウムプラズマ、パルス熱負荷)の影響
JADAにおけるWダイバータの開発
He誘起ナノ構造の損耗
He照射再結晶タングステンの損耗 等
- 2013年中に、第1期Wダイバータの採否を決定
- 2013年5月頃までに、ITPAの各トピカルグループにおいて、科学的な知見からのWダイバータ評価をまとめる。

総合討論の議論のポイント

□ 評価すべき課題は何か

- 評価基準は
- 今後進めるべき研究は

□ 日本からの貢献について

- 実験研究、機器評価による貢献
- データ分析や、シミュレーション等による貢献

検討すべき課題(例)

□ プラズマ制御法の最適化

- Wダイバータでは、高いパルス熱負荷を伴うディスラプション、あるいはELMは絶対に避けなければならない。それを避けつつ、Q~10達成への道筋が描けるか。
- 非接触ダイバータプラズマや放射冷却による熱負荷制御法を、Wの大きな損傷を伴わずに確立できるか。
- プラズマのスタートアップのシナリオ作りができるか。
- Wダイバータを使って、 α 加熱のない非放射化フェーズでの知見から、DTプラズマの制御法が見通せるか。

□ タングステン材料の熱・粒子影響

- 定常運転中のVDEによる高い熱負荷により、再結晶温度(1300℃~1500℃)を越える。再結晶化による表面損傷は許容できるか。
- Heプラズマ照射影響(He運転フェーズ)は許容できるか。
- He損傷やパルス負荷損傷がDTフェーズでのW使用に悪影響を及ぼさないか。

□ 主張を裏付ける分析結果や実験データが必要

現在進めている課題

□ 再結晶温度($>1300^{\circ}\text{C}$)でHe照射されたWの損耗

- 高温でHeプラズマを照射(NAGDIS、名大)
- 低温で重水素プラズマを照射(NAGDIS、名大): 重水素の蓄積による粒界放出
- レーザーによるELM様パルス繰り返し照射(阪大): 熱応力や熱疲労による粒界放出
- ELM様パルスプラズマ照射(兵庫県立大): 熱応力や粒子注入による粒界放出

□ 表面損傷を持つWモノブロックの熱疲労影響

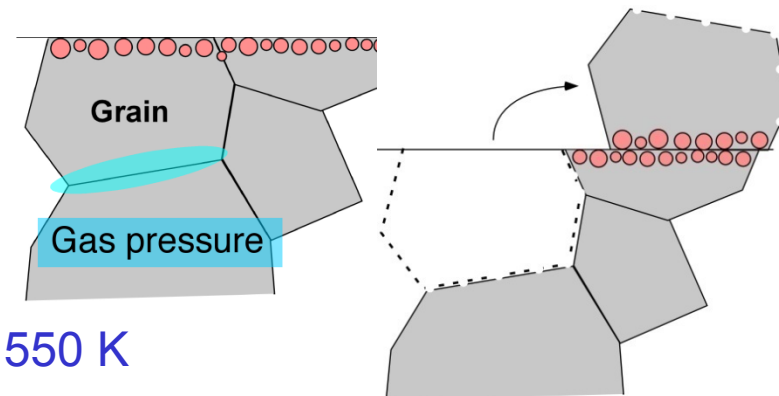
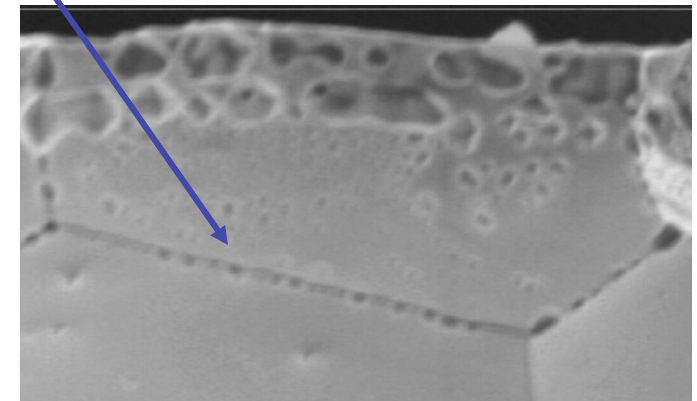
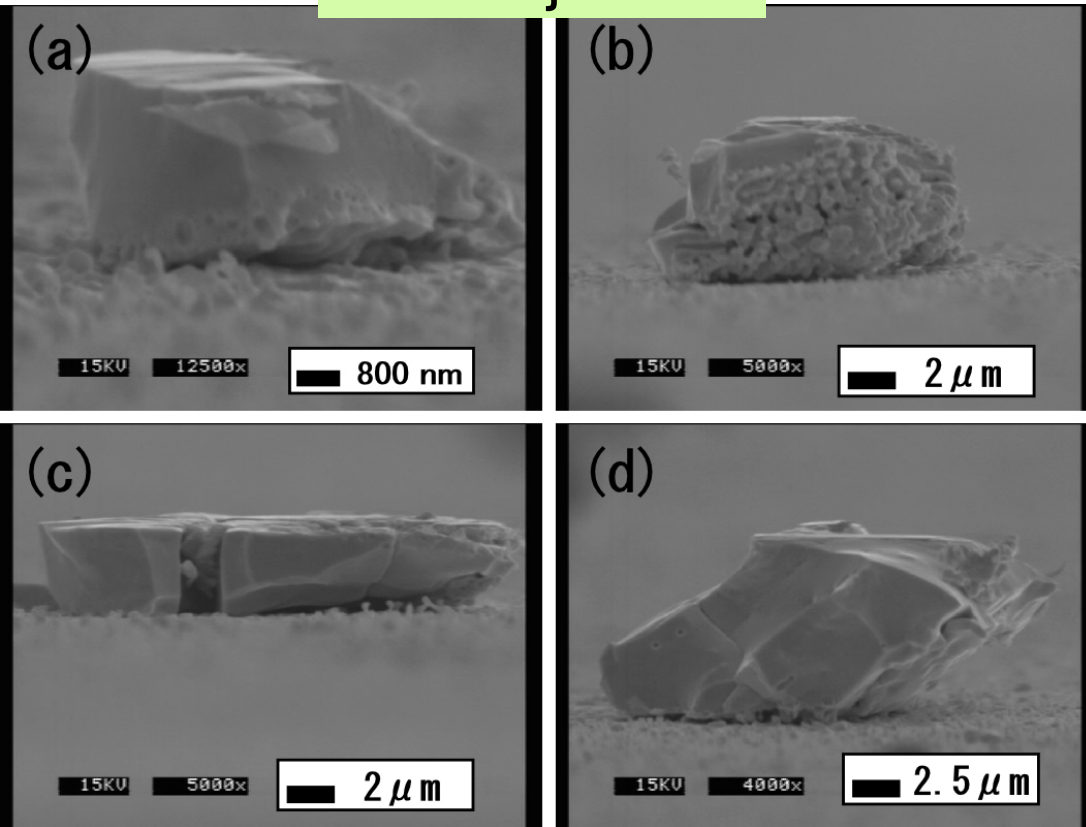
- ELM様パルスプラズマ照射(兵庫県立大)
- ディスラプション様パルス熱負荷照射(JEBIS、原子力機構)
- 熱疲労試験($\sim 20 \text{ MW/m}^2$)(JEBIS、原子力機構)

High Z dust has a strong influence on plasma operation

W dust is ejected by He bubbles along the grain boundary.

Grain ejection

再結晶化 + He照射影響の例



He exposure at 1600 K, then D plasma exposure at 550 K