

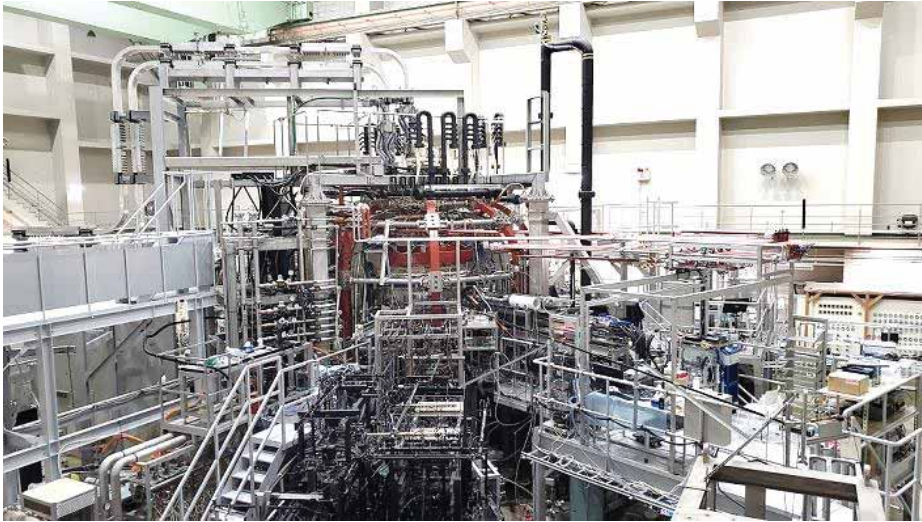
# 核融合炉工学研究が拓く未来

九州大学大学院総合理工学研究院 大宅 諒

核融合エネルギーフォーラム第14回全体会合「核融合が拓く未来を九州から」  
日時：2022年3月8日(火) 13:00～17:00，開催：Webex Events

# 九州大学における炉工学研究

## 球状トカマク実験装置 QUEST



### プラズマ-壁相互作用による水素蓄積 (PWI)

- 炉壁への水素吸蔵・放出現象の解明
- 水素吸蔵・放出が少ない壁材料の開発
- 堆積層・ヘリウムの影響を実験室実験により評価

原型炉での 定常放電 & 燃料インベントリー評価 へ貢献

## アイソトープ総合センター伊都地区実験室



### 様々な物質中でのトリチウム挙動 (トリチウム実験)

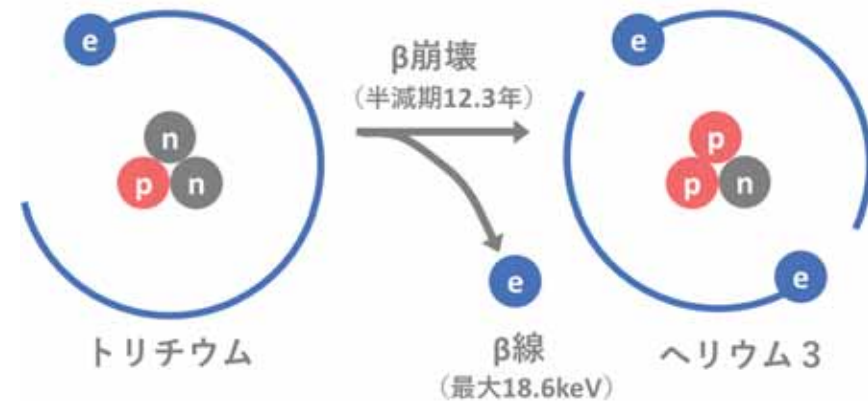
- 増殖材から回収      ● 冷却水への移行
- プラズマ排ガスから精製
- 植物への移行

原型炉のトリチウム循環システムへ貢献 & 環境影響の把握

# 炉工学研究として取り組んでいる課題

## 水素同位体

- 重水素及びトリチウムは核融合反応の燃料
- 特にトリチウムは重要な課題
  - ・ 希少だが大量に必要（天然に数kg存在, 初期装荷に>100g必要）
  - ・ 高コスト
  - ・ 放射性物質（安全な取り扱いが求められる）



## 水素同位体(トリチウム)に関する研究を推進

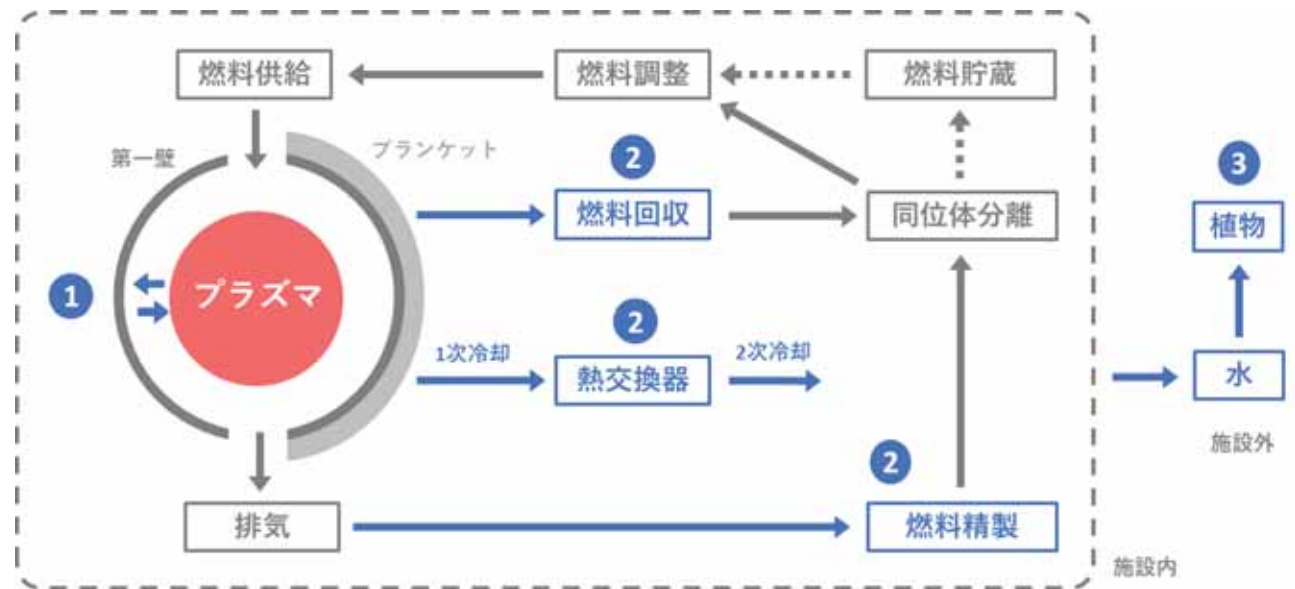
### ① プラズマ-壁相互作用

- ・ 水素吸蔵-放出評価と新材料開発
- ・ 堆積層やヘリウムの影響

### ② トリチウム循環システム

- ・ 増殖材からのトリチウム回収
- ・ プラズマ排ガスからのトリチウム精製
- ・ 冷却材へのトリチウム移行

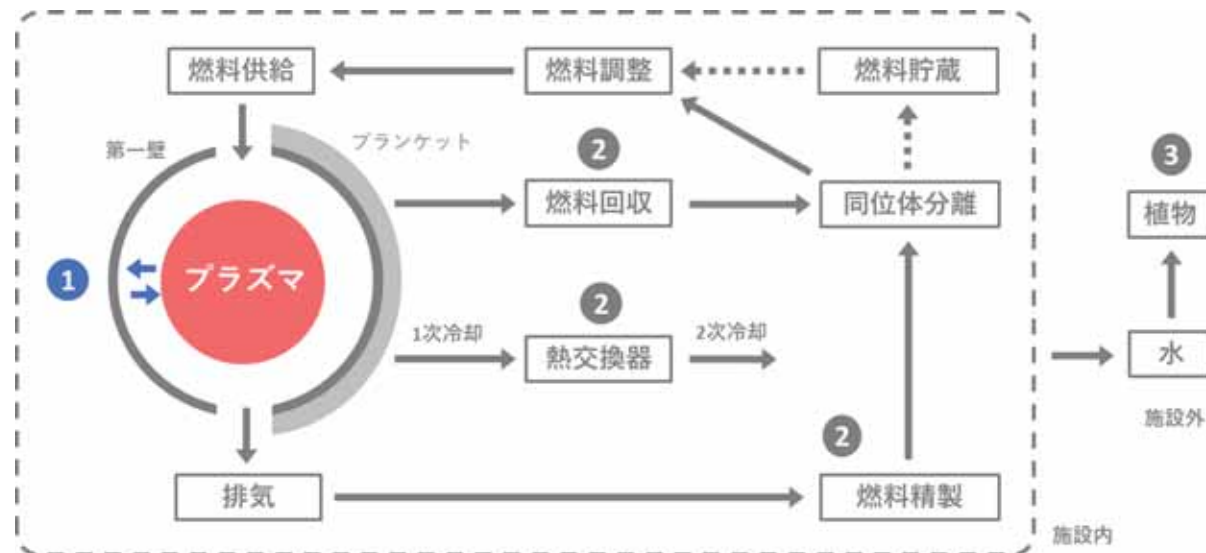
### ③ 植物への移行



# ① プラズマ-壁相互作用

1-1 QUESTにおけるPWI研究と新壁材料の開発

1-2 実験室実験による堆積層・ヘリウムの影響評価



# 1-1 QUESTにおけるPWI研究と新壁材料の開発

---

## QUESTにおける重要課題

タングステン高温壁 ( $T_{\text{wall}} \approx 500^\circ\text{C}$ ) を用いた超長時間放電、更には定常放電 (原型炉を見据えて)

## 現状

上/下壁はAPS-W被覆、赤道壁はSUS316L、センタースタックはSUS316L (2018A/W以降)

- **2020S/S** : 上/下壁の壁温 $200^\circ\text{C}$ 、6時間超長時間放電 (計画終了)
- **2021S/S** : 上/下壁の壁温 $400^\circ\text{C}$ 、230分超長時間放電 (粒子バランスの保持が難しい)

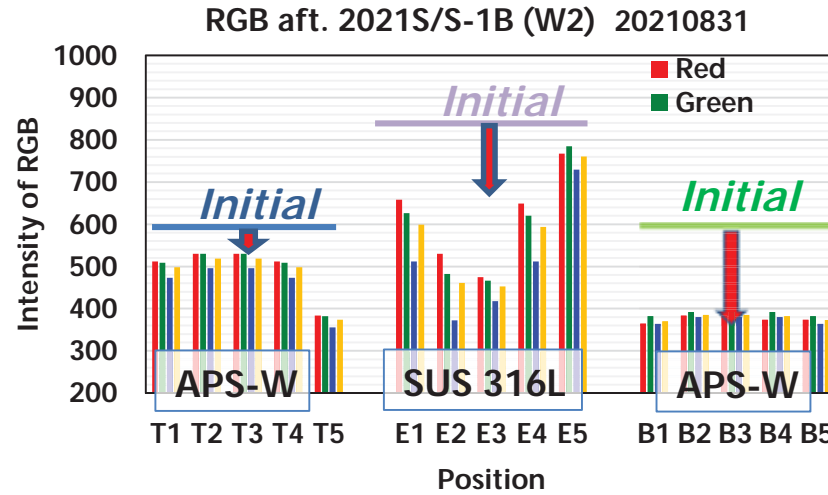
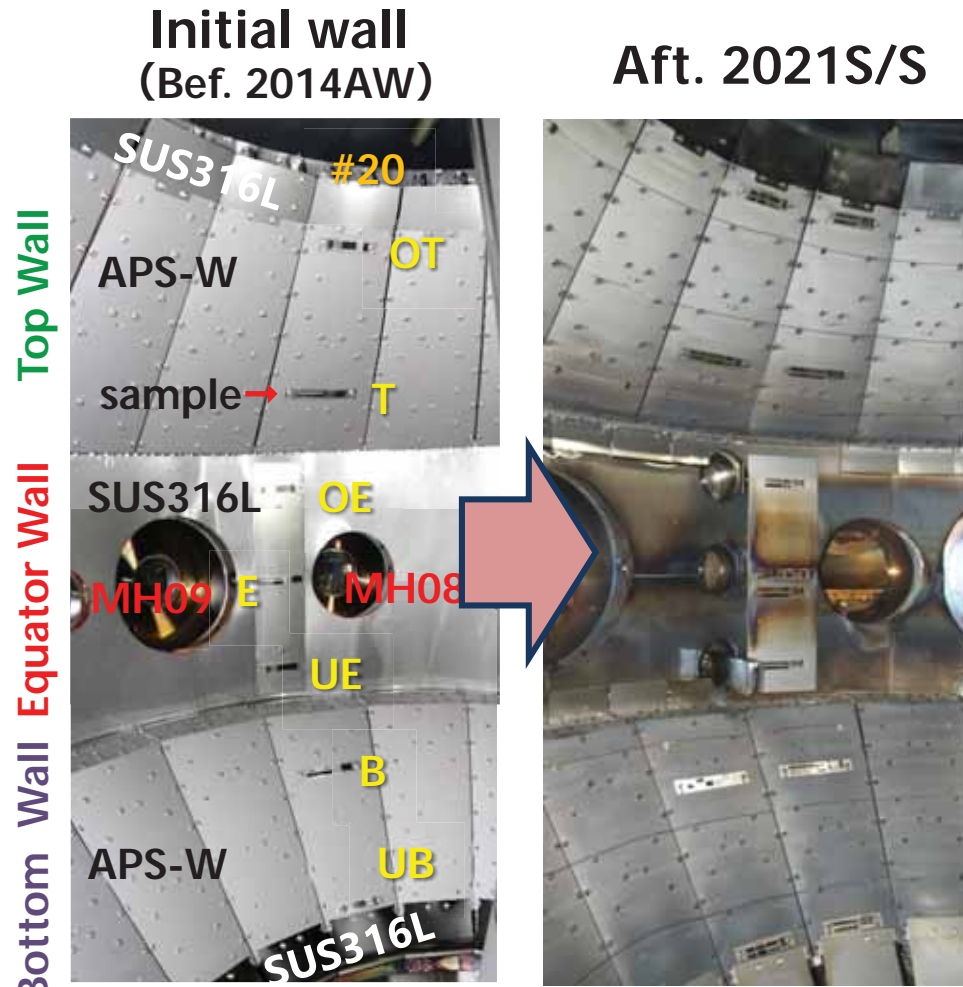
## 炉工学研究の課題

