

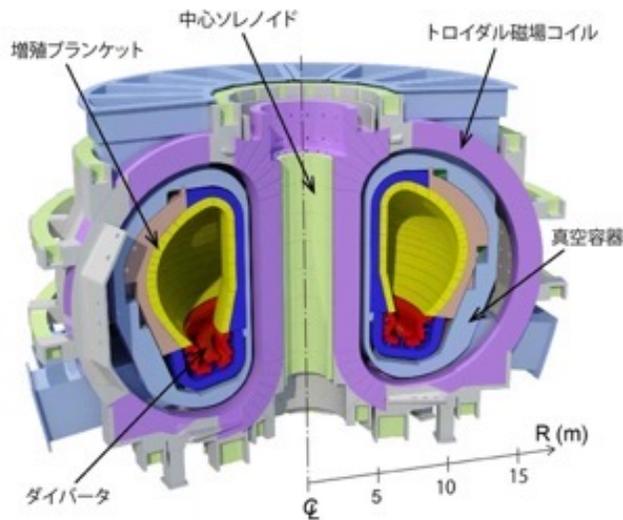
# 原型炉に資する研究成果について

原型炉設計合同特別チーム



- 主要機器であるトロイダル磁場コイル、増殖ブランケット、ダイバータについては、ITER技術基盤の延長に概念を構築
- ITERにない技術については、産業界の発電プラント技術及び運転経験並びに大学等による未踏技術の解決策を取り入れた概念を構築
- 炉心プラズマについては、ITER及びJT-60SAの想定成果に基づいた概念を構築

## 基本パラメータ



主半径：8.5m  
 小半径：2.42m  
 核融合出力：1.5GW  
 発電端出力：0.64GW  
 中心トロイダル磁場：6T  
 プラズマ電流：12.3MA  
 加熱入力：< 100MW  
 規格化ベータ値：3.4  
 規格化密度： $n_e/n_{GW}=1.2$   
 閉じ込め改善度：1.3  
 冷却水：PWR条件  
 稼働率：~70%  
 運転方式：定常運転  
 三重水素増殖率：1.05

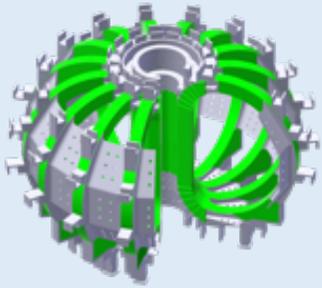
## 発電プラント全体像



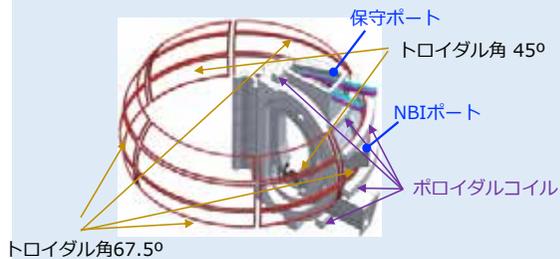
原型炉概念の構築において、共同研究を通して得られた研究成果について報告

## 超伝導コイルの設計概要

- 国内の専門家の意見を集約しベースラインを策定
- ITERでの実績を重視し基本的にITER方式を採用
- 補正磁場コイルによるTFコイル製作精度の緩和
- 製作簡略化（コスト低減）に向けた検討
- クエンチ時の高速放電の評価（共同研究）

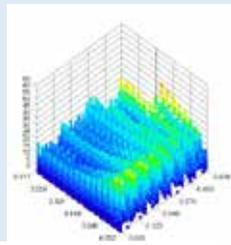


	TF coil
超伝導線材	Nb <sub>3</sub> Sn
コイル本数	16
最大生成磁場強度	13.9 T
導体電流値 (導体構造)	83 kA (CICC)
最大設計応力 (想定材料)	800 MPa (新高強度低温鋼)



