



# 原型炉設計合同特別チームの H29年度活動報告・H30年度活動計画

原型炉設計合同特別チーム  
坂本 宜照

# H29年度の活動概要

## 全日本体制による概念設計活動の推進

- **メンバー総数: 86名(H30.1現在)**

QST:27、産業界:27、大学等:32



- **産学共創の場の構築**

- 大学や研究機関との共同研究(15件)
- 技術会合 ~30回(延べ ~400人)



## 関連学協会・機関との連携強化

- **原型炉開発に関わる調整・分析**

- WG活動による国内の意見集約・計画策定  
→アクションプラン具体化
- 他法人でのアウトリーチ活動ヒアリング  
(JAXA, JAMSTEC, 産総研)
- 超伝導技術の調査(未踏科学技術協会)

- **核融合エネルギー長期戦略**

- 低炭素社会に向けた核融合の役割(RITE)  
→ 原子力学会(企画セッション)で講演
- 希少資源の確保戦略(JOGMEC、他)

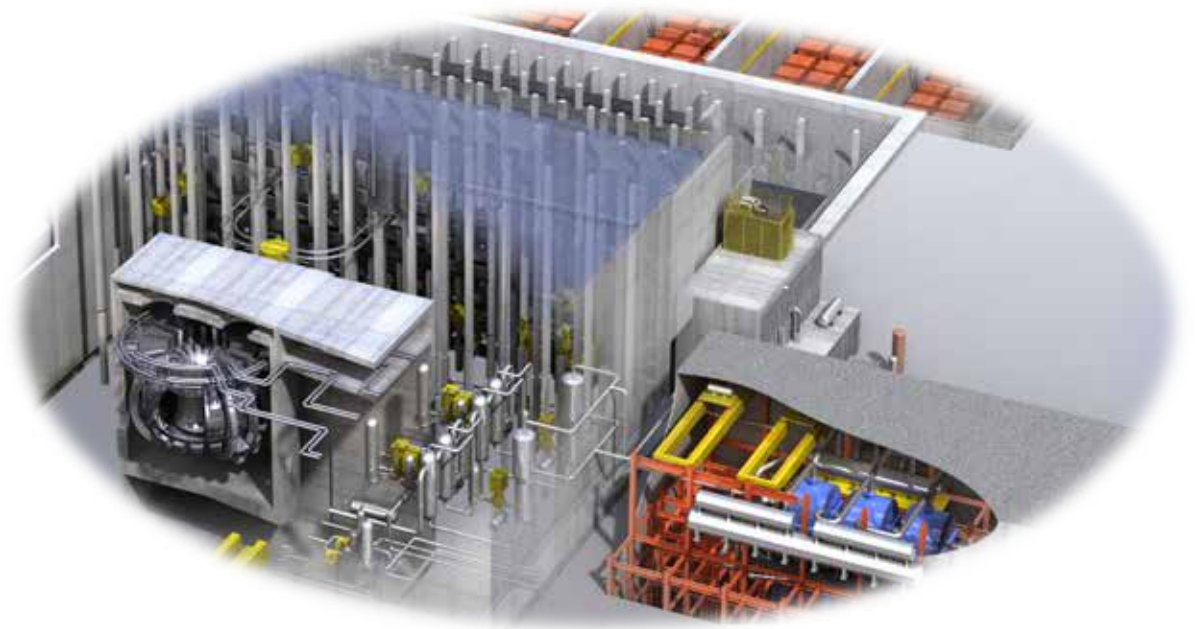
# 原型炉の目標・設計方針

## 原型炉の目標

核融合エネルギーの実用化に備え、

- 数十万kW を超える定常かつ安定した電気出力
- 実用に供し得る稼働率
- 燃料の自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖

を実現すること。



## 設計方針

まずは成立する概念を一つ構築、そのあとに概念を改良

炉本体	プラント設備
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 定常運転</li> <li>● 核融合出力: 1.5 – 2 GW</li> <li>● 炉寸法: 主半径 8 – 8.5 m</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 加圧冷却水 (15.5 MPa, 290 – 325°C)</li> <li>● 電気出力: &gt; 0.5 GWe (発電端)</li> </ul>

← ITER・軽水炉の技術基盤を活用しつつ、原型炉特有の課題克服に注力

- タスクフォースの策定したアクションプランに沿って、原型炉設計開発活動を展開

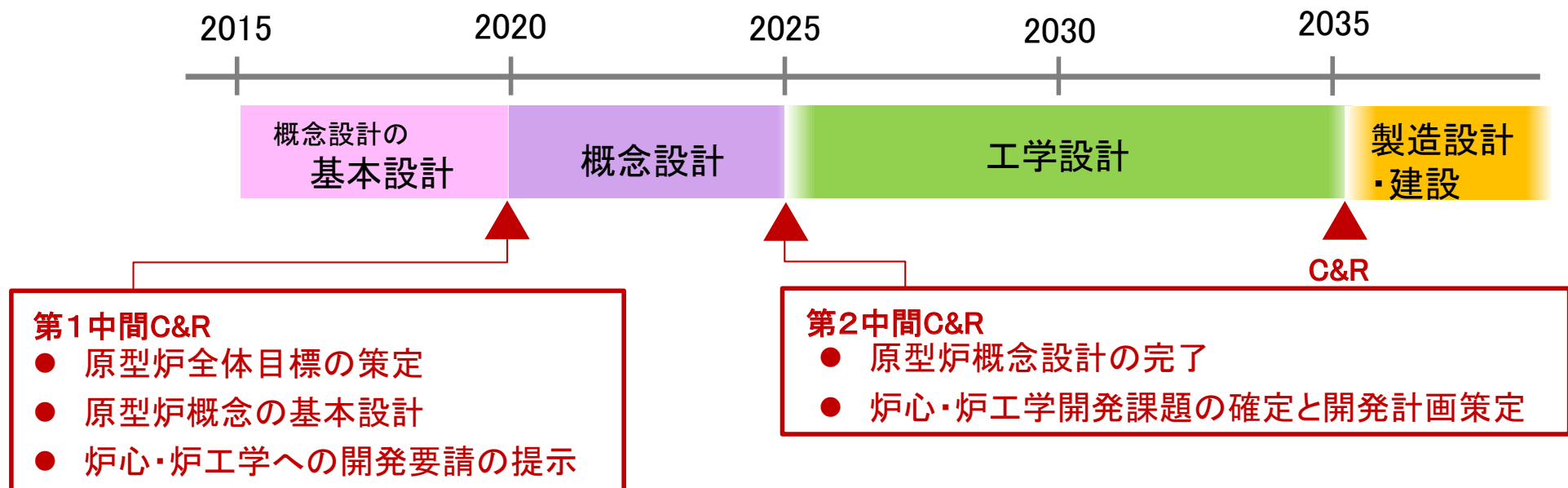
## 第1回中間C&Rに向けた取組

研究機関・大学、産業界が問題意識と戦略を共有し、  
一体となって課題解決に向けた研究開発を推進

- ✓ 原型炉の運転計画
- ✓ 原型炉の基本概念、概略パラメータ
- ✓ 原型炉システムを構成する機器・設備とそれらの技術仕様
- ✓ コスト概算（一次評価、合理化は中間C&R以降）
- ✓ 安全設計指針
- ✓ 放射性廃棄物の管理処分シナリオ
- ✓ 原型炉概念確定のため早期に実施すべきR&D課題の抽出
- ✓ トリチウムを含む資源調達戦略
- ✓ 原型炉材料等のデータベース拡充