定常放電を目指すためには粒子バランスの保持が重要である。

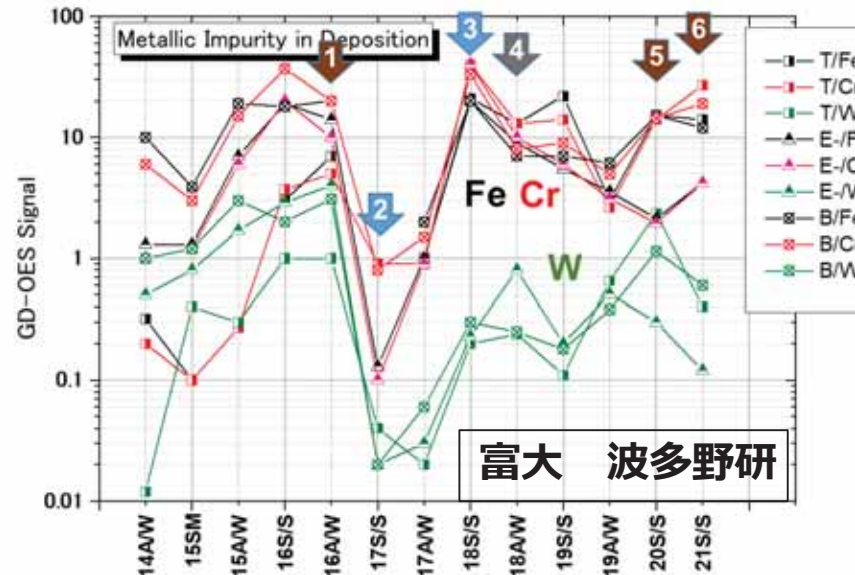
そのために材料サイドの課題は、水素粒子の壁への侵入,保持,再放出のメカニズム・プロセスの解明と制御

- **PWI研究** : 水素の吸蔵・放出現象とそれをもたらすプラズマ対向面および表面直下領域の変質・損傷の解明
- **新壁材料の開発** : 水素吸蔵・放出が少ないW壁材の開発

# プラズマ対向面の変化：変色,不純物の堆積,水素の挙動



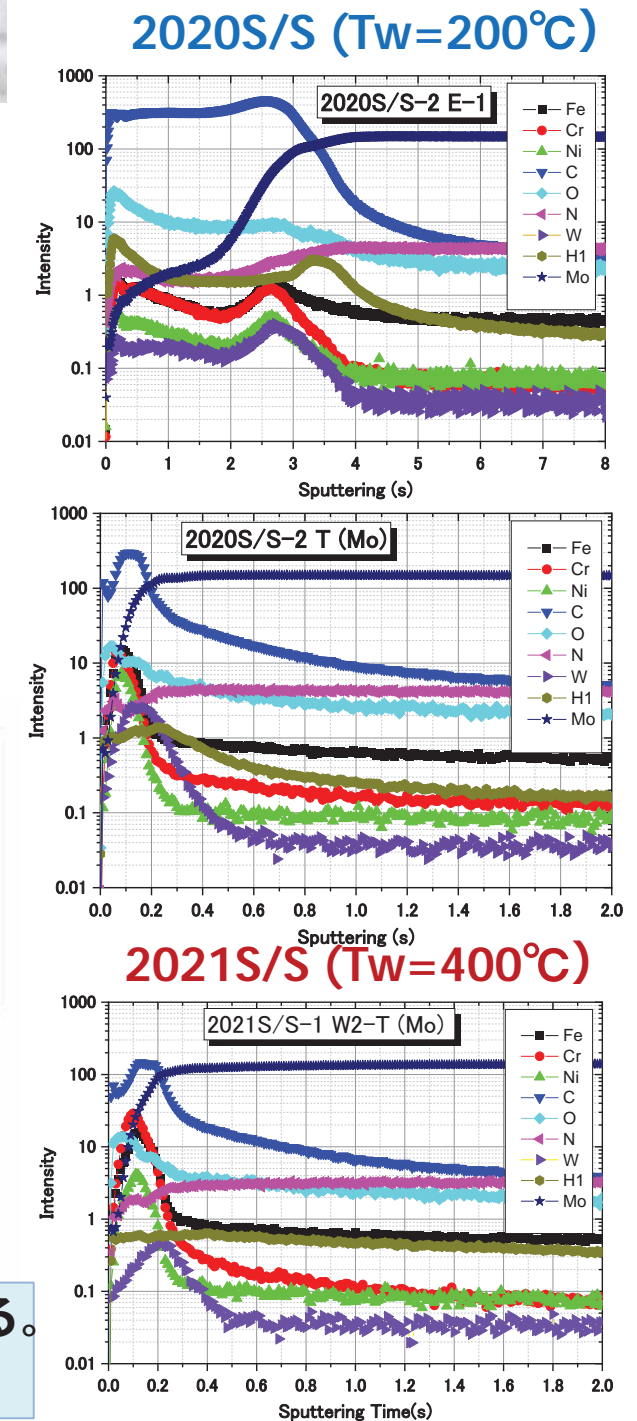
## 金属不純物の変遷 (GD-OES)



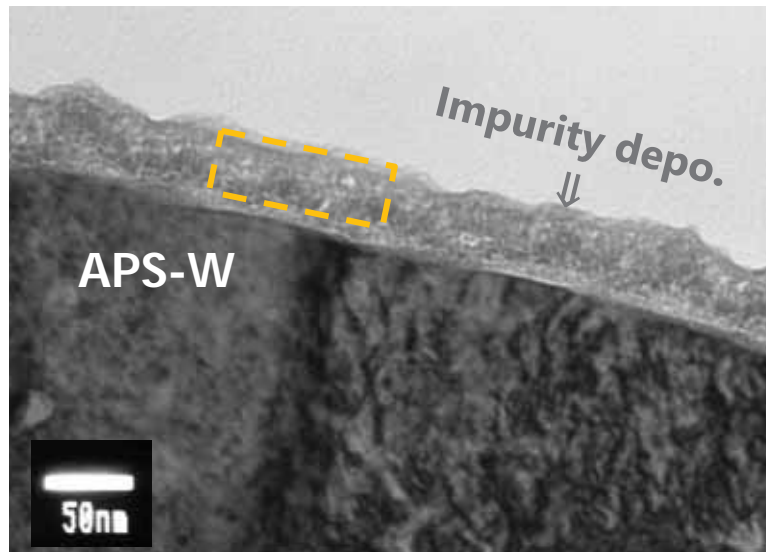
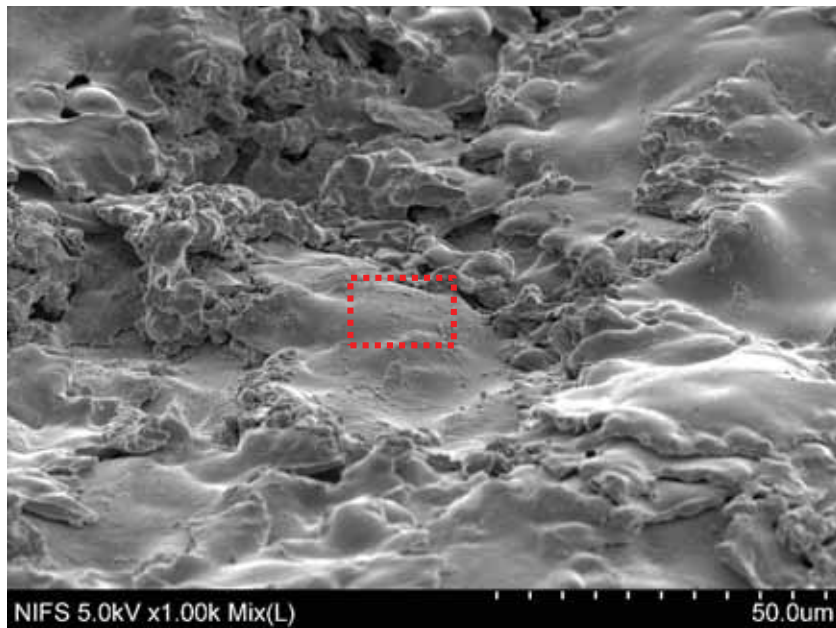
### GD-OESデータからの元素濃度評価

Fe: 1 ⇔ 2 at% Fe  
 Cr: 1 ⇔ 0.5 at% Cr  
 W: 1 ⇔ 6.7at% W

- 金属元素は50%程度にとどまっている。
- 水素の挙動の壁温度依存性に注目！

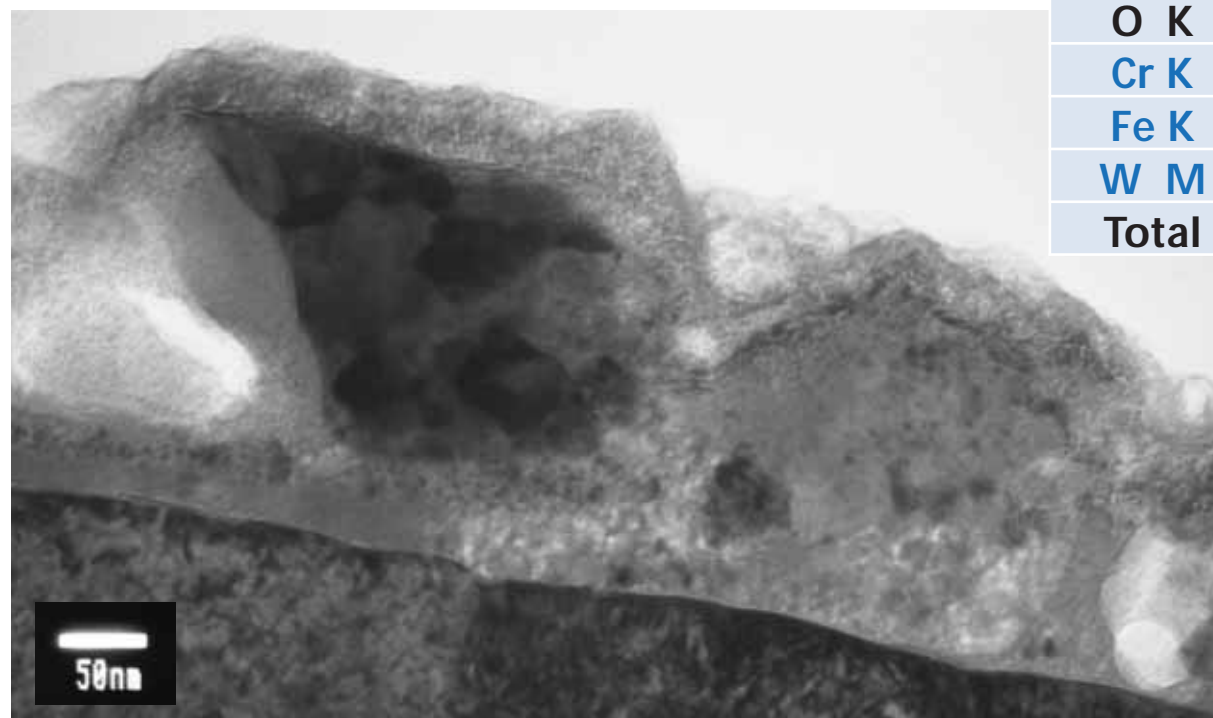
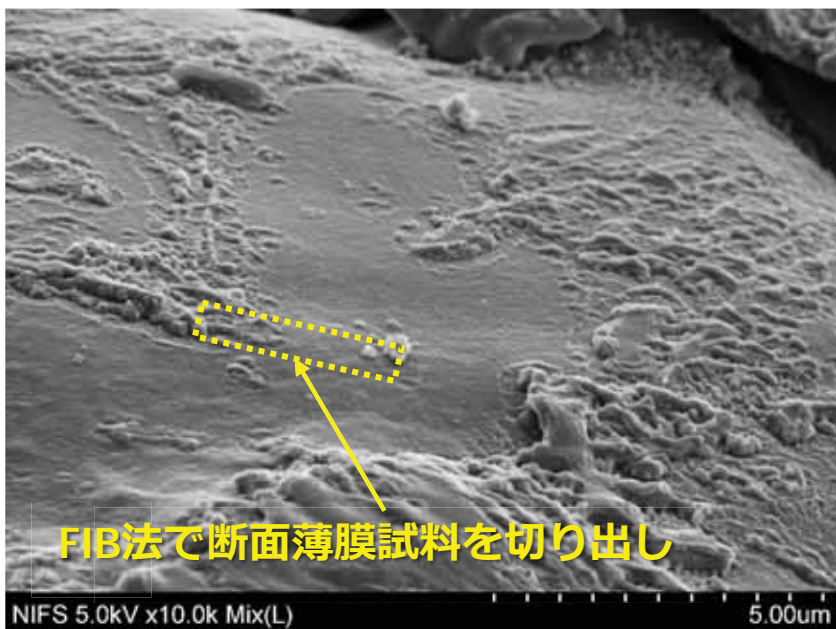