補正磁場コイルの採用により、JT-60SA並(ITERの2-4倍)に緩和可能な見通し

コイルケース最適化、長方形ジャケットの採用により、従来の概念から導体絶縁材の剪断応力を大幅に低減可能

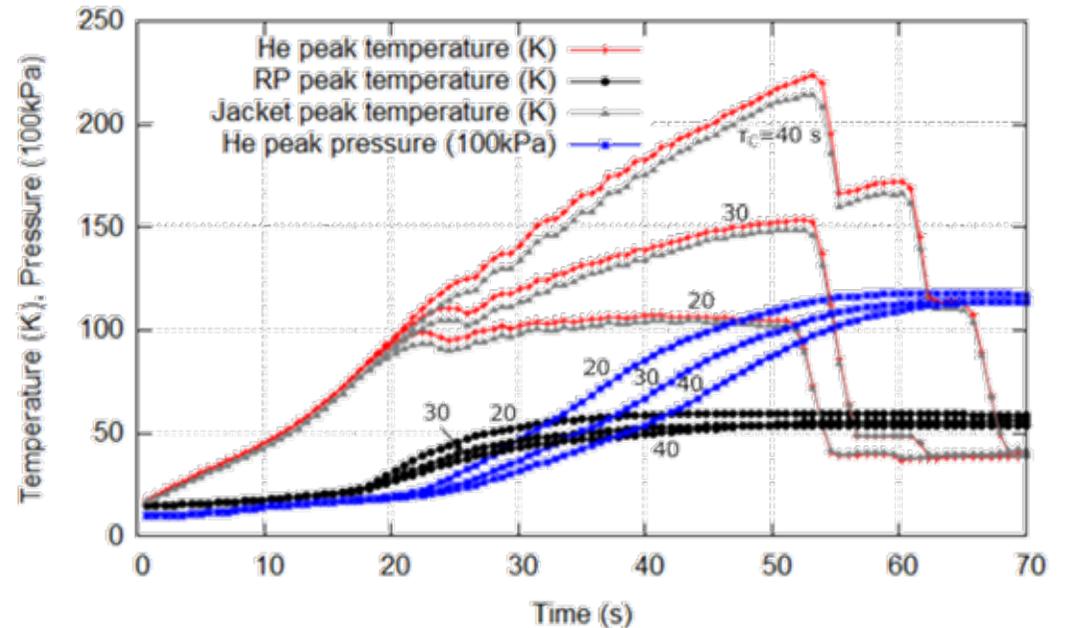


絶縁材の剪断応力分布

## 共同研究成果

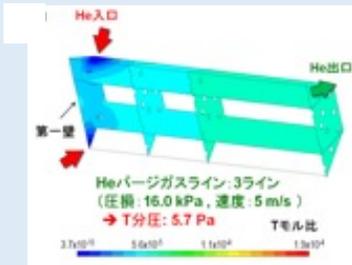
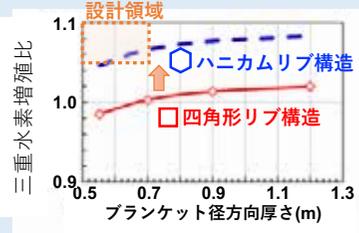
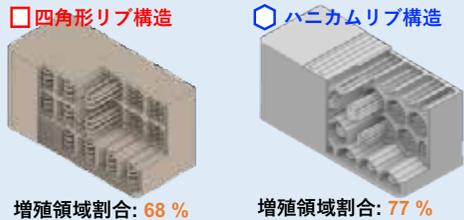
### 放電時定数の評価 福井工業大学

- クエンチ伝播解析によりクエンチ時の導体温度上昇を評価
- 放電時定数の指針を明確化 (<30秒)
- 新たな高速放電スキームを提案



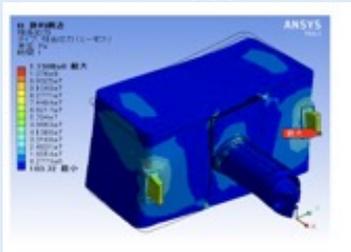
## 増殖ブランケットの設計概要

- ITER-TBMと同じ固体増殖・水冷却方式を採用
- 補強リブ構造による筐体の耐初構造化
- 三重水素増殖比
- パージガスによる三重水素の回収
- 温度、応力、電磁力解析
- **ブランケット試験モジュール概念 (共同研究)**

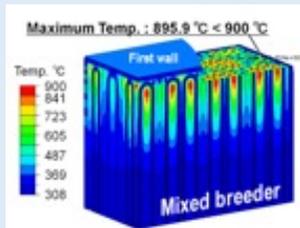


パージガスを三ヶ所から導入することで三重水素が滞留することなく回収

ディスラプション時の構造強度評価



材料許容温度と整合する設計



## 共同研究成果

### 先進ブランケット概念構築

NIFS, 東北大

- 現行概念より高温で高効率発電を目指せる先進ブランケット概念を検証する小型試験モジュール(原型炉TBM)の検討
- 原型炉内の一部に設置して機能・特性試験が実施可能な先進ブランケット・モジュールの初期概念を検討

- ✓ 液体増殖材(Li-liq, LiPb, 熔融塩)の特徴整理
- ✓ 各増殖材での設計課題の抽出
- ✓ 原型炉TBM用の先進ブランケットに関わる概念検討および関連する技術研究を実施