# アクションプランの主要成果（H29年度）

【特】が実施主体のAP項目について

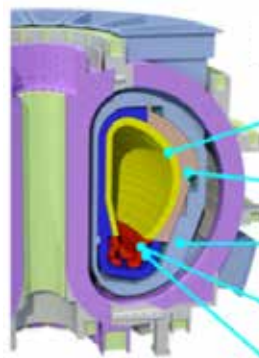
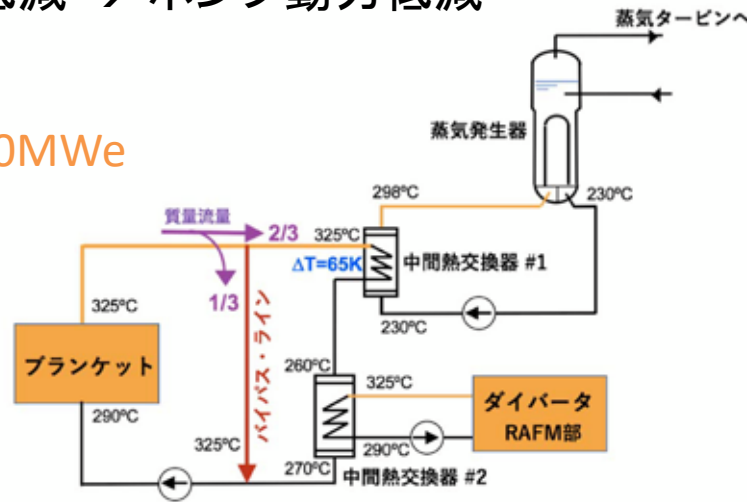


# 0. 炉設計

## 冷却システムの合理化

- **ダイバータ熱の利用**
  - ✓ 直列に接続すると圧力損失増大。ブランケット冷却水の予備加熱として利用
- **バイパスラインの付加**
  - HXの冷却水流量低減 → ポンプ動力低減

発電端出力の向上:  
530MWe → 620MWe

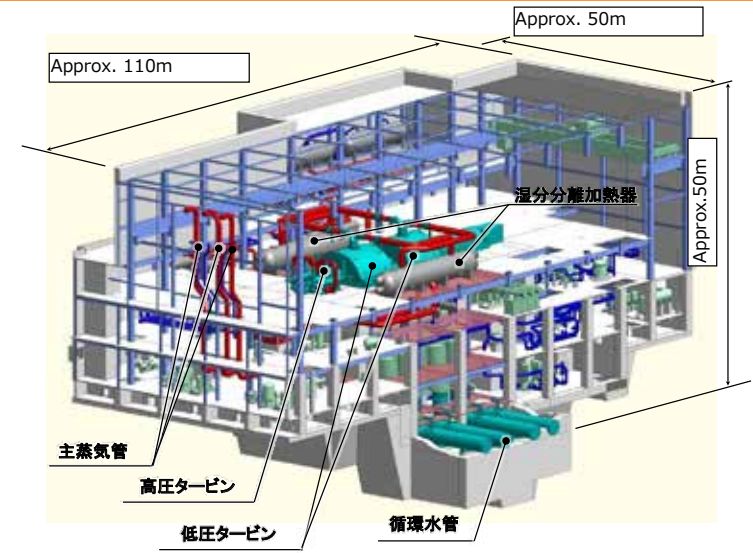


主要な炉内機器

ブランケット(BLK): 1,596 MW ~300°C冷却水	排熱
バックプレート: 16 MW ~150°C冷却水	
真空容器: 0.04 MW ~100°C冷却水	
ダイバータ(RAFM): 283 MW ~300°C冷却水	発電に使用
ダイバータ(Cu-alloy): 172 MW ~200°C冷却水	再熱システムに使用

物理・工学ガイドライン(15-19):	実施中
基本概念設計(15-19):	実施中
燃料サイクル戦略(16-26):	実施中(共同研究)
コスト評価(18-31):	実施中(共同研究)
原型炉TBM目標(15-19):	実施中(共同研究)
BOPを含む機器構成案(17-19):	実施中
安全確保方針案(16-19):	実施中

## タービン系の機器構成と建屋



## BOP構成案に基づくプラント配置



# 1. 超伝導コイル

SC概念基本設計(15-19): 実施中  
 超伝導線材検討(15-19): 実施済  
 R&D計画の策定(18-19): 課題は整理済  
 冷却系概念基本設計(16-19): 冷却系安定性解析実施

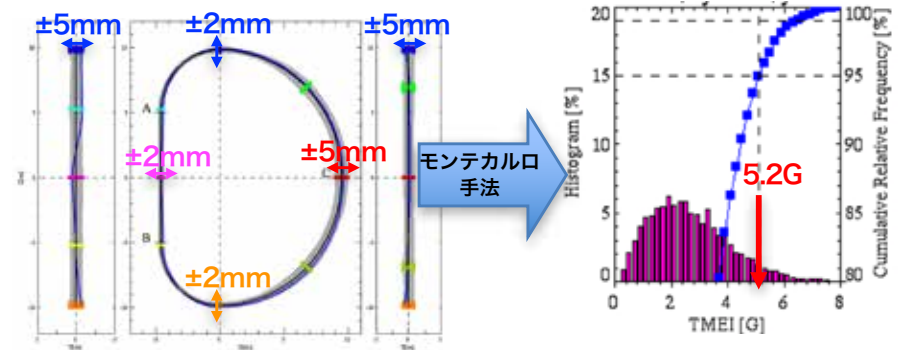
## 超伝導コイル設計のベースライン策定

(ITER技術基盤を最大限に活用)

	TF coil	CS coil	PF coil
超伝導線材	Nb <sub>3</sub> Sn (option: Nb <sub>3</sub> Al)	Nb <sub>3</sub> Sn	NbTi (経験磁場によりNb <sub>3</sub> Sn)
コイル本数	16	6 units	6~7
最大生成磁場強度	~ 13 T	~ 13 T	~ 13 T
導体電流値 (導体構造)	< 100 kA (CICC)	> 40 kA (CICC)	> 40 kA (CICC)
最大設計応力 (想定材料)	800 MPa (新高強度低温鋼)	500 MPa (FM316LNH)	500 MPa (FM316LNH)
巻線方法	ダブルパン ケーキ ・ラジアルプ レート	パンケーキ 型 ・矩形導体	パンケーキ 型 ・矩形導体