# 壁変色の原因：堆積層の微細組織と組成（2020S/S後のAPS-W下部壁）



- APS-Wの表面は極めて複雑な構造。凹凸の影響が大きい。
- 薄い所でも厚さ50nm程度の堆積層。
- 大小の空洞を内包する非晶質の堆積層、金属のナノ粒子
- 依然炭素が多い堆積層

Element	(keV)	at%
C K	0.277	39.24
O K	0.525	31.62
Cr K	5.411	6.67
Fe K	6.398	11.06
W M	1.774	11.41
Total		100



# 水素吸蔵放出が少ないW壁材の開発

■ 試料 : APS-W/SUS316L

■ Dプラズマ照射条件

<試料1>

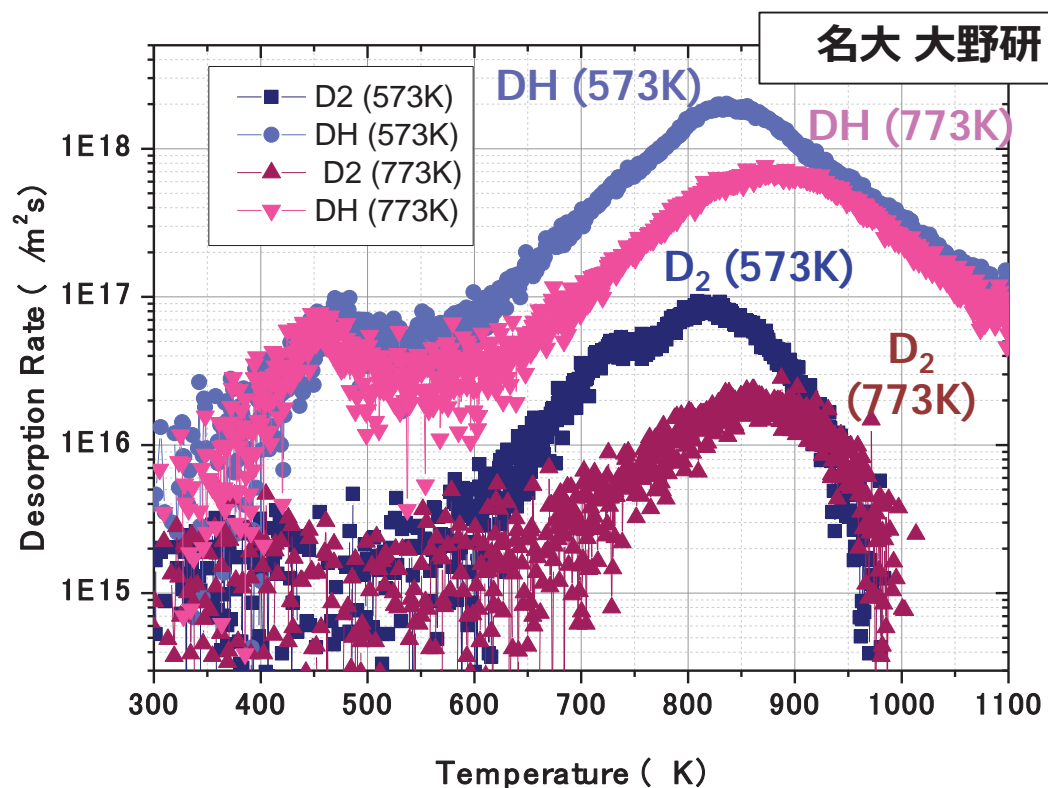
試料温度: 573K、エネルギー : 81eV

フルエンス:  $3.5 \times 10^{25} \text{D}^+ / \text{m}^2$

<試料2>

試料温度: 773K、エネルギー : 79eV

フルエンス:  $5.7 \times 10^{25} \text{D}^+ / \text{m}^2$



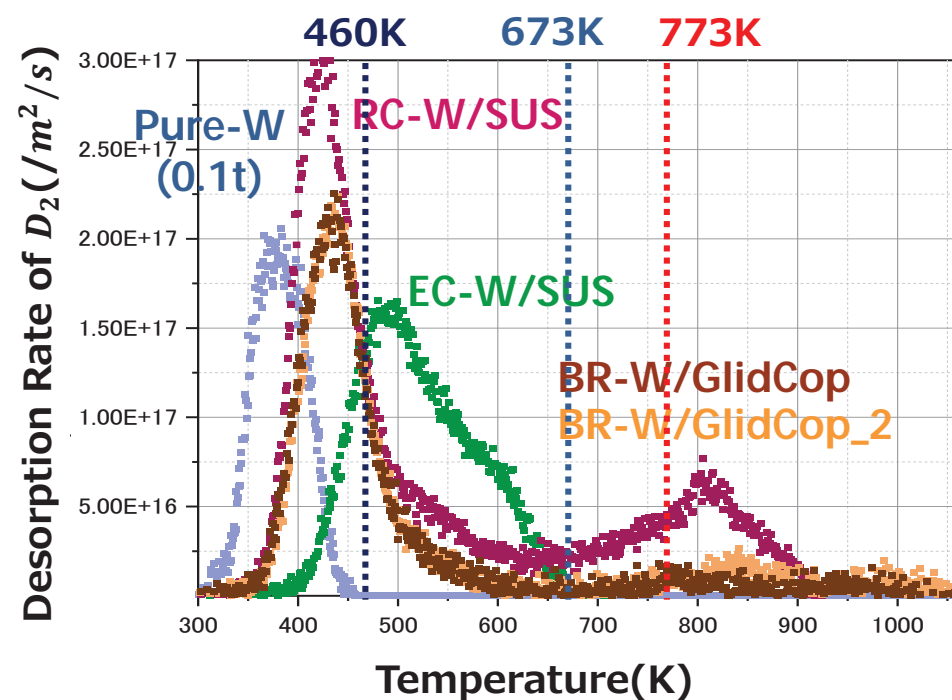
■ 照射条件

イオン種 :  $\text{D}_2^+$  加速エネルギー : 3keV

照射フルエンス :  $1 \times 10^{21} \text{D}^+ / \text{m}^2$

試料温度 : R.T

■ 昇温速度 : 1K/s (RT~1073K)



- 爆着接合材 (EC-W/SUS) :  $\text{D}_2$ 放出ピーク 400~670K。
- 圧延接合材 (RC-W/SUS) :  $\text{D}_2$ 放出ピーク 420K、800K
- ろう付け接合材 (BR-W/Glid Cop) :  $\text{D}_2$ 放出ピーク 300~600K、低レベルの放出が1000Kまで続く。



# 今後の課題 He照射効果

## TRIAM-1M He プラズマ曝露試料

薄膜試料 (Mo)、試料温度; R.T.

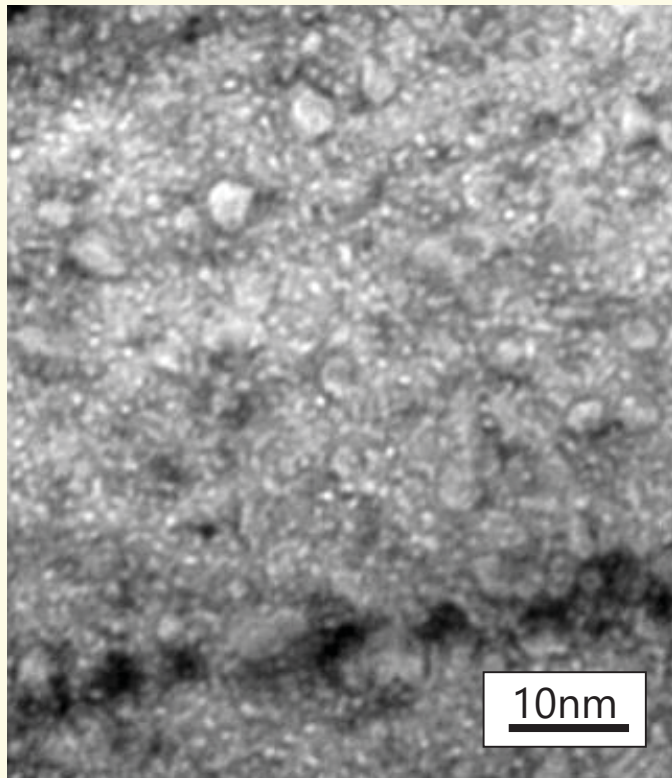
試料位置; SOL内, P-side

## Heプラズマパラメータ

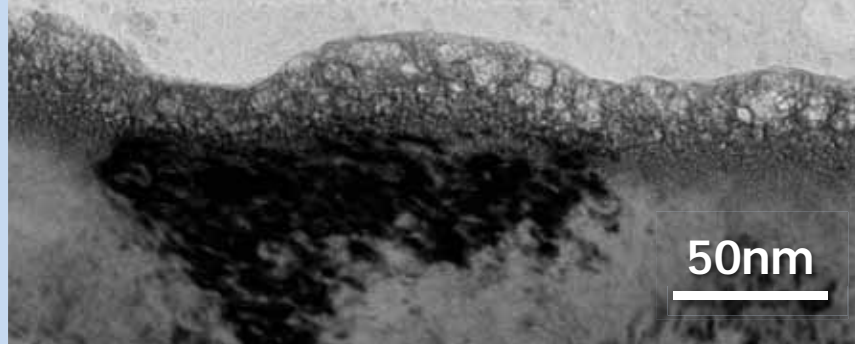
$T_i \sim 0.25\text{keV}$ 、 $n_e \sim 1.6 \times 10^{19} / \text{m}^3$

$I_p \sim 24\text{kA}$

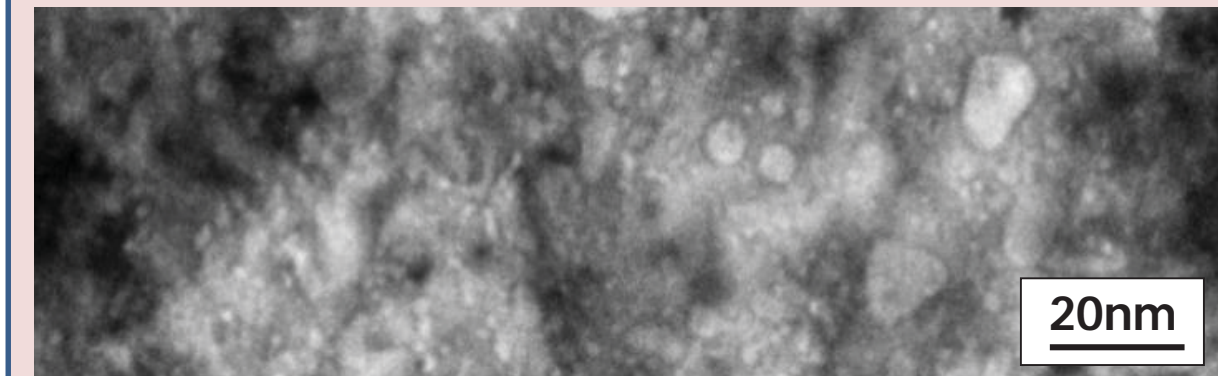
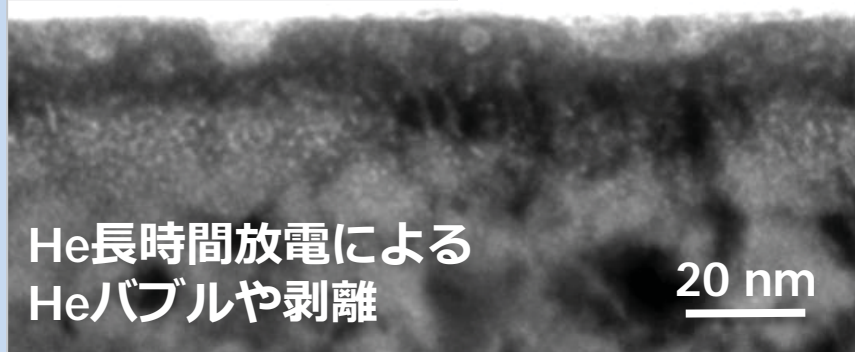
総放電時間 **125s (18 shots)**