先進ブランケット用液体トリチウム増殖材候補 (トリチウム増殖材が液体 → 液体ブランケット) の概要

特徴が異なる液体トリチウム増殖材の特性*	Li	Li <sub>17</sub> Pb <sub>83</sub>	FLiBe (Be/43mol%)
融点(°C)	低	中	高 (~400 (FLiBe 50))
比重密度 (g/cm <sup>3</sup> )	0.46 (127°C)	9.3 (500°C)	2.0 (25°C)
粘性	低	中	高
(Pr - Li)	1.6 (10 <sup>-3</sup> ) (127°C)	2.0 (10 <sup>-3</sup> ) (127°C)	1.5 (10 <sup>-3</sup> ) (127°C)
熱伝導率 (W/mK)	高	中	低
電気伝導率 (S/m)	40 (373°C)	36	1.0 (373°C)
熱膨張係数 (1/K)	2.5 (10 <sup>-5</sup> ) (127°C)	~9 (10 <sup>-5</sup> ) (127°C)	1.5 (10 <sup>-5</sup> ) (127°C)
1000ppmの平均分圧 (Pa)	高	中	低
天然と人工の比率	高	低	低
天然と人工の比率	高	低	低

トリチウム増殖材の増殖は必須

- 500°C以上の高い温度で、高効率発電を目指す。
- 増殖材自身を循環させる自己循環が可能。
- 簡単なブランケット構造が可能。
- トリチウム燃料連続回収、及び成分調整が可能。
- 増殖材に関しては、中性子吸収がない。
- 概念によって Beフリー、He分離無し

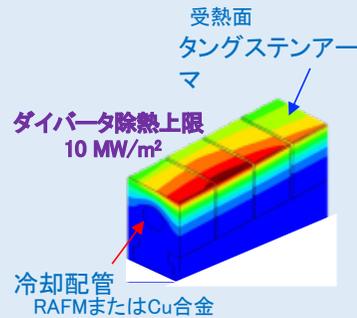
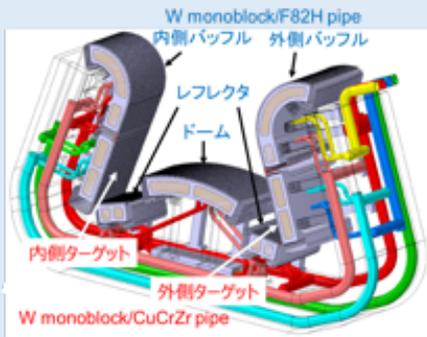
※ 全ての特性が好ましい候補材は無い。

液体ブランケットの研究要素

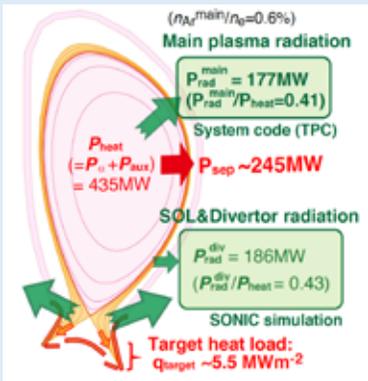
	Li	Li <sub>17</sub> Pb <sub>83</sub>	FLiBe (Be/43mol%)
中性子工学	天然同位体比のトリチウムで増殖可能 ※中性子透過能力低い	厚みに制限のある増殖材に比べ増殖率は高い ※増殖率90-98%必要	天然同位体比で増殖可能
材料共存性 (材料腐食)	不純物が腐食を促進。純度管理が重要。		(TFのBeによる還元)
磁場下流動	電気伝導率が大きい → MHD圧力損失 (電磁ブレーキ効果) → セラミック被覆・絶縁材・ダクト (高い技術、構造が複雑) ・Heガス冷卻 (大きなポンプ動力)		電気伝導率、小 → 磁場影響は小さい。
伝熱特性			粘性: 高、熱伝導率: 低 → 第一壁の冷却能力確保が重要。
トリチウム輸送・回収	水素溶解度、非常に高 → 回収技術開発必要	溶解度が低い → セラミック被覆技術等による配管からの透過抑制	
安全性	活性、大気中で燃焼	Pb, Beの化学的安全性 PFPO, PFHgの腐化	

## ダイバータの設計概要

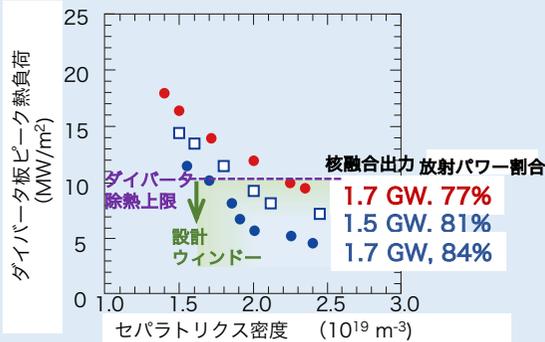
- ITER技術基盤に基づく設計
  - ✓ W型ダイバータ・カセット構造
  - ✓ タングステン・モノブロック構造
  - ✓ 水冷却方式
- 放射冷却によるダイバータ熱負荷低減評価
- ダイバータプラズマ設計ウィンドウ評価
- 非定常熱負荷評価 (共同研究)
- ダイバータプラズマのモデリング (共同研究)