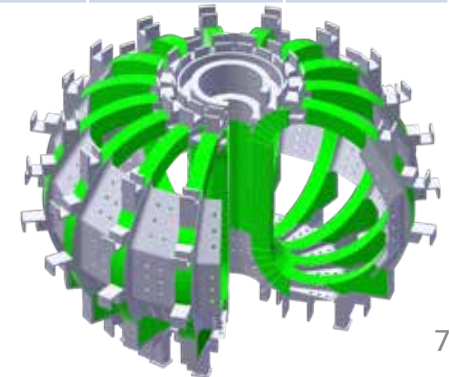
## 誤差磁場評価により製作公差を緩和

ITERと同等の補正磁場コイル(数100kAT)を利用し、ITERの2.5倍程度まで緩和



	コイル高さ	製作公差			設置公差
		インボード側	アウトボード側	トロイダル方向	
ITER	12.6 m	±0.5 mm	±2 mm	±1 mm	±1~3 mm
原型炉	20 m	±2 mm	±5 mm	±5 mm	±7 mm

誤差磁場目標  $B_{err}/B_t \sim 10^{-4}$  の目処



## 低温網の高強度化に向けた取り組み

物材機構(NIMS)との委託研究で、候補材の引張試験を実施中

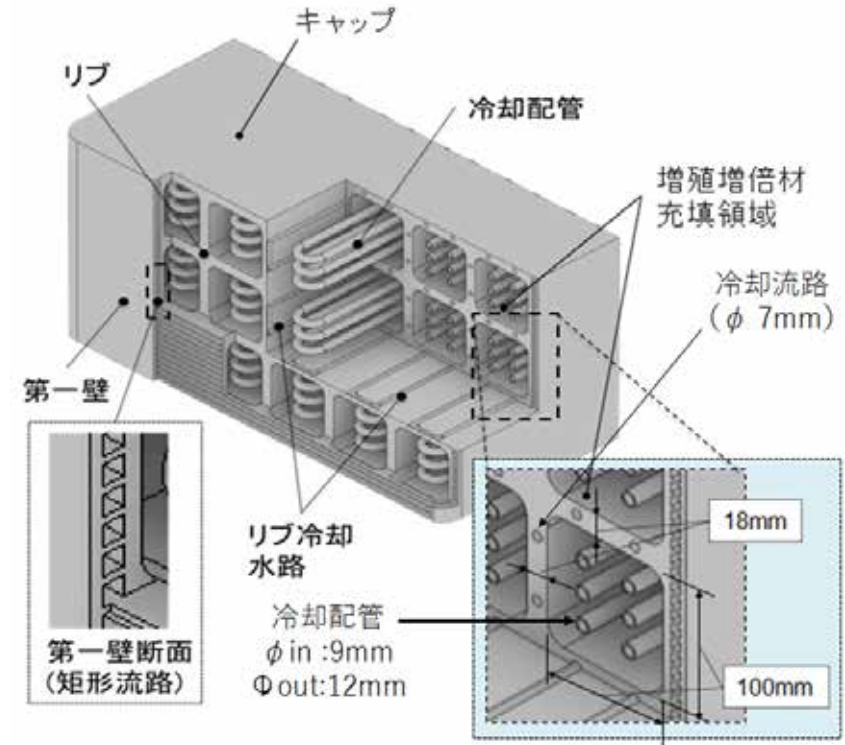
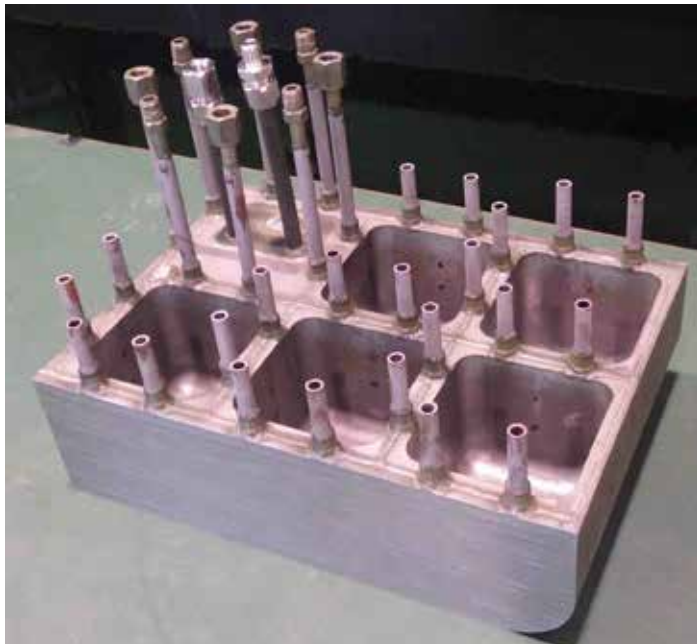
✓ HRX19(22%Cr-13%Ni-5%Mn-2%Mo-Nb, V) → 0.2%耐力: 1570MPa(30mm厚)

# 2. ブランケット

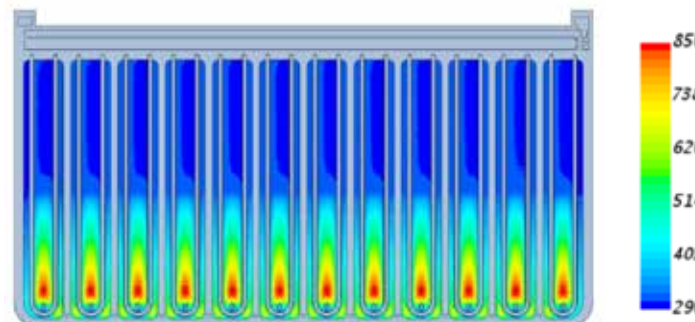
## 固体増殖・水冷却ブランケットの概念基本設計

- 筐体の耐圧性向上
  - ✓ 筐体内部に補強リブを設置
  - ✓ In-box LOCA時の筐体健全性を確保(17.2MPa)
- 筐体モックアップ製作
  - ✓ 熱間等方加圧法(HIP)による拡散接合
  - ✓ 開発課題の抽出