## C18-4 SUS316L, 断面組織

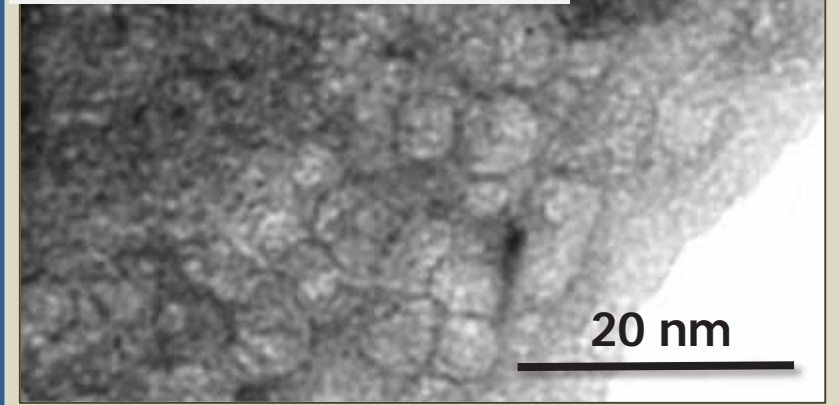


## C16-3 W, 断面組織

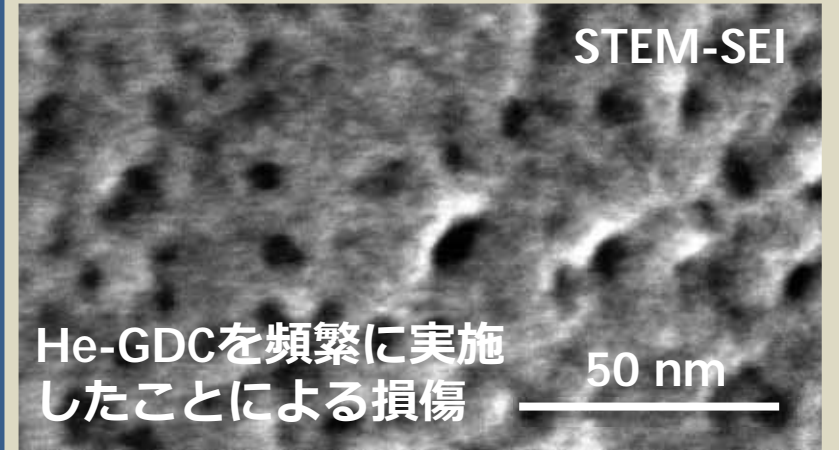


## C22曝露SUS 3 16L薄膜

STEM-BFI



STEM-SEI



- ダイバータレグ位置で1秒間He放電に曝露したWの損傷
- 大量のHeバブルが発生

# 1-2 実験室実験による堆積層・ヘリウムの影響評価

## QUESTにおける対向壁（実機研究）

非常に複雑な環境に曝され、プラズマ対向壁の表面直下領域は変質・損傷する。

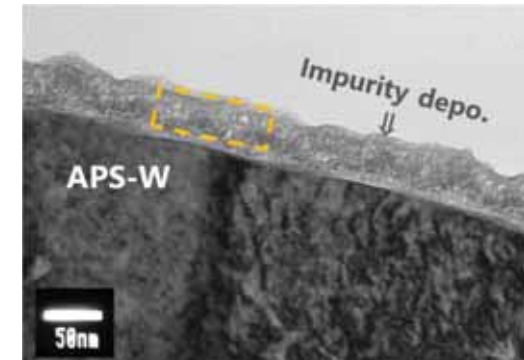
- **堆積層** : 空洞など複雑な構造を持つ非晶質
- **ヘリウム** : ヘリウムバブルの形成

これらが、水素吸蔵・放出に与える影響を明らかにする必要がある。

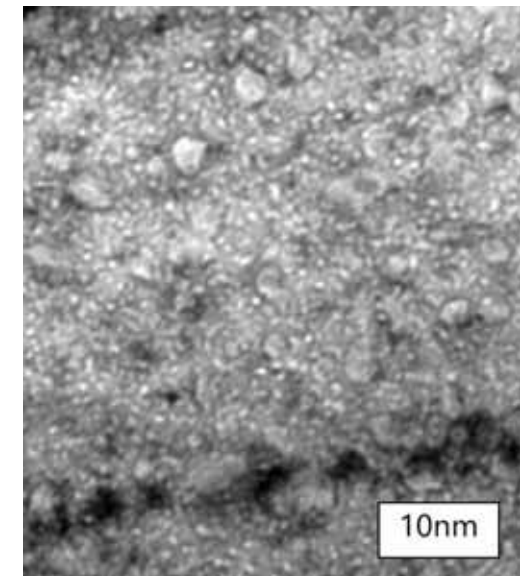
## 実験室実験（基礎研究）

小型の実験装置において制御された環境により、素過程の解明とモデル化を進める。

- **現象の素過程の解明** : 実機の複雑現象にはどのような素過程が支配的なのか
- **モデル化により外挿** : 実機や原型炉で起こりうる現象を想定する



堆積層

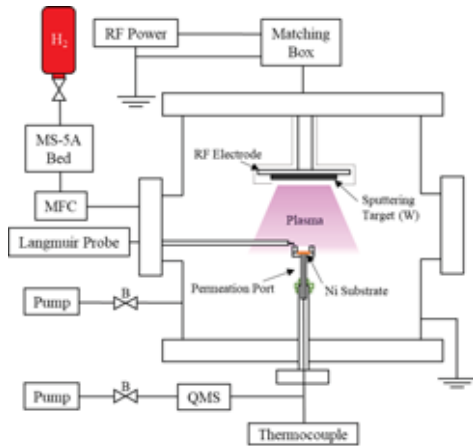


ヘリウムバブル

# 1-2 実験室実験による堆積層の影響評価

## 堆積層は水素の保持量が多い (共堆積)

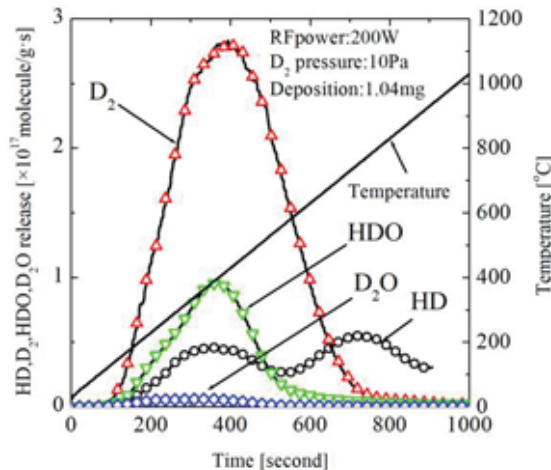
### 高周波プラズマを用いたスパッタ装置



**上部**  
水素プラズマにW材を接触させ、スパッタが発生

**下部**  
スパッタされたW原子が基板に堆積

### 水素保持量を測定



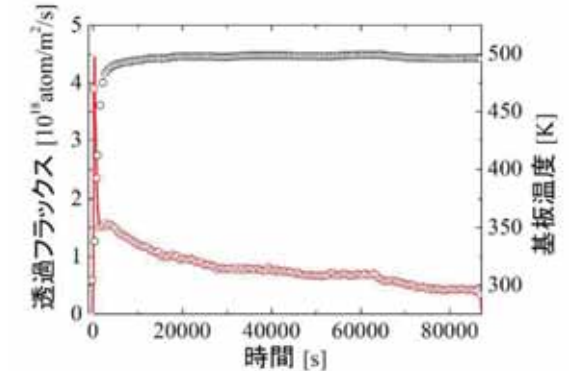
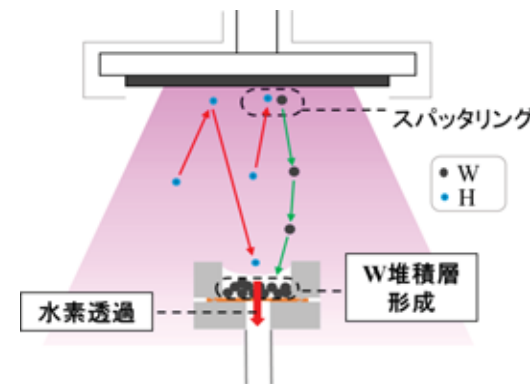
**水素保持量**  
W堆積層では 1~10at.%  
(Wバルクでは0.01~0.1at.%)

**昇温脱離**  
W堆積層に保持された水素は、  
200~700°Cで熱脱離

K.Katayama et al., Fusion Science and Technology 54(2008)549-552

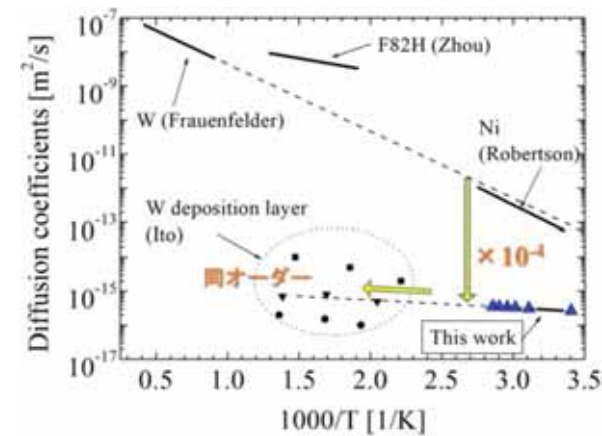
## 堆積層中は水素拡散が遅い (水素バリア)

### 堆積層を形成させながら水素透過を測定



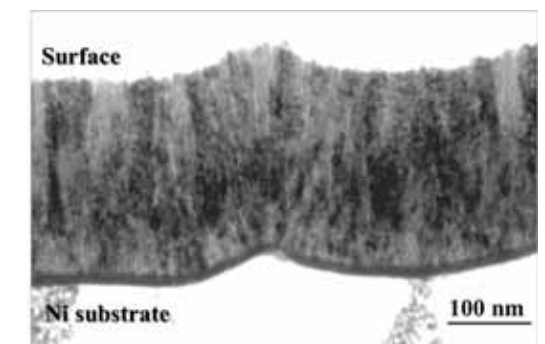
堆積層が厚くなると透過量は減少

### 拡散係数の推定



Wバルクと比べ拡散が遅い

### 堆積層の微細組織 (TEM)



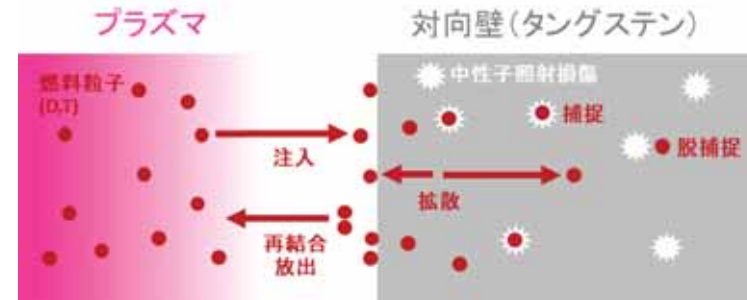
空隙やクラックが多く、  
水素同位体挙動に影響

# 1-2 ヘリウムの影響と原型炉での水素吸蔵評価

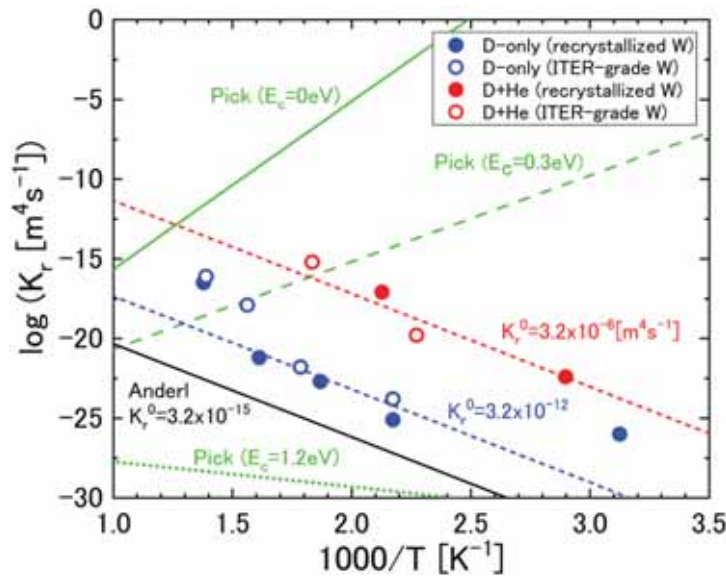
## 材料内に注入された水素の輸送モデル

$$\frac{\partial n_s(x, t)}{\partial t} = D \frac{\partial^2 n_s(x, t)}{\partial^2 x} - \frac{D n_s(x, t) [n_T(x) - n(x, t)]}{\lambda^2 n_W} + n(x, t) v \exp\left(-\frac{E_T}{kT}\right) + S(x) - 2K_r n_s(0, t)^2 \delta(x)$$

再結合係数



## 実験室実験から再結合係数を評価した

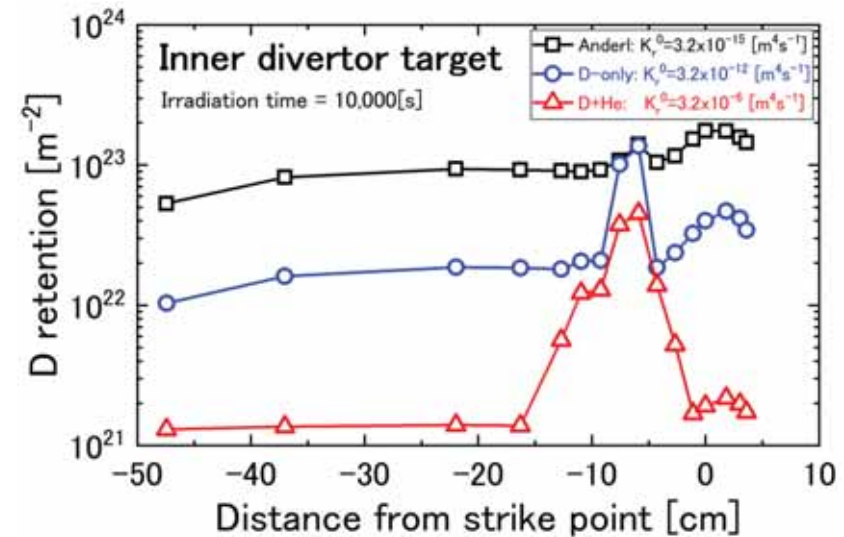


実験室実験[1]において  
D+He照射で吸蔵量減少  
表面近傍のHeバブルが  
結合することで、  
再結合放出が増加した

ヘリウム影響をモデル化  
実効的な再結合係数の  
増加としてモデル化した

[1] V.Kh.Alimov et al., Phys.Scr. T138(2009)014048.