### ダイバータ熱負荷低減シナリオ



### 設計ウィンドウ

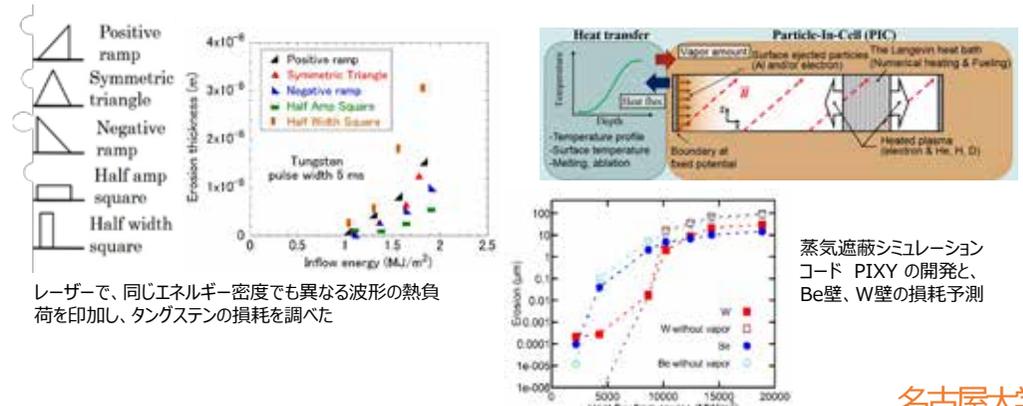


## 共同研究成果

### ダイバータ損傷評価

大阪大学

- 非定常パルス負荷が加わった際の炉壁損耗現象を、溶融層の挙動と蒸気遮蔽を評価
- 蒸気遮蔽シミュレーションにより、非定常熱負荷時の損傷が90%低減される見通し



レーザーで、同じエネルギー密度でも異なる波形の熱負荷を印加し、タングステンの損耗を調べた

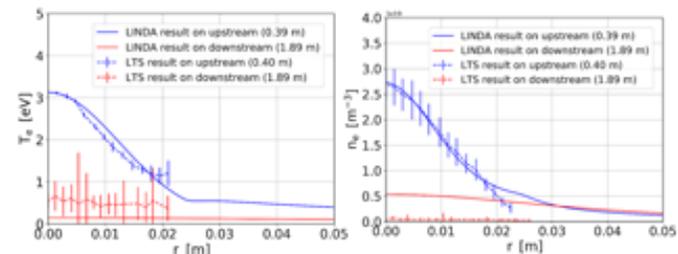
蒸気遮蔽シミュレーションコード PIXYの開発と、Be壁、W壁の損耗予測

名古屋大学

## 原子・分子過程と輸送に関する実験とモデリング

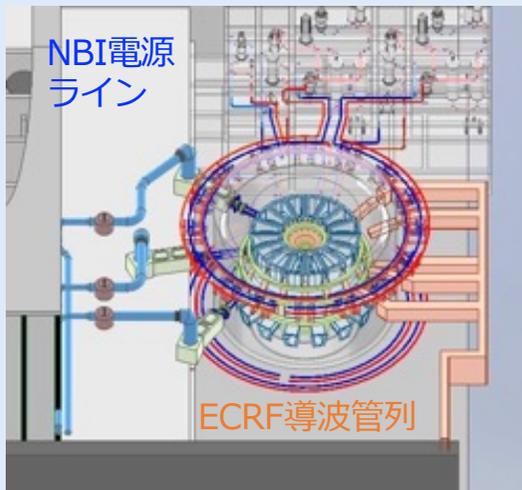
- 定常高密度プラズマ装置による原子・分子過程、熱流入過程、輻射輸送、中性粒子輸送、粒子・熱輸送に関する基礎データを取得。

シミュレーションコード高性能化により実験データを完全再現

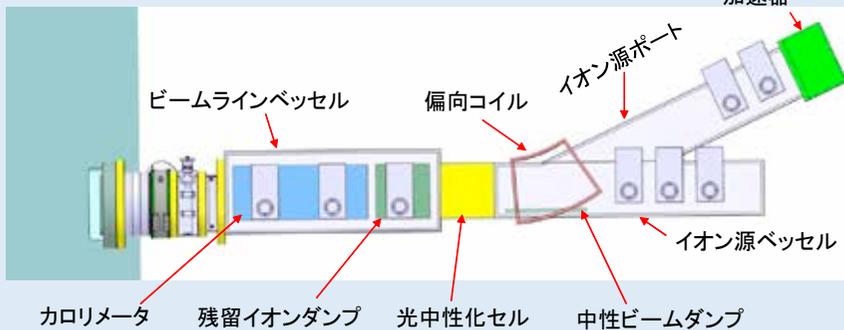


## 加熱・電流駆動システムの設計概要

- 中性粒子ビーム入射 (NBI)
- 電子サイクロトロン波 (ECRF) } を併用
- NBI&ECRF入射ポート配置案の検討
- NBI装置の概念検討 (偏向コイル、排気系)
- ECRF入射システムの研究 (共同研究)