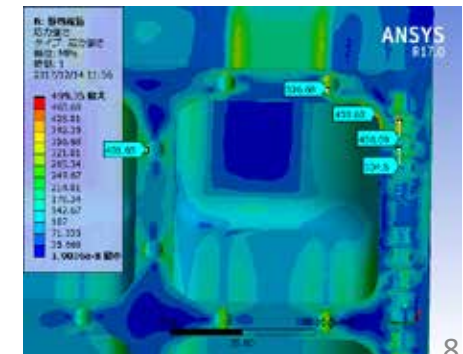
リブ付き筐体モックアップ



ブランケット内部のトリチウム増殖部の温度解析



In-box LOCA時の応力解析



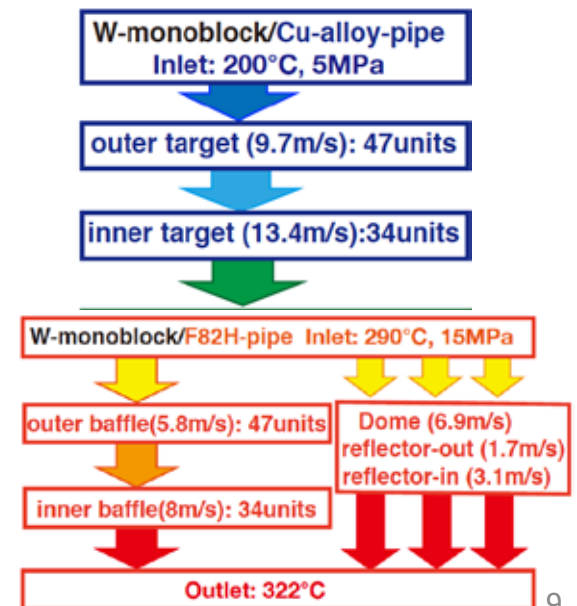
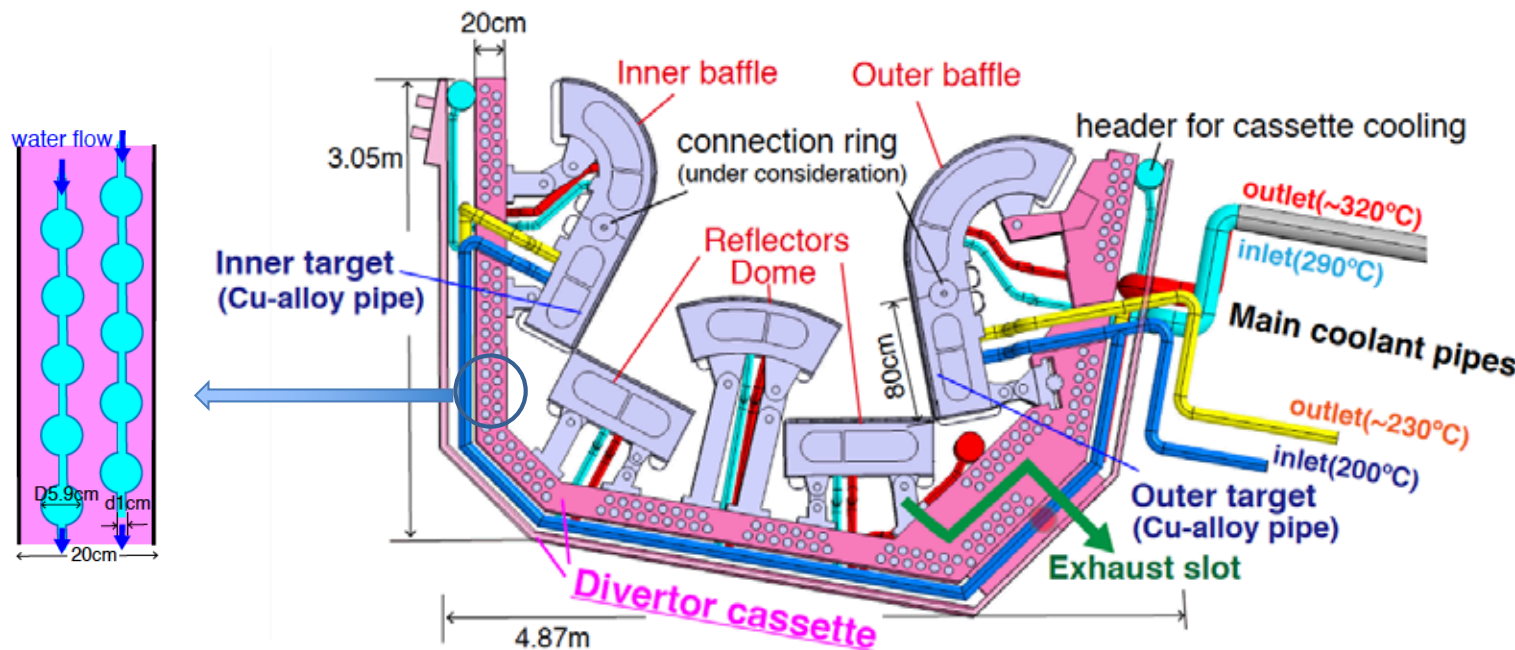
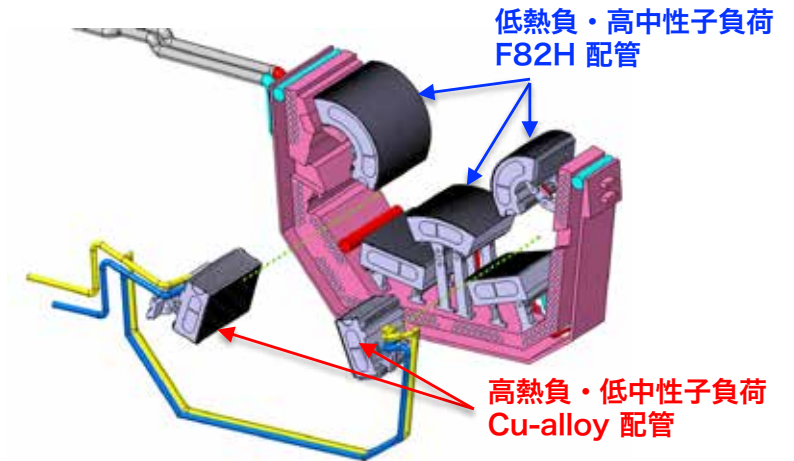


# 3. ダイバータ

W水冷却DIVの適用性(18-26):	実施中
先進DIV評価(15-19):	先進磁場配位は実施済
DIV機器の保全・補修技術(16-26):	実施中
排気システムの検討(16-26):	一部実施済

## ダイバータの概念基本設計

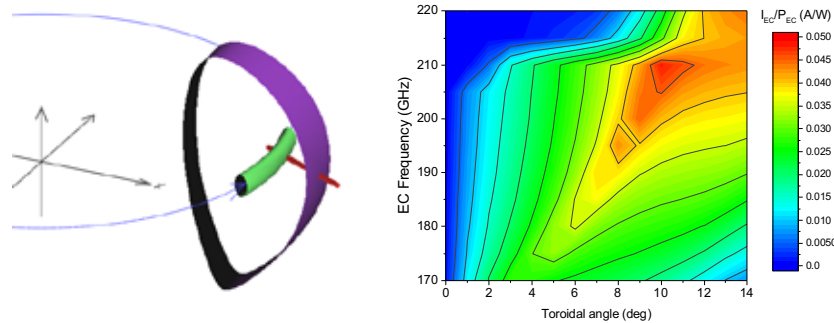
- 2系統冷却系
  - 高熱負荷部: Cu合金配管、低熱負荷部: F82H配管
- 遮蔽機能を保つカセット構造
  - 基板内部の水溜
- 高熱負荷ユニットを独立に交換
  - ← 冷却配管をトロイダル側面付近に設置



# 4. 加熱・電流駆動システム

## EC電流駆動効率の評価(共同研究)

- TRAVIS(光線追跡コード)

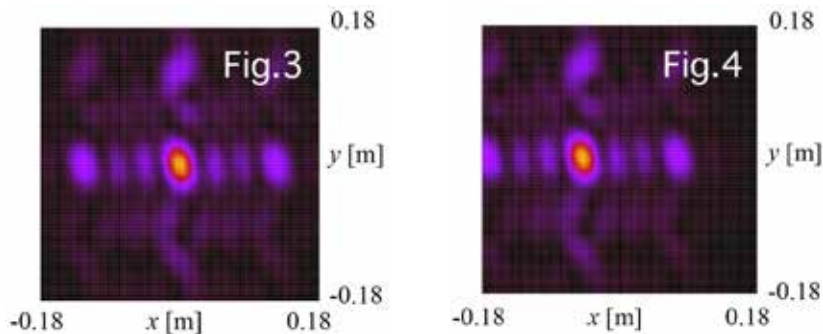


## ECCD駆動効率の改善(共同研究)

- 非線形クーロン衝突効果(高速電子からバルク電子への運動量移行): ~25%改善
- 複数モードの励起(周波数、入射角・位置)