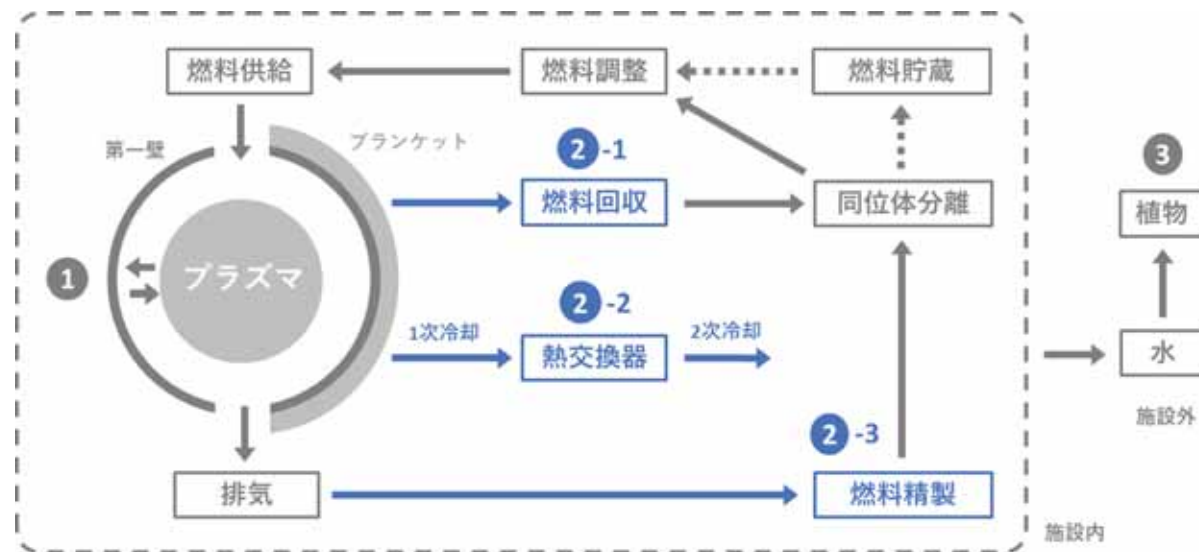
## 原型炉ダイバータの水素吸蔵量を評価した



原型炉条件においても、  
D+He照射により吸蔵量は大きく減少することを定量的に示した

## ② トリチウム循環システム

- 2-1 増殖材からのT回収 (Tを作る)
- 2-2 プラズマ排ガスからのT精製 (未反応Tを再利用)
- 2-3 冷却水へのT移行 (Tの漏洩)



# 2-1 増殖材からのトリチウム回収

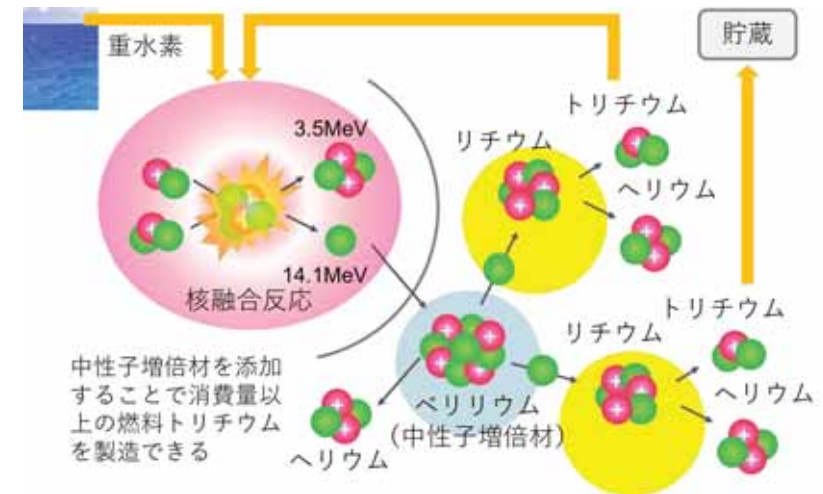
## トリチウム増殖システム

核融合反応で生成した中性子によりトリチウムを生成(増殖)する

- プラズマで核融合反応 :  $D + T \rightarrow n + He$
- ブランケットで核変換反応 :  ${}^6Li + n \rightarrow T + He$

増殖材にはリチウムを含有する材料を用いる

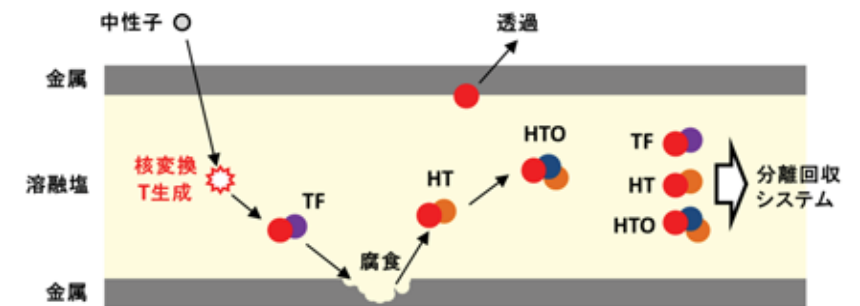
- 固体増殖材 : セラミックス ( $Li_2TiO_3$ ,  $Li_4SiO_4$  など)
- 液体増殖材 : フッ化物溶融塩 ( $FLiNaBe$  など),  $LiPb$



## 増殖材中のトリチウム挙動

増殖材中のトリチウム化学形は **HT** , **HTO** , **TF** (フッ化物溶融塩)

- これらは化学的特性が異なるため、回収プロセスに影響
- 存在比によって、安全評価値(T漏洩量, 金属腐食速度, T管理濃度)に影響.



フッ化物溶融塩内でのトリチウム化学形

トリチウム化学形を正しく理解し、制御する技術が必要

# 2-1 固体増殖材からのトリチウム放出

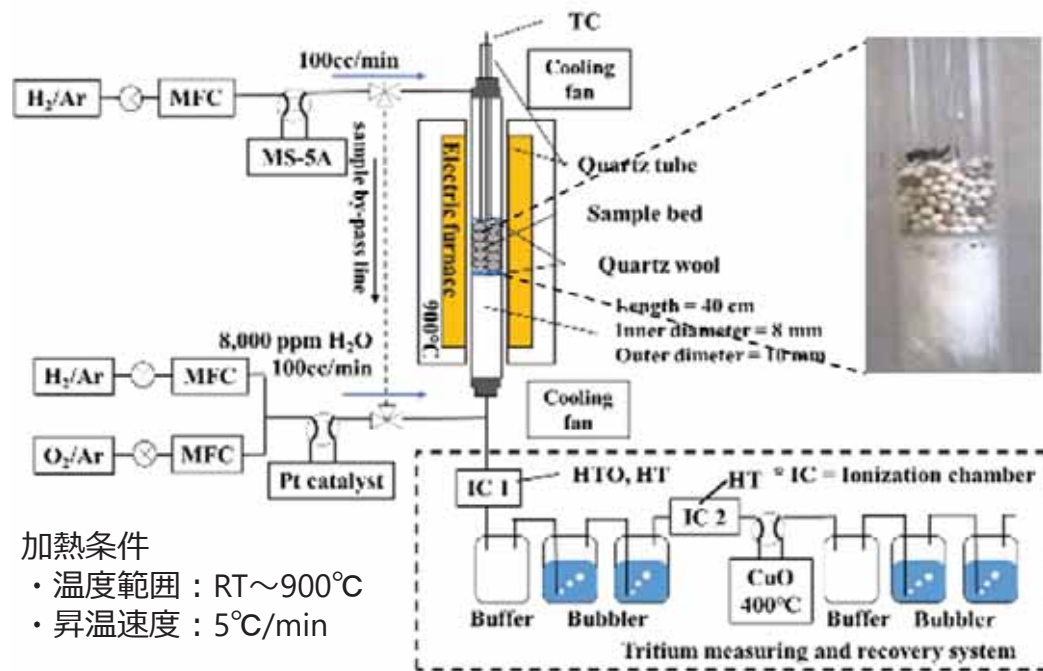
## LTZO (Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>+20wt%Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub>) 固溶体微小球へ中性子照射

### 京都大学研究用原子炉

- ・ 中性子束 : 2.75x10<sup>13</sup> n/cm<sup>2</sup>s
- ・ 照射時間 : 1分間
- ・ 照射温度 : 50°C以下

照射後は九州大学へ移送して分析

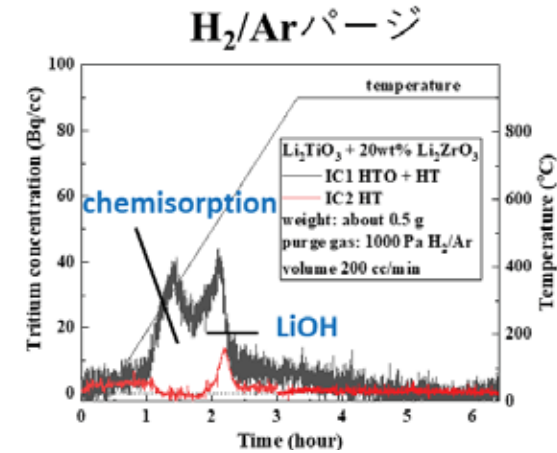
## トリチウムを加熱放出させて回収



### 加熱条件

- ・ 温度範囲 : RT~900°C
- ・ 昇温速度 : 5°C/min

## 加熱放出されたトリチウムの化学形 と パージガスの影響

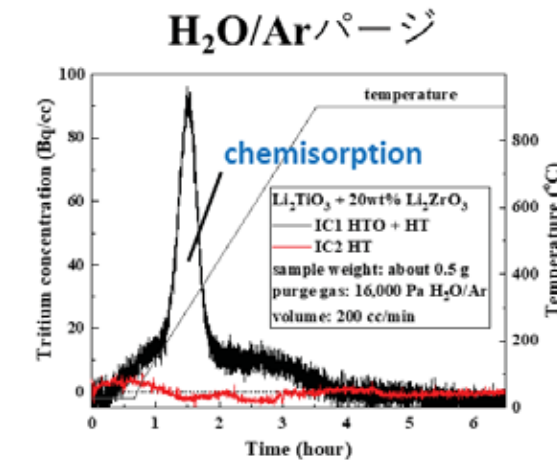


### HTよりHTOの放出割合が多い

- ・ HT (赤線)
- ・ HTO (黒線と赤線の差)

### パージガスにより化学形は変化

- ・ H<sub>2</sub>/ArパージでHT増加
- ・ H<sub>2</sub>O/ArパージでHTO増加



### 同位体交換反応

1. H<sub>2</sub> (g) + HTO (s) ⇌ HT (g) + H<sub>2</sub>O (s)
2. H<sub>2</sub>O (g) + HTO (s) ⇌ HTO (g) + H<sub>2</sub>O (s)