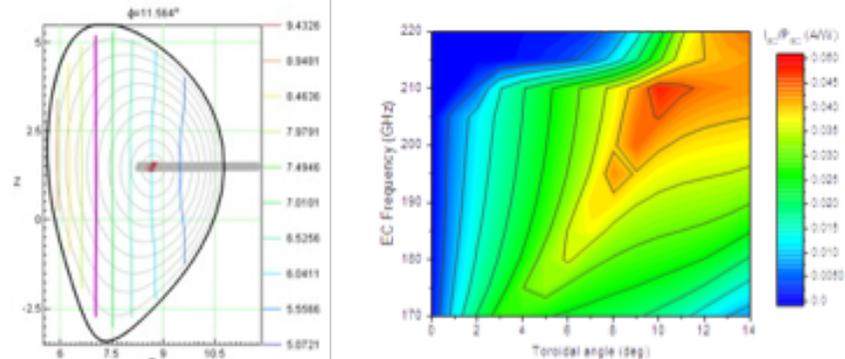
- NBI：イオン源の保守を考慮してホットセル側に配置
- ECRFアンテナ：NBIの対面に配置



## 共同研究成果

### EC電流駆動効率改善に向けた研究成果 京都大学

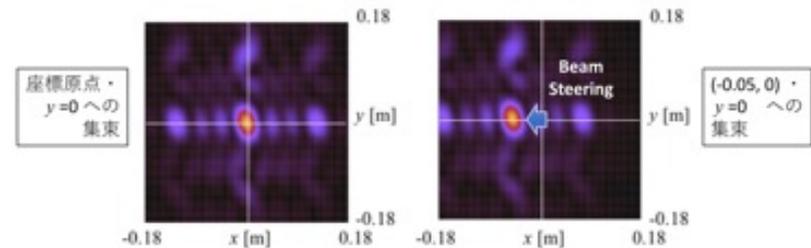
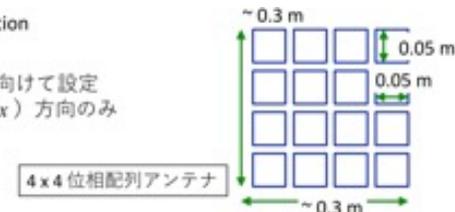
- TRAVISコードやTASKコードを用いて原型炉のECCD電流駆動効率を評価し、効率を高める入射位置・入射角の検討
- 非線形クーロン衝突効果を導入し、高速電子からバルク電子への運動量移行により~25%改善
- 吸収パワー依存性を調べ、10→40MWの時、約12%改善



### リモートステアリングアンテナの検討

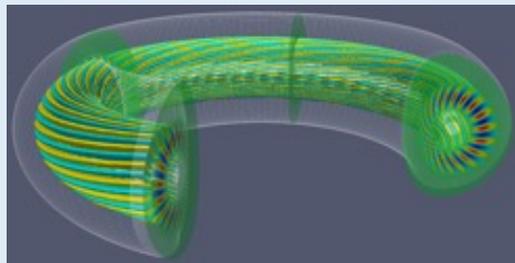
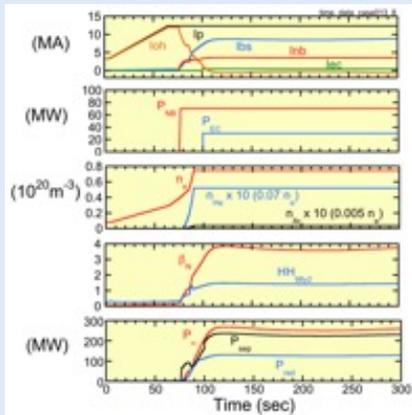
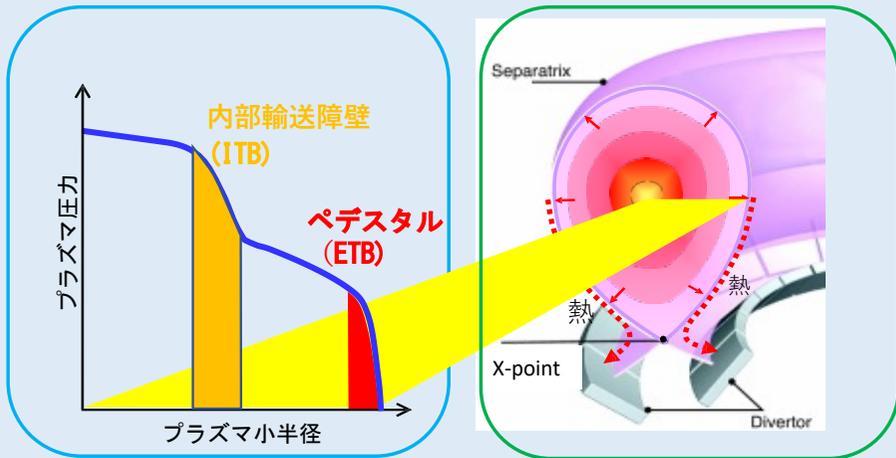
1辺5cm 方形 Anti-Symmetric Direction 位相配列アンテナ