## ECRFランチャーシステム(共同研究)

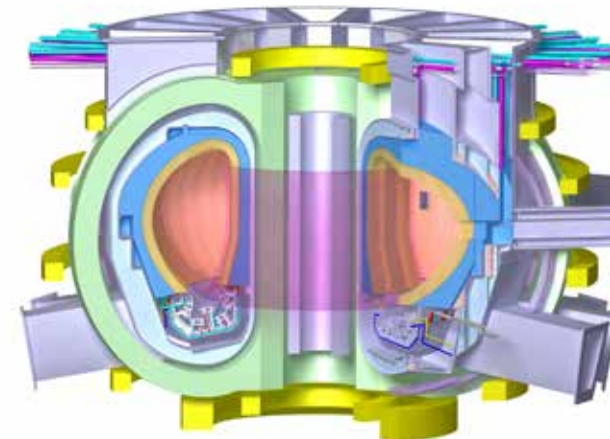
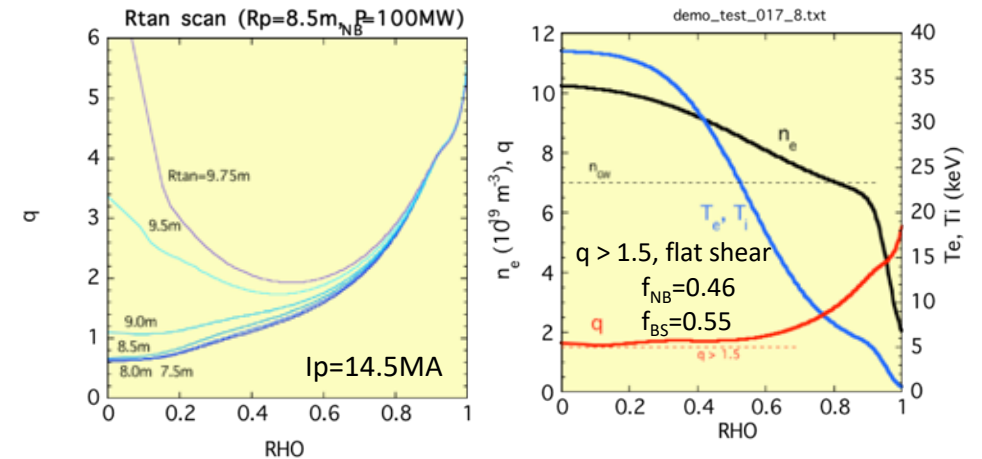
- 4x4 位相配列アンテナによる焦点制御



## 中性粒子ビーム配置の最適化

- 中心と周辺への入射パワー比の最適化  
→ 適切な安全係数分布を形成

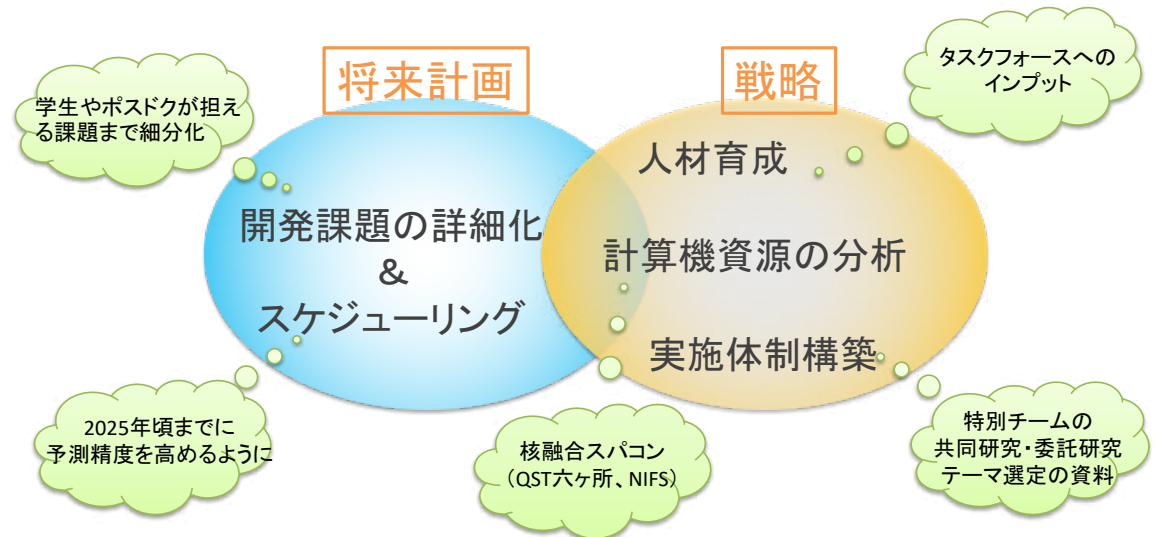
$R_{tan}=8.5m, P_{NB}=40MW$  /  $R_{tan}=9.75m, P_{NB}=60MW$



3ポート

## 理論シミュレーションWG活動

- アクションプランの**具体化**
- 原型炉に向けた理論シミュレーションの**中長期研究開発計画**を立案
- 国内の専門家の**意見集約**  
→ 報告書第1稿改訂中



## 報告書の内容

- 現状の整理
- 解決すべき研究課題、具体的方法
- ロードマップ、必要なリソース
  - ✓ 統合コード
  - ✓ ダイバータSMCコード
  - ✓ 乱流輸送
  - ✓ 高エネルギー粒子
  - ✓ MHD・ディスラプション
  - ✓ プラズマ燃焼制御
  - ✓ 材料照射効果

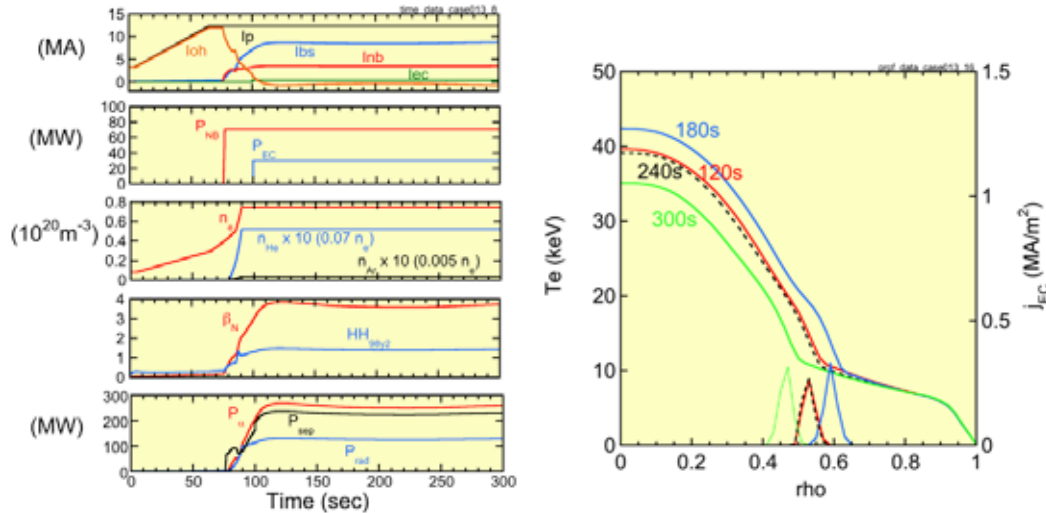


第4回理論シミュレーションWG会合 (H29.10.23)