核変換トリチウム

トリチウム化学形の理解と、  
パージガスによる制御の可能性を  
示した

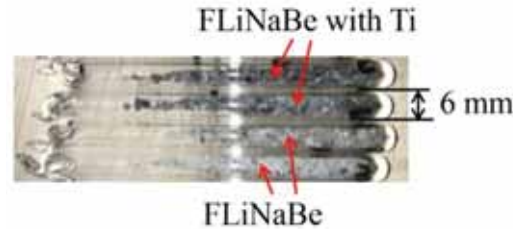
# 2-1 液体増殖材からのトリチウム放出

## FLiNaBe (LiF+NaF+BeF) へ中性子照射

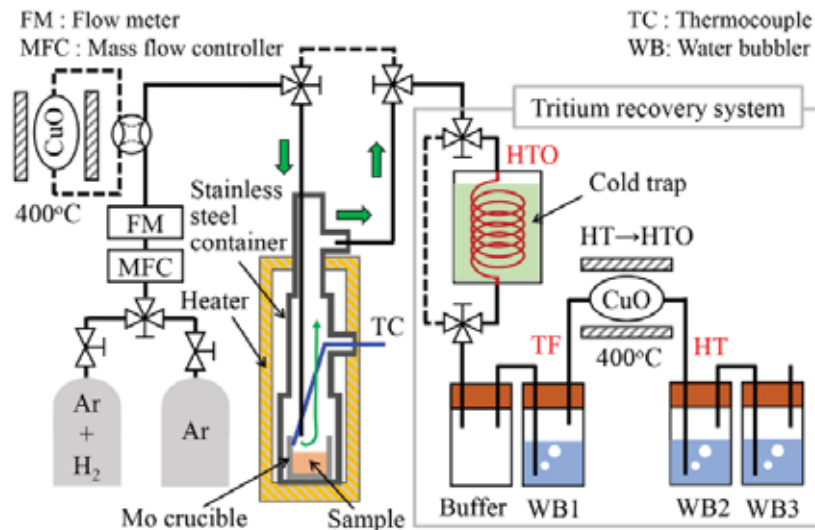
### 京都大学研究用原子炉

- ・ 中性子束 :  $5.5 \times 10^{12}$  n/cm<sup>2</sup>s
- ・ 照射時間 : 1分間
- ・ 照射温度 : 50°C以下

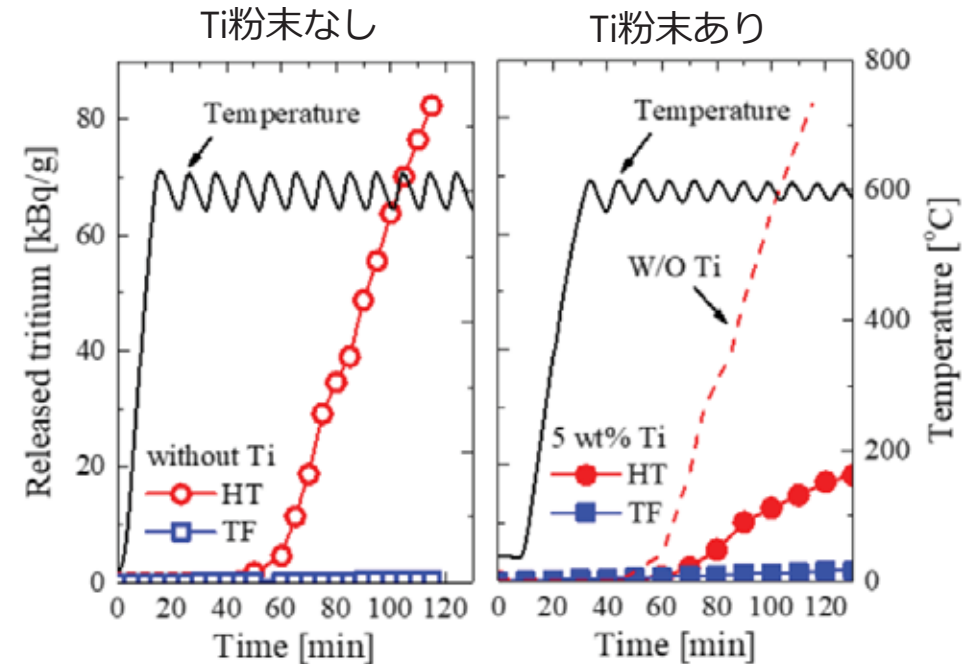
照射後は九州大学へ移送して分析



## トリチウムを加熱放出させて回収



## 加熱放出されたトリチウムの化学形 と Ti粉末の影響



TFよりHTの放出割合が多い

Ti粉末を混合させるとHTが減少

TがTiに吸蔵されることにより、放出が抑制された

トリチウム化学形の理解と、  
Ti粉末混合によるトリチウム保持の可能性を示した



## 2-2 プラズマ排ガスからのトリチウム精製

### トリチウム精製システム

核融合で未反応のトリチウムは真空容器から排気される（プラズマ排ガス）

- 水素分子 : H<sub>2</sub> D<sub>2</sub> T<sub>2</sub> HT HD DT
- 水蒸気分子 : H<sub>2</sub>O D<sub>2</sub>O T<sub>2</sub>O HDO HTO DTO
- 炭化水素分子 : C<sub>x</sub>H<sub>y</sub> C<sub>x</sub>D<sub>y</sub> C<sub>x</sub>T<sub>y</sub>

トリチウムを再投入するためにプラズマ排ガスから精製する

上記の水素化合物ガスを分解してトリチウムを抽出する必要

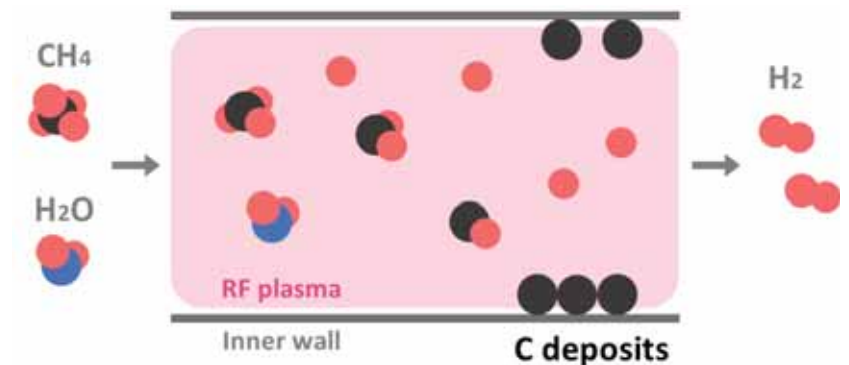
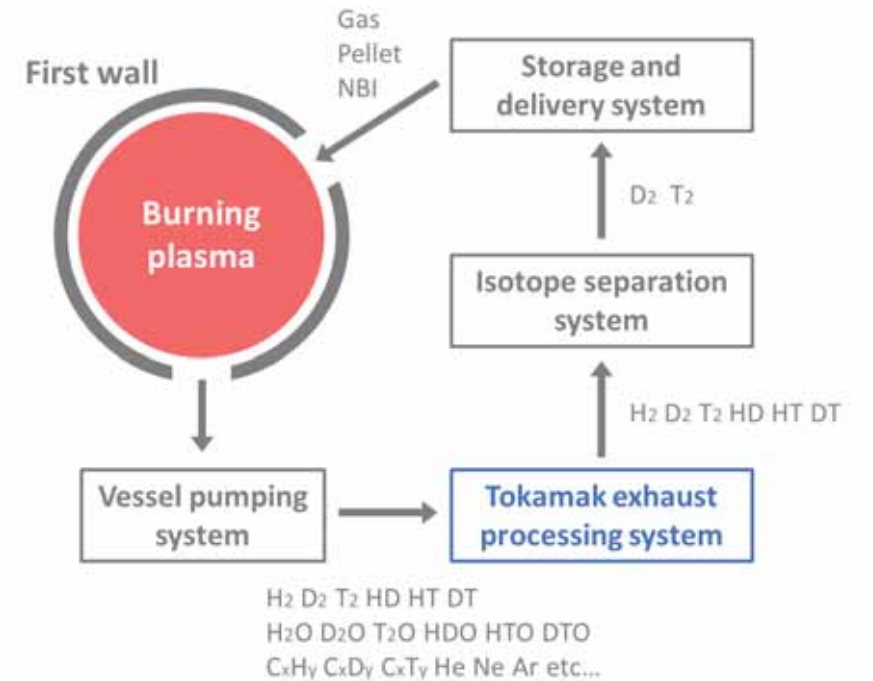
### プラズマ排ガスを分解する方法

従来の手法ではガスの化学的性質を利用

- 水蒸気改質法 ( $\text{CH}_4 + \text{H}_2\text{O} \rightarrow 3\text{H}_2 + \text{CO}$ )
  - 電気分解法 ( $2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{H}_2 + \text{O}_2$ )
- } ガス種毎に分離する必要

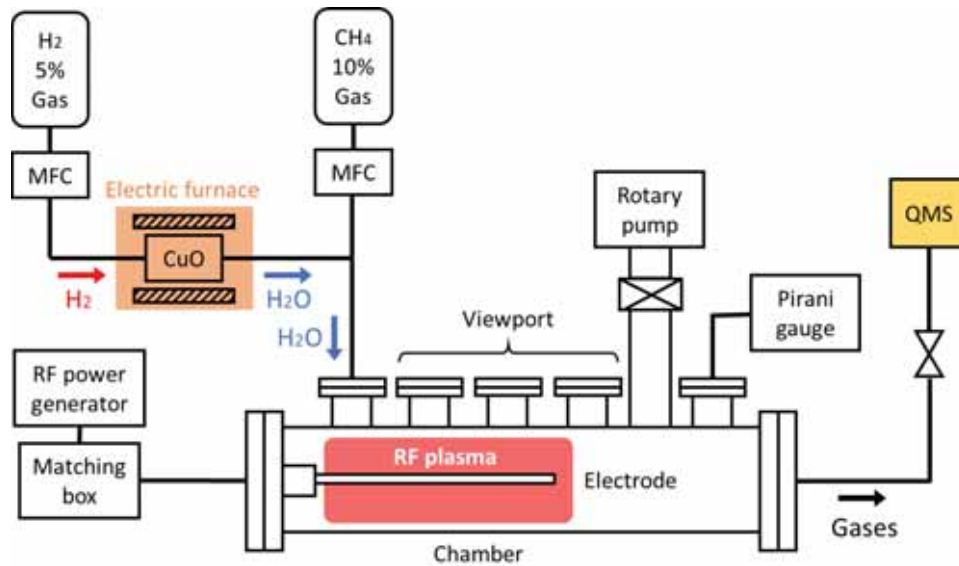
先進的な手法としてプラズマを利用

- 化学的性質に依らないため、分離することなくまとめて分解



## 2-2 プラズマによる水蒸気の分解

### 高周波プラズマ装置

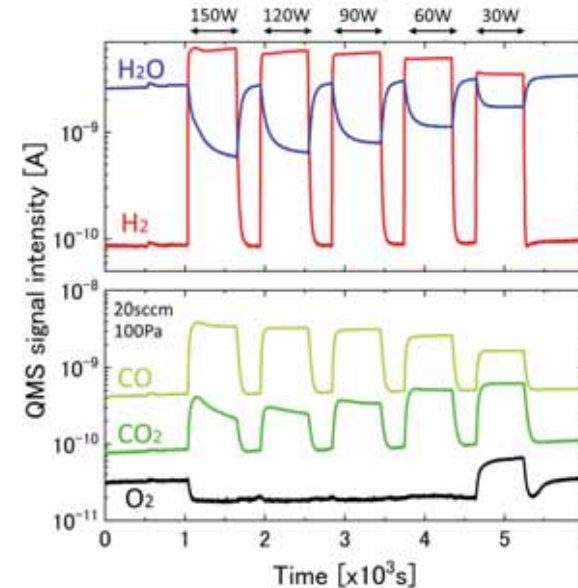


#### 実験条件

- ・ 圧力：100-250Pa, 流量：20-100sccm
- ・ RF出力：30-150W
- ・ プラズマ温度：11-14eV, プラズマ密度： $4-5 \times 10^{16} \text{m}^{-3}$

※本装置を用いた先行研究により、メタン(CH<sub>4</sub>)が分解され、容器内壁に炭素が堆積することが分かっている

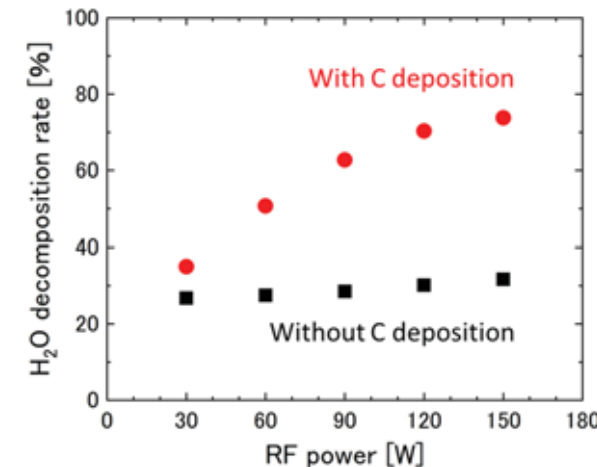
### 水蒸気はプラズマにより分解される



プラズマにより水蒸気が分解し、水素が生成された

分解反応は、プラズマ中の電子との衝突反応(解離イオン化)が支配的  
 $e + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{H}_2 + \text{O}^+ + 2e$  など