- ・ 位相配列は、1焦点位置に向けて設定
- ・ Remote Steeringは、水平 (x) 方向のみ  $y = const.$  線への集束
- ・ DEMOを想定し、~5mの集束距離を想定



## 理論・シミュレーションの課題

- 炉心プラズマ運転シナリオ策定
- ダイバータ運転領域評価
- 炉心プラズマパラメーター評価
- 運転制御モデリング
- 炉心プラズマ物理の解明

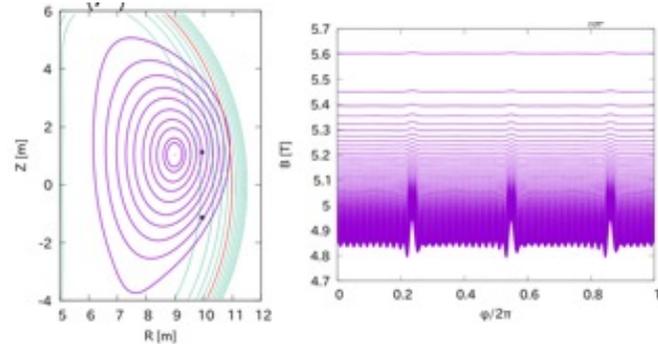


## 共同研究成果

### 原型炉 3次元平衡解析

京都大学

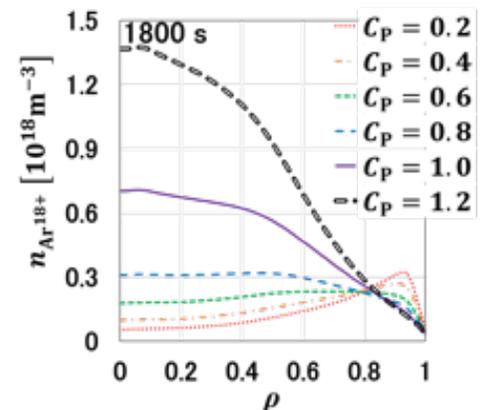
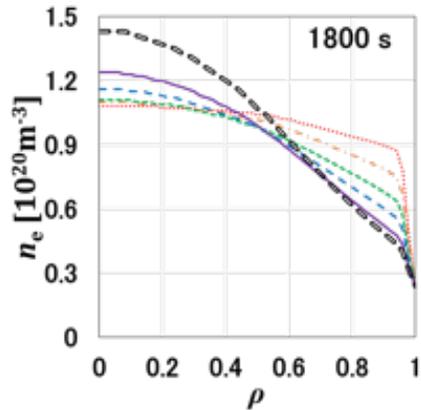
- 3次元MHD平衡を評価しアルファ粒子閉じ込め特性を評価。
- SOL領域の磁力線構造を評価し、熱負荷が集中する場所の同定。



### 不純物入射シナリオ

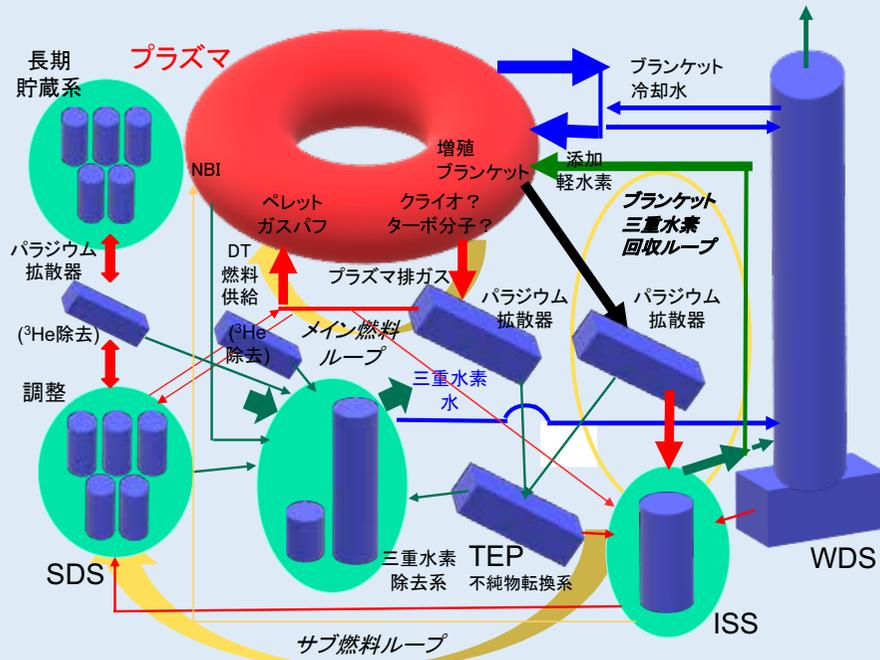
名古屋大学

- 電子密度分布に対するAr不純物蓄積量の依存性を解析
- 帰還制御をTOTALコードに実装し、電流分布制御のシミュレーションを実施。



## 燃料システムの設計概要

- 三重水素インベントリ低減を考慮した概念
  - ✓ メイン燃料ループ (ダイレクトリサイクル)
  - ✓ サブ燃料ループ
  - ✓ ブランケット三重水素回収ループ
- 三重水素の移行データベース構築 (共同研究)