# 6. 炉心プラズマ

## プラズマ運転シナリオ構築

- 統合コードを用いた**基本放電シナリオ**の検討に着手
  - ✓ 周辺ECCDによる内部輸送障壁の制御

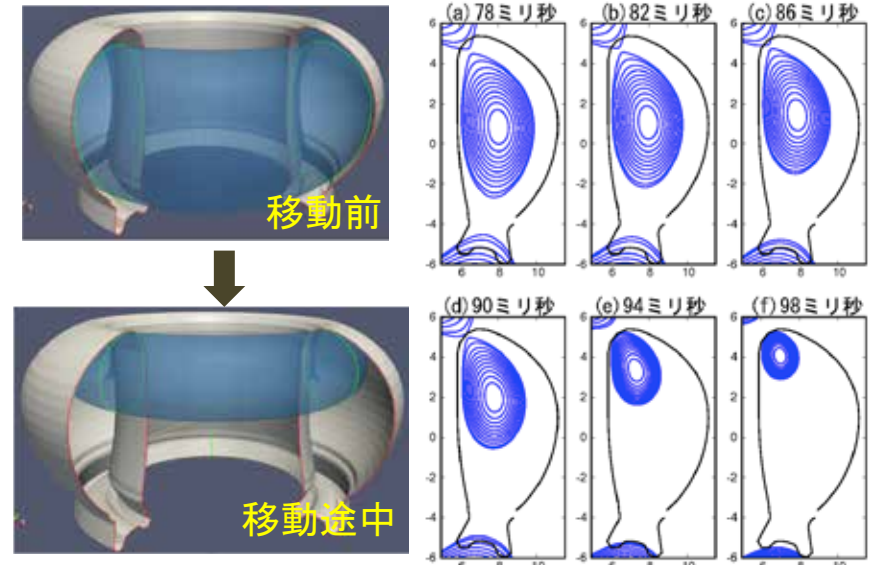
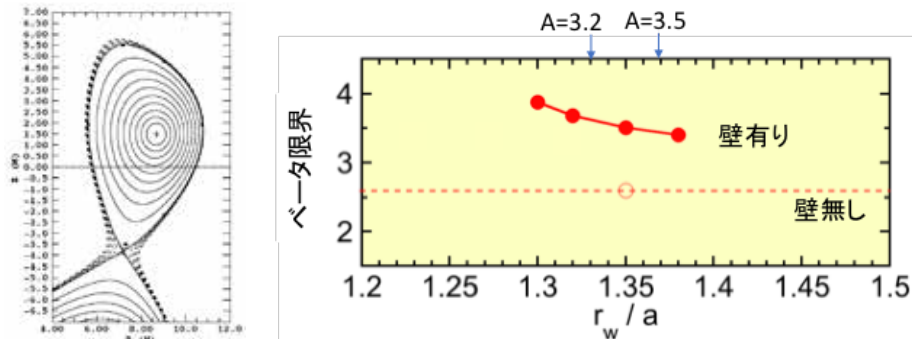


## ディスラプション予測コード開発

- ディスラプション予測を統合的に行うためのコード開発に着手
  - ✓ 垂直移動現象
  - ✓ 逃走電子
  - ✓ 不純物入射によるディスラプション緩和制御
- 垂直移動現象(VDE)シミュレーションコードETAを原型炉に適用
  - 既存コードより約5倍速い計算を実現

## 導体壁によるMHD安定性評価

- MHD不安定性コード(MARG2D)解析
  - ✓ 導体壁による高ベータ化効果を確認



ETAによるプラズマ垂直移動現象のシミュレーション

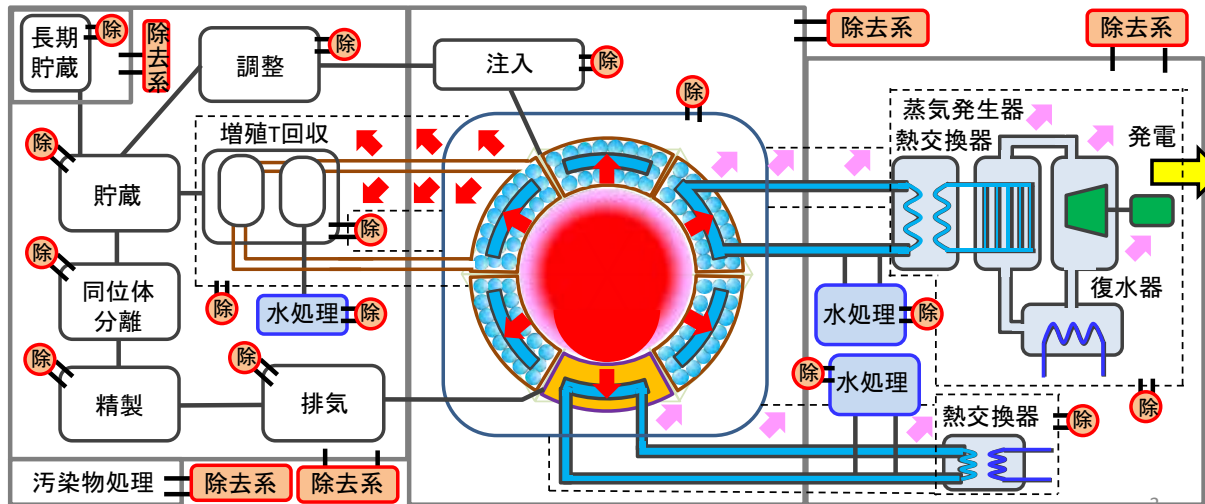
# 7. 燃料システム

燃料供給シナリオ策定(15-18):	ペレット入射は実施済
燃料インベントリー評価(15-18):	実施中(共同研究)
燃料循環システム仕様(18-19):	実施中
T製造プロセス検討(15-19):	実施中(共同研究)

## 冷却水へのトリチウム移行量(共同研究)

- 第一壁、ダイバータ、ブランケット増殖領域において、多層の材質構造と温度分布を考慮
  - ✓ 第一壁: 0.692g/day
  - ✓ ダイバータ: 12.5mg/day
  - ✓ ブランケット増殖領域: 2.3g/day
- CANDU炉と同等のトリチウム除去系が適用可能

原型炉トリチウム移行概念図(固体増殖・水冷却想定)