### 炭素堆積の影響



内壁に炭素堆積する(メタン分解)と水蒸気の分解率は向上した

水蒸気分解により生成したOと内壁表面のCが反応した  
 $\text{O} + \text{C} \rightarrow \text{CO} \text{ (or } \text{CO}_2)$

↓  
 OとHの再結合を抑制することで、水蒸気の分解率が向上

## 2-3 冷却水へのトリチウム移行

### 核融合炉におけるトリチウム移行

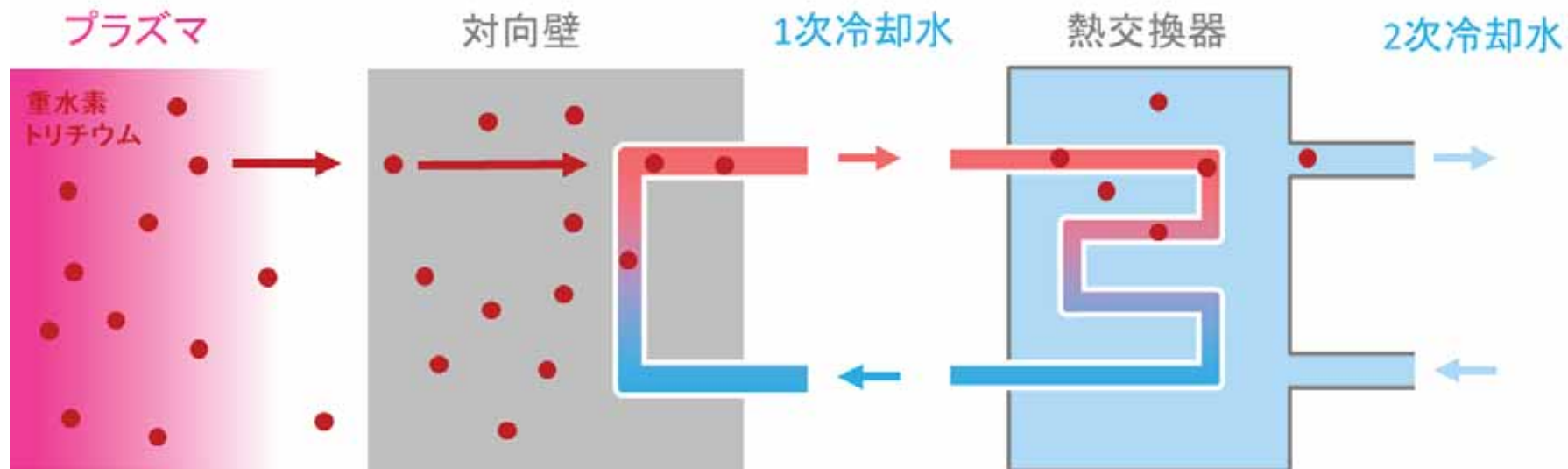
トリチウムの高い金属透過性は漏洩に繋がる

- 対向壁 : プラズマから侵入し、冷却配管を介して1次冷却水へ移行し得る
- 熱交換器 : 1次冷却水から2次冷却水へ移行し得る

想定されるトリチウム移行ルートにおいて評価が必要

プラズマ → 対向壁 → 1次冷却水 → 熱交換器(インコネル) → 2次冷却水 → 発電機器 → 環境

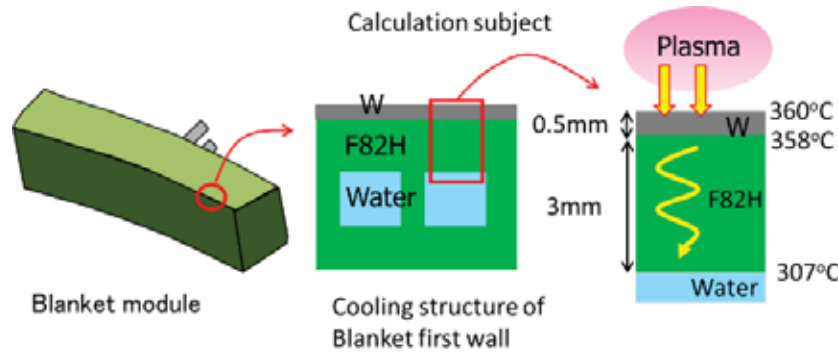
この2つを研究対象とした



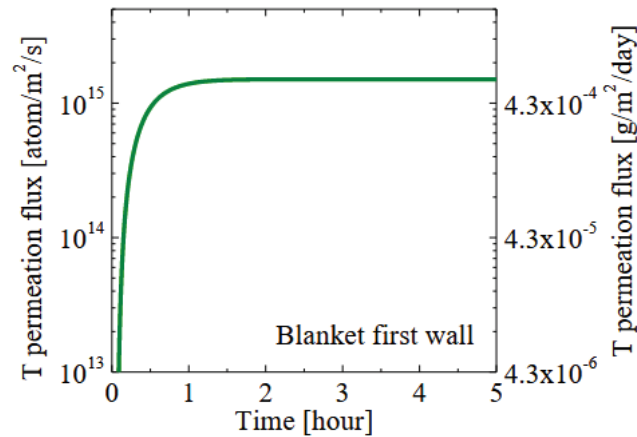
# 2-3 対向壁から1次冷却水へのトリチウム移行

## 第一壁+ブランケット

材料構造と温度分布を考慮した



水素輸送コードでトリチウム透過量を評価した

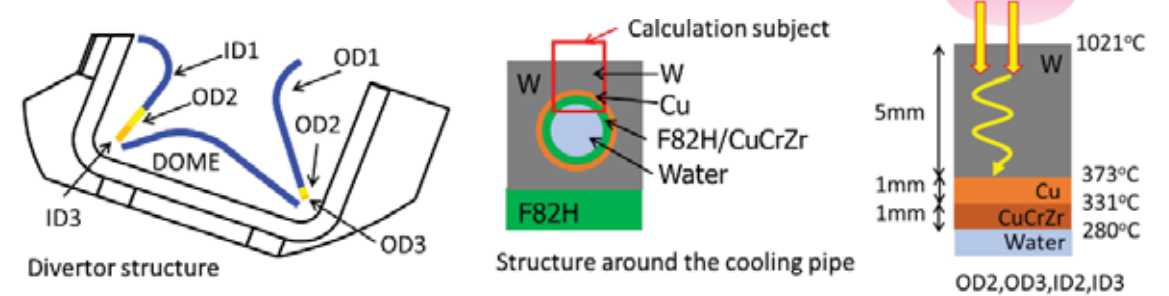


1次冷却水への  
T移行量は0.69g/day

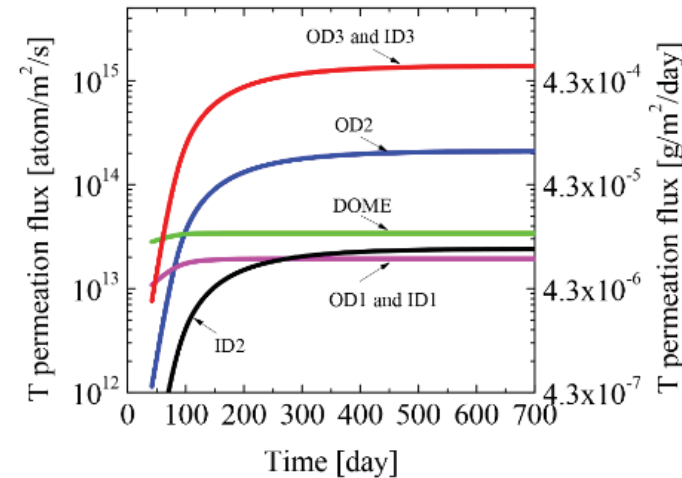
(ブランケットでの  
T生成量は230g/day)

## ダイバータ

材料構造と温度分布を考慮した



水素輸送コードでトリチウム透過量を評価した

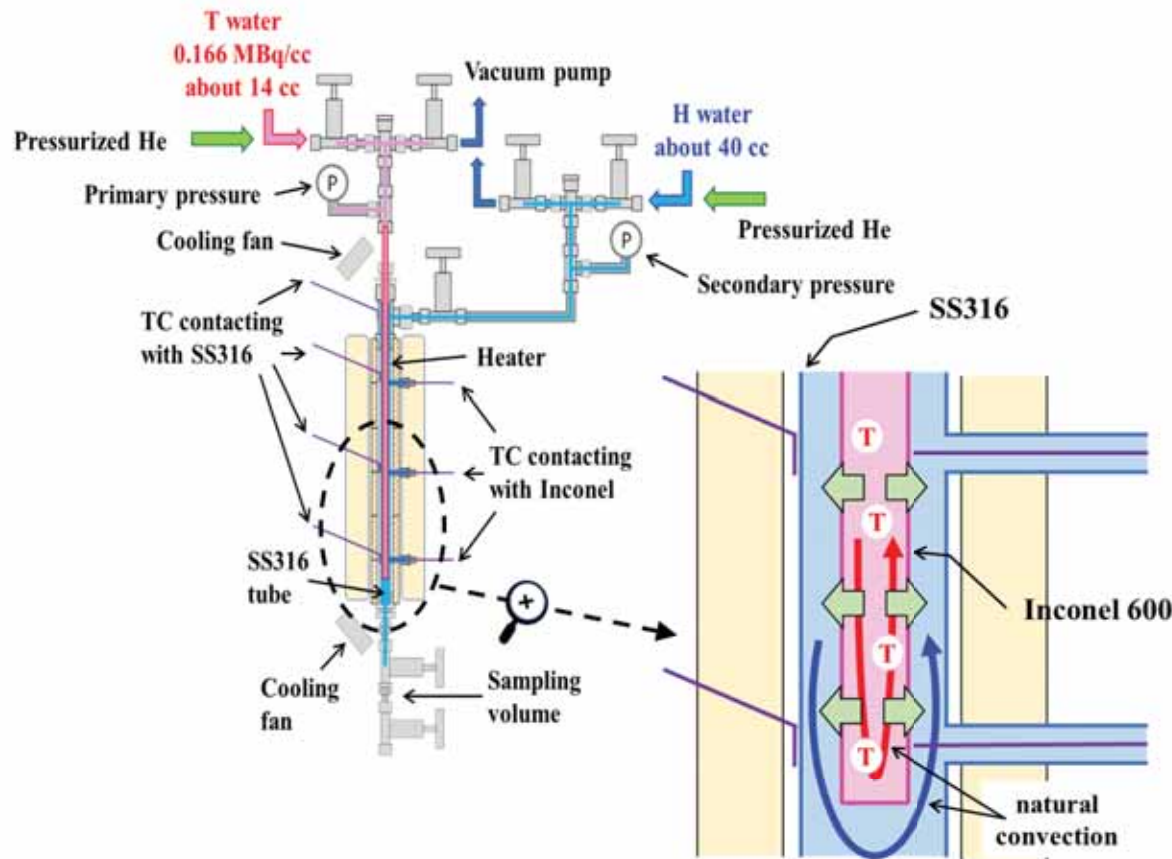


1次冷却水への  
T移行量は0.013g/day

材料構造と温度分布を考慮することで、原型炉条件において定量的な評価が可能となった

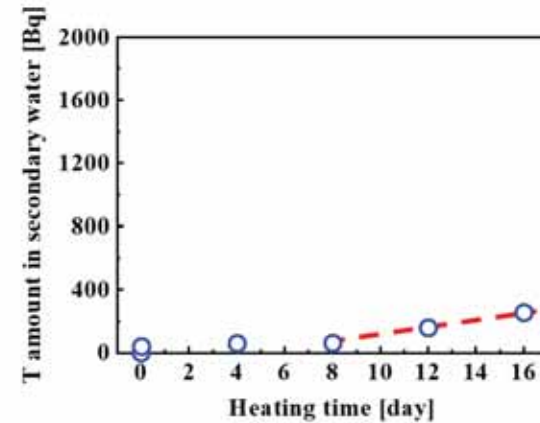
# 2-3 1次冷却水から2次冷却水へのトリチウム移行

## 金属を介した高温高圧水間でのトリチウム透過を測定



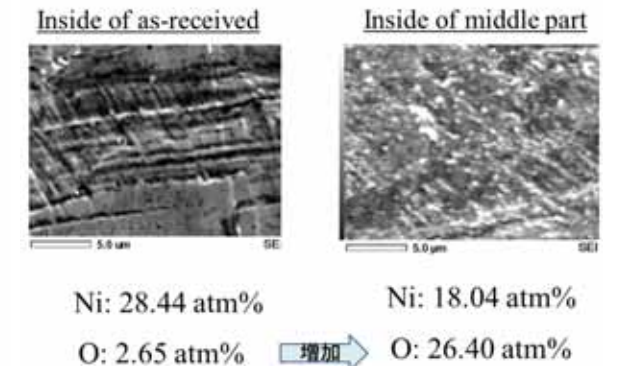
1次側水 T濃度 0.166MBq/cc, 圧力 15.6~17.3MPa, 温度 270~310°C  
 金属 インコネル600, 厚さ0.50mm  
 2次側水 初期T濃度 0MBq/cc, 圧力 17.0→9.4MPa, 温度 290~320°C