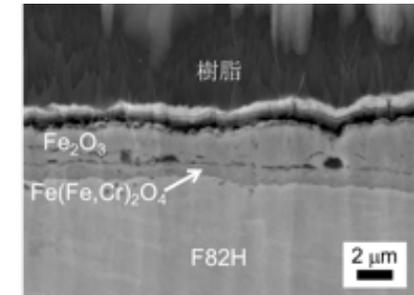


## 共同研究成果

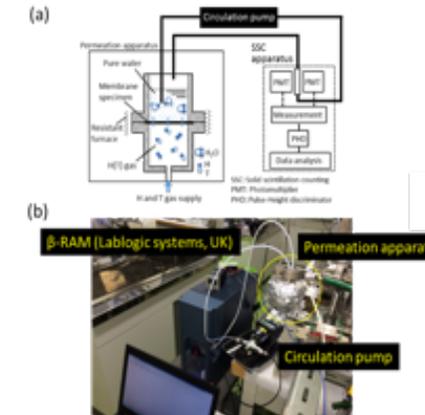
### 三重水素 移行データベース構築

静岡大、近畿大、NIFS

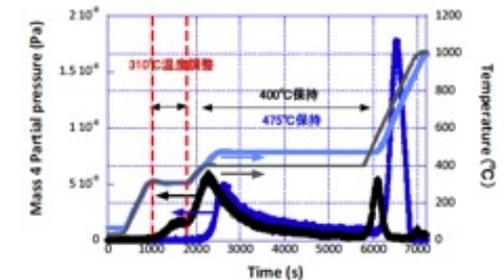
- ① 実機環境における低放射化フェライト鋼表面酸化物被膜が水素同位体透過挙動に与える影響を評価  
 ➔ 酸化クロム被膜の最適化により、重水素透過を1/100程度まで低減



- ② 熱交換器における三重水素透過予測のため、金属との界面における三重水素の透過実験データの整理・収集、及び透過輸送モデルの構築・検証



- ③ 真空条件下での三重水素除染/水素同位体脱離に関するデータ収集





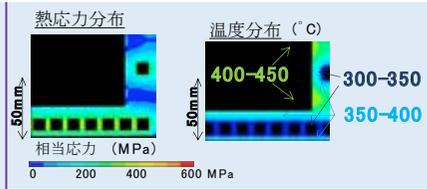
## 核融合炉材料の課題

### ● ブランケット構造材料にかかる負荷と材料課題

- ✓ 輻射熱と核発熱による熱応力（熱疲労）の発生
- ✓ 高エネルギー中性子による損傷導入
- ✓ 冷却水による腐食（流動加速腐食、中性子照射）
- ✓ 水漏れ事象による内圧の発生