## 燃料循環システム

- ITERの燃料循環システムを参考に、原型炉の燃料循環システムの検討に着手
  - ✓ 機器構成、機器仕様
  - ✓ トリチウムインベントリー

# 8. 核融合材料と規格・基準

## 腐食挙動の評価及び材料特性ハンドブックの整備

### ● 腐食挙動の評価

飽和水中酸素濃度条件下ではヘマタイト( $\text{Fe}_2\text{O}_3$ )が保護皮膜として安定形成されて流動腐食を抑制

### ● 材料特性ハンドブック整備

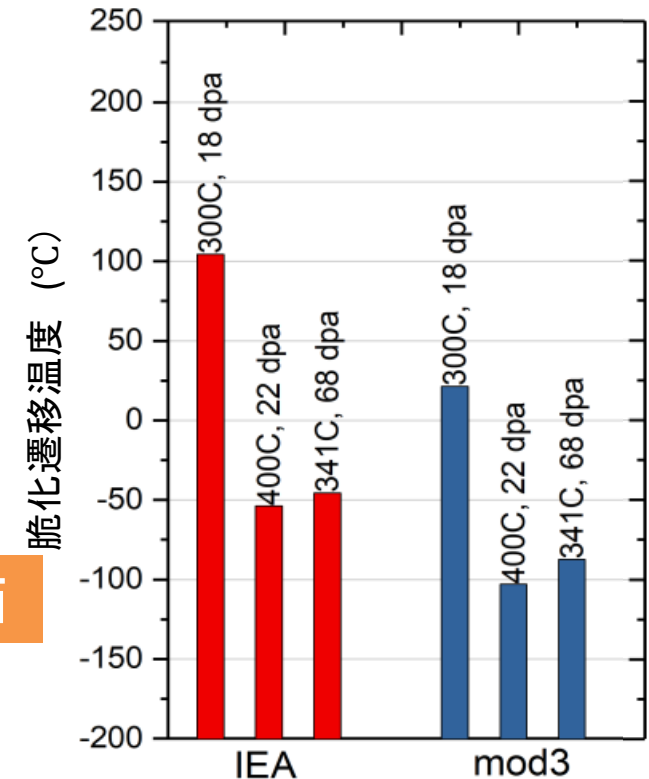
- ✓ シャルピー衝撃試験特性についてデータベース拡張および整理
- ✓ 従来材(F82H-BA07)では厚板(25mm以上)において異方性が確認されるものの、薄板(20mm以下)では等方性を確保

## 低放射化フェライト鋼の中性子重照射による特性変化の評価

### ● 米国ORNLと協力、HFIR炉での中性子重照射試験を継続

### ● 低放射化フェライト鋼F82Hの68dpa照射後靱性データを取得

- ✓ 重照射されたF82Hの靱性試験を実施。若干高温(341°C)で68dpaまで照射した材料は、300°C 18 dpa照射で発現した脆化よりも大きく改善
- ✓ 靱性改善材(MOD3: Ta 0.04→0.1wt%)は標準材(IEA)に比べて重照射条件下でも耐照射性に優れる



F82H標準材(IEA)、および靱性改善材(MOD3)の照射後の脆化遷移温度



# 9. 安全性

安全上の特徴整理[既存コード評価](15-16): 一部実施済  
安全上の特徴整理[安全確保方針](15-18): 実施中  
機器故障のシナリオ確立(15-26): 検討に着手  
安全性評価コードの開発(15-31): 実施中  
環境トリチウム規制目標の調査・検討(15-19): 実施中

## 安全性解析

- 極端な仮想事故に対する影響緩和システム、規模の検討を実施  
→ 圧力抑制系等により原理的に対処可能
- 設計基準事故に対する解析を実施中

## ダイバータ不純物の放射化評価

- 放射化した希ガス不純物(Ne, Ar, Kr, Xe) → 新たな放射性ソースタームとして検討
- 原型炉環境で発生する有害核種を同定し、以下を評価
  - ✓ 外部放出可能な照射時間 (Ar: ~1時間)
  - ✓ 廃棄処分に必要な冷却期間 (Ar: ~3年間)

## 安全重要度分類

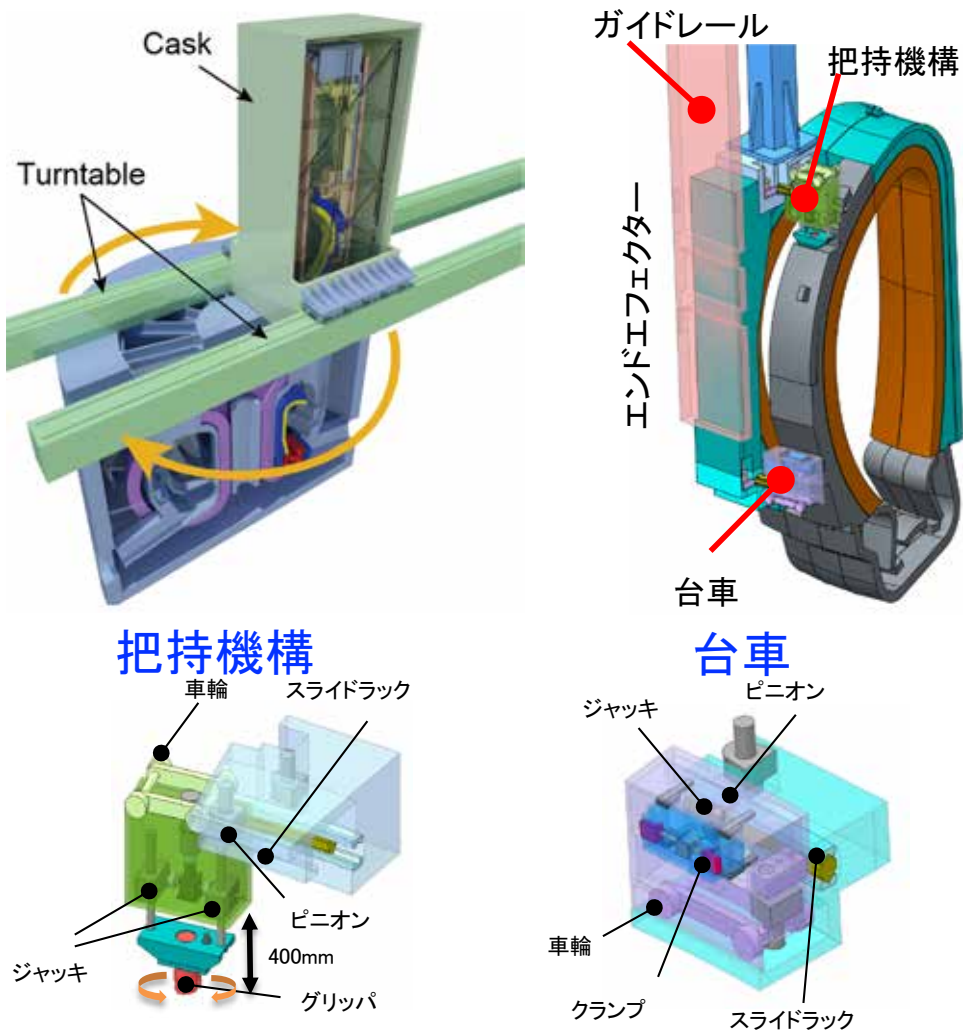
- 重要事故事象に対する機器・設備の重要度分類、安全機能の整理に着手  
→ 安全確保方針の検討