## トリチウム透過量



ガス透過に比べて非常に遅い  
 実験開始後8日目に透過を確認

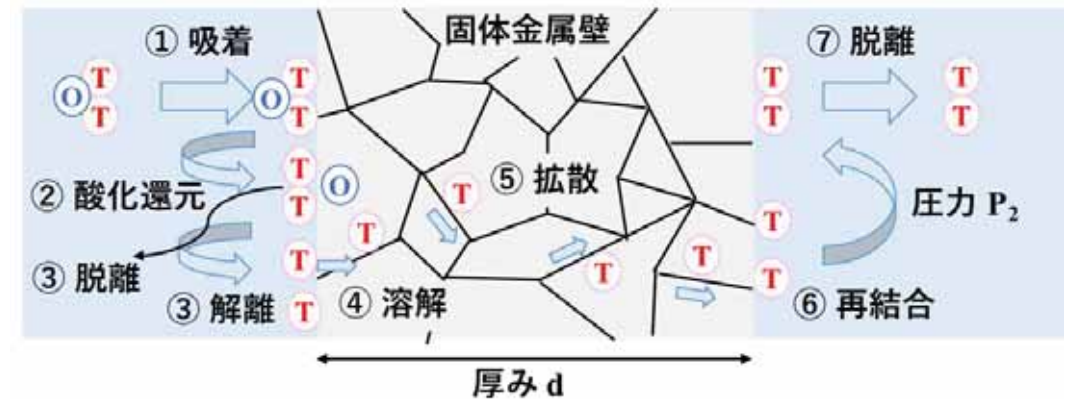
## 実験後の金属表面を分析



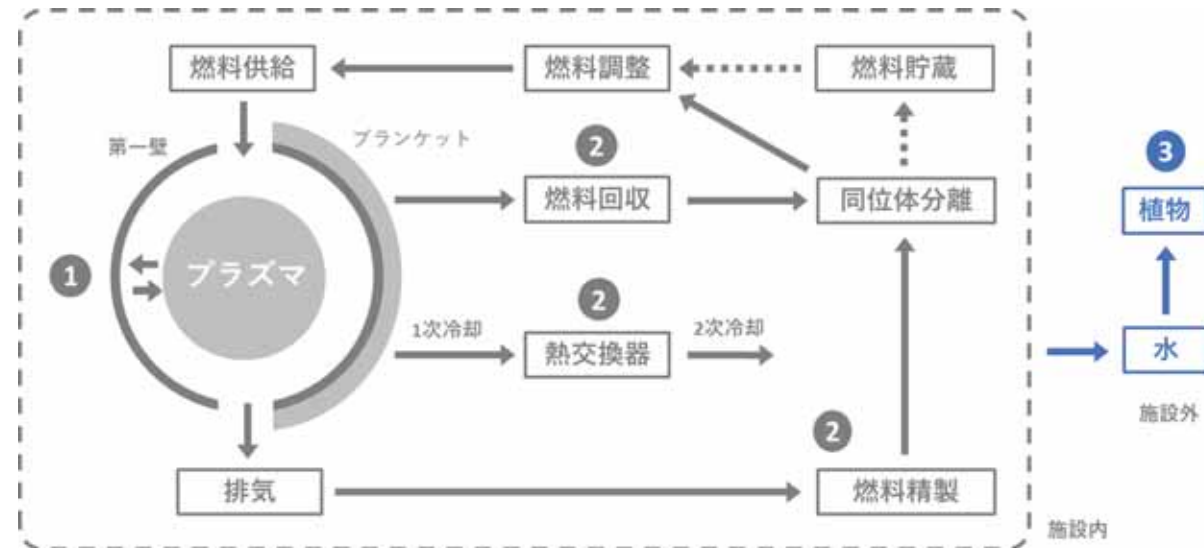
インコネル表面が酸化

## トリチウム透過モデルの構築を進めている

酸化還元プロセスが介することで、透過が遅くなった可能性

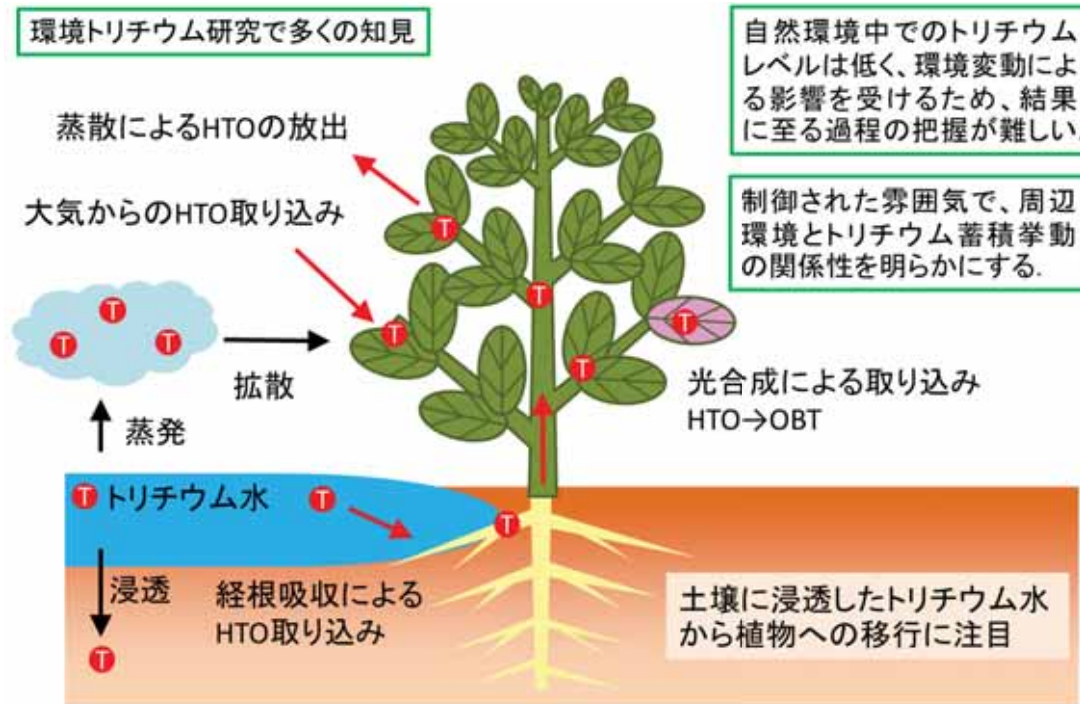


### ③ 植物への移行



# 植物へのトリチウム移行

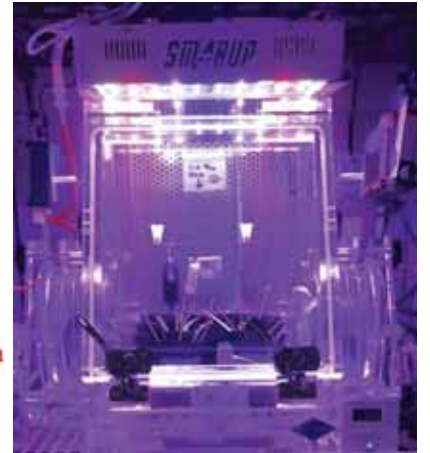
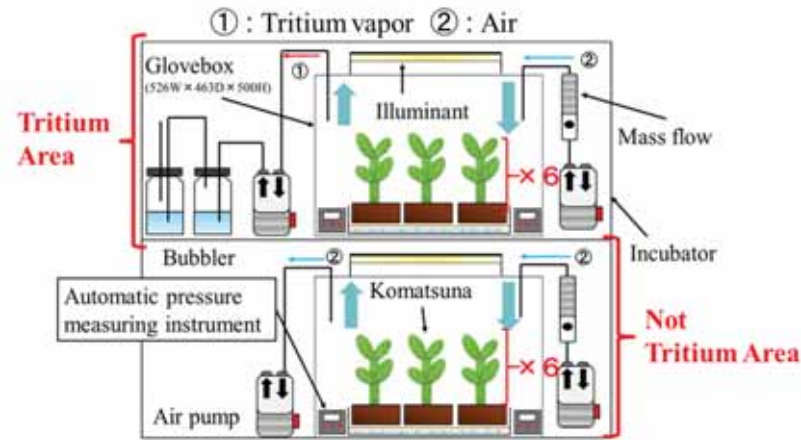
## 土壌から植物へのトリチウム移行モデル構築を目指す



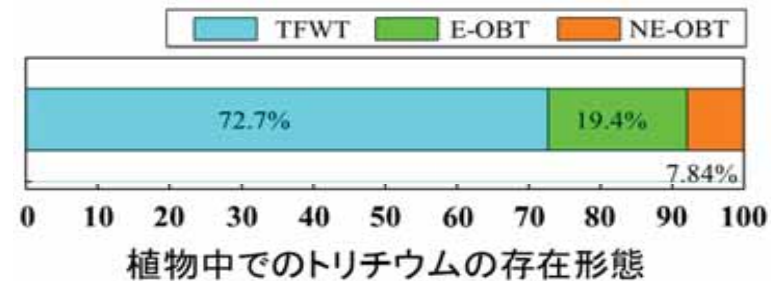
### 植物内でのトリチウム存在形態は3種類に大別される

- ・ 組織自由水型(TFWT) : 組織と結合せず容易に排出
- ・ 交換可能な有機結合型(E-OBT) : 組織のS,N,O原子と結合
- ・ 交換不可能な有機結合型(NE-OBT) : 組織のC原子と結合

## 栽培装置をトリチウム実験室に構築した



## 様々な分析実験を行って、トリチウム存在形態を測定した



植物内のトリチウムのうち、

- ・ TFWT(排出しやすい) が大部分
- ・ NE-OBT(排出しにくい) の割合は少ない

# まとめ

## 球状トカマク実験装置 QUEST

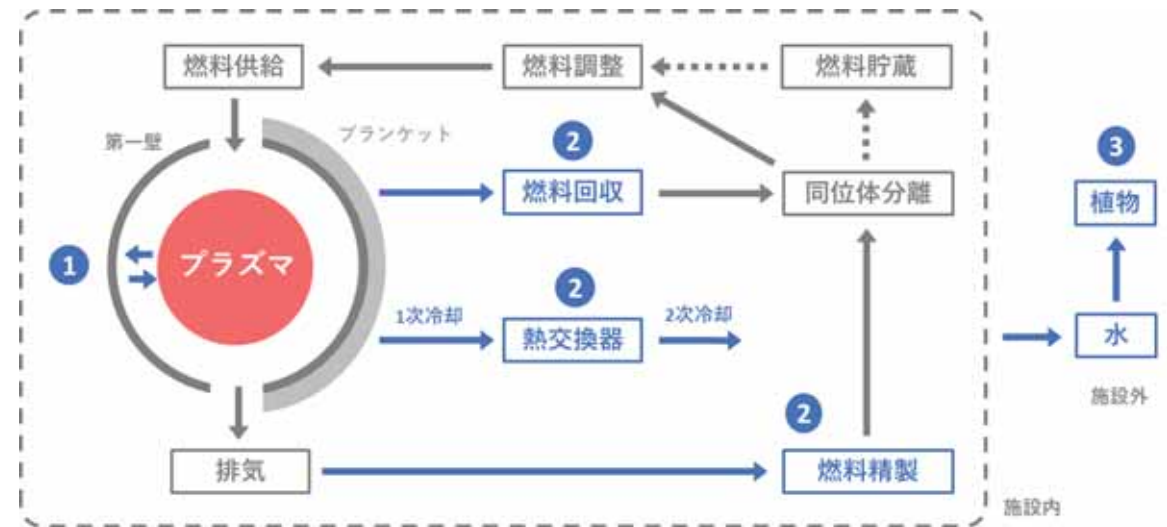
原型炉を見据えて、高温壁を用いた長時間放電でのプラズマ壁相互作用と新壁材料の開発が進められている。特に、定常運転を目指した粒子バランス、燃料粒子の壁への侵入、保持、再放出のメカニズム・プロセスの解明と制御に重点が置かれている。ここでは材料サイドの課題の中で、以下のトピックを紹介した。

- 炉壁への水素吸蔵・放出現象の解明（対向壁の変化, 堆積層が壁変色の原因）
- 水素吸蔵・放出が少ない壁材料の開発
- 堆積層・ヘリウムの影響を実験室実験により評価

## アイソトープ総合センター伊都地区実験室

多くの研究機関・共同研究者の協力を得ながら、トリチウム循環システムに関する研究を行っている。ここでは、その中で以下のトピックを紹介した。

- 増殖材からトリチウム回収
- 冷却水へのトリチウム移行
- プラズマ排ガスからトリチウム回収
- 植物へのトリチウム移行



謝辞 QUESTに関する炉工学研究については、吉田直亮名誉教授より資料を頂きました。ここにお礼申し上げます。日ごろご指導頂いております、片山一成准教授、花田和明教授はじめ、総合理工学研究院・応用力学研究所・RI総合センターの先生方にお礼を申し上げます。また、この発表で使用したトリチウム実験の多くは、片山研究室の学生によることを申し添えます。



**ご清聴ありがとうございました**