### ➤ 核融合環境下での材料の健全性実証と構造設計基準案の策定

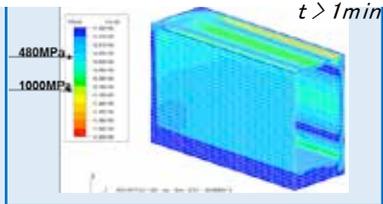
#### 輻射熱と核発熱による熱応力（熱疲労）の発生



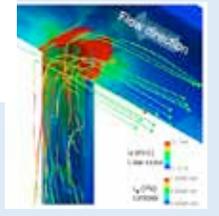
#### 高エネルギー中性子照射による損傷導入



#### 水漏れ事故による内圧の発生



#### 冷却水による腐食 (流動加速腐食) (中性子照射効果)

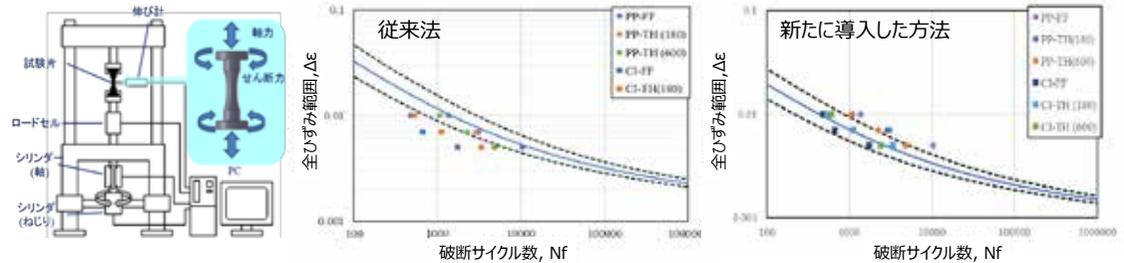


### 全日本体制で検討を進める材料課題アクション

- (15)Q/産/学：微小試験片技術の信頼性評価・規格化(26)
- (15)Q：コールド試験による接合被覆部・環境影響データ取得(22)
- (15)Q/N/大：He影響の理解の進展、核融合中性子照射影響の解明、照射劣化モデルの構築(35)
- (15)Q/産/学：照射効果を踏まえた構造設計基準の在り方を提示(26)

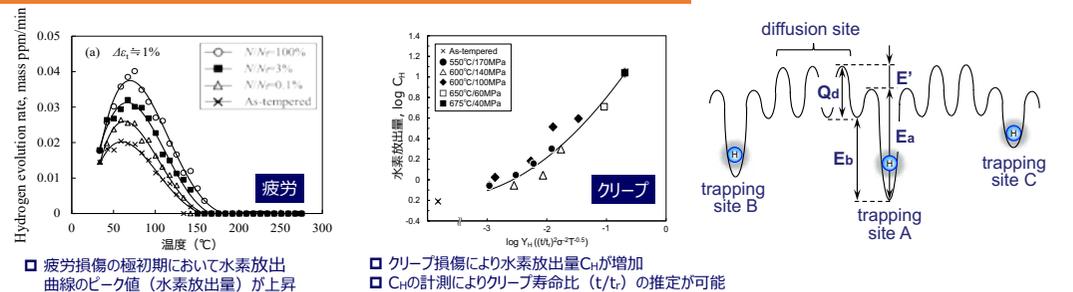
## 共同研究成果

### 多軸応力下での健全性評価 立命館大学



- 主応力・主ひずみの向きが時間によって変化する非比例多軸負荷下の場合、破損寿命が著しく低下
- 新たに提案した改良共通勾配法により、非比例多軸負荷下でのクリープ疲労の破損寿命を係数2の範囲内で評価

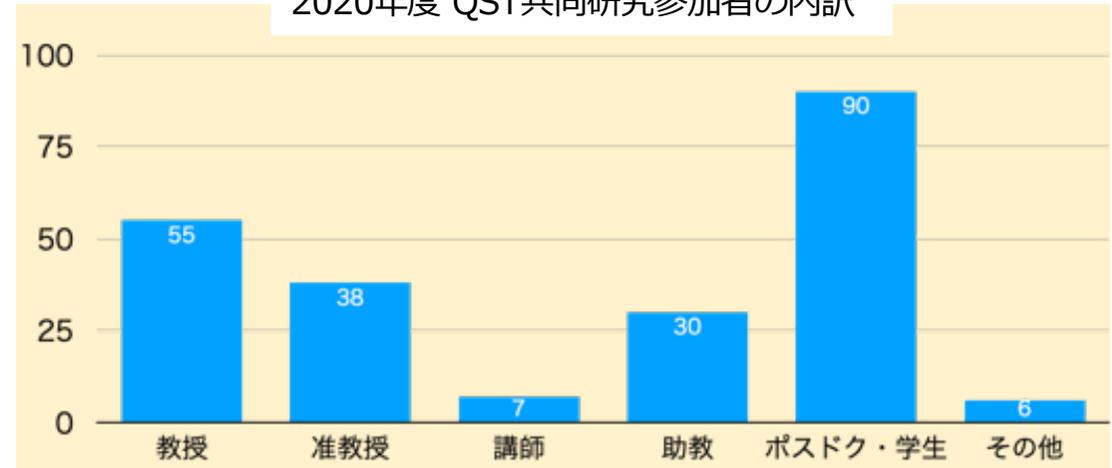
### 非破壊検査技術に関する研究 鹿児島大学



- 水素をトレーサーに用いた損傷検出・評価技術を開発
- クリープ試験材や低サイクル疲労試験材の水素チャージ後の水素放出曲線から、損傷蓄積（寿命消費）に伴う水素吸蔵・放出特性の変化を測定

- 原型炉設計活動では、ITERの技術基盤や産業界の発電プラント技術に加えて、**共同研究を通じた大学等での研究成果**により、原型炉の基本概念を構築。
- 研究成果そのものだけでなく、
  - ✓ プラズマ物理から材料・工学分野までの幅広い研究者が**共通目標を設定**
  - ✓ 将来の原型炉研究開発を担う**人材育成**
 も重要な成果。
- 概念設計の完了に向けては未解決の課題があり、今後も共同研究の枠組みを生かした**大学等とのより一層の連携**が必要。

2020年度 QST共同研究参加者の内訳



QST原型炉研究開発共同研究成果報告会(2021.3.1)