# 10. 稼働率と保守

保守方式暫定(15-17): 実施済  
 炉構造・パラメータ決定(15-17): VV構造解析を実施中  
 保守R&D対象の検討・選択(17-18): 実施中  
 バックエンドシナリオ検討(17-19): 実施中

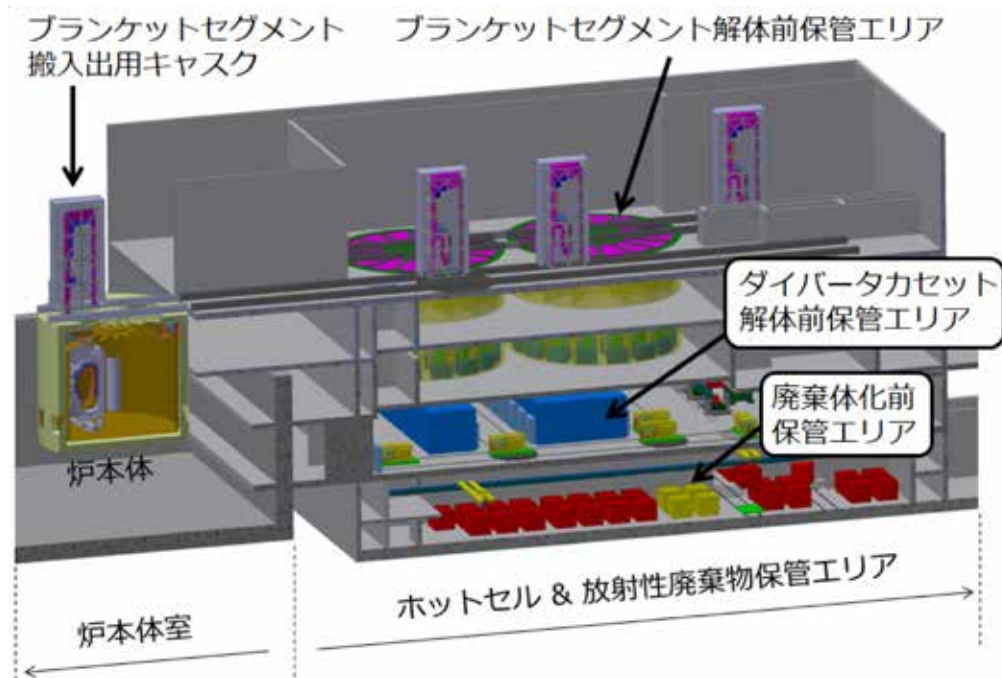
## 保守方式の具体化

- ブランケット集合体を姿勢制御しながら交換するための遠隔保守機器を考案



## ホットセルの具体化

- 放射性廃棄物の管理シナリオと保守動線に基づき、**建屋構成の概念を構築**
- 運用中のホットセルを想定し、**遮蔽設計を実施**





# H30年度の活動計画

アクションプランに沿って設計活動を実施する。特に、以下の課題を重点的に実施

0	炉設計	● トカマク複合建屋内区画、所内消費電力の概算
1	超伝導コイル	● 超伝導コイル系BOP、低コスト化へ代替案として矩形導体巻線
2	ブランケット	● 筐体内流動解析によるトリチウム回収系
3	ダイバータ	● ディスラプションによる電磁力解析の反映
4	加熱・電流駆動システム	● EC駆動効率改善に向けた物理検討
6	炉心プラズマ	● プラズマ運転シナリオ、パラメータ検討会(企画中)
7	燃料システム	● 燃料循環システム構成・規模
9	安全性	● 安全解析に基づく安全設計ガイドラインの検討
10	稼働率と保守	● 真空容器の電磁構造解析に基づく検討

# H30年度共同研究(採択案件)・委託研究(計画中)



原型炉設計・工学R&D  
専門部会(H30.1.29)

	課題名 (研究代表 大学・研究機関)	
炉設計 (10件)	原型炉TFコイル導体および導体配列の概念設計検討 (福井工業大学)	原型炉構造材料の材料特性データの統計的性質に関する研究 (福島高専)
	原型炉タングステンダイバータの非定常熱負荷による溶融挙動と蒸気遮蔽効果 (大阪大学)	低放射化フェライト鋼微小試験片の磁気特性の温度依存性の評価 (岩手大学)
	原型炉における熱・粒子制御に関する物理課題の検討とモデル化 (名古屋大学)	原型炉構造材料のクリープ強度特性評価 (福井大学)
	原型炉の炉心プラズマの性能評価 (名古屋大学)	原型炉構造材料の疲労およびクリープ疲労強度特性評価 (立命館大学)
	原型炉における電子サイクロトロン電流駆動効率の改善と入射システムの検討 (京都大学)	水素をトレーサーに用いた炉内構造物の損傷検出・評価技術の開発 (鹿児島大学)
	原型炉における先進ブランケット初期概念の検討 (核融合科学研究所)	原型炉内異材接合体作製技術および残留応力推定法に関する研究 (大阪大学)
	核融合原型炉で発生する放射性廃棄物の管理シナリオに係る検討 (福井大学)	低放射化フェライト鋼とステンレス鋼の異材溶接部における各種欠陥の評価 (大阪大学)
	原型炉におけるトリチウム蓄積量の予測および実時間トリチウム除染法の検討 (核融合科学研究所)	原型炉ダイバータ構造材料の水腐食に関する研究 (室蘭工業大学)
	高温高圧水と金属との界面における水素輸送モデルの構築と検証 (近畿大学)	原型炉ダイバータ構造材料の腐食挙動評価 (京都大学)
	表面制御による核融合炉材料中のトリチウム透過低減技術開発 (静岡大学)	低放射化フェライト鋼の照射下微細組織発達に及ぼす核変換ガス原子の影響 (北海道大学)
理論 (5件)	原型炉における不純物制御に向けた統合輸送シミュレーションスキームの開発 (九州大学)	照射下における低放射化フェライト鋼の組織安定性に関する研究 (東京大学)
	内部輸送障壁形成に関する大域的ジャイロ運動論シミュレーション (京都大学)	超微小試験法による低放射化フェライト鋼の強度特性評価 (原子力安全システム研究所)
	核燃焼効率評価のための統合輸送コード開発 (京都大学)	低放射化フェライト鋼中における水素同位体およびヘリウムの挙動に関する研究 (鹿児島大学)
	原型炉に向けた3次元平衡解析 (京都大学)	微小引張試験片内部のマクロ破壊の評価、及びアライメントオフセットが引張試験結果に及ぼす影響の調査 (岐阜大学)
	原型炉に向けたジャイロ運動論モデルによる電磁乱流シミュレーション解析 (名古屋大学)	中性子照射試験に向けた微小試験片による疲労試験技術の開発 (東北大学)

構造材  
(17件)

このほか、委託研究・調査として以下を計画中

- 核融合原型炉の超伝導コイル導体の開発に向けた技術調査
- 世界エネルギーシステムモデルによる日本への核融合エネルギー導入効果の感度解析
- 原型炉超伝導TFコイルに向けた極低温用構造材料の高強度化に関する研究開発
- 核融合原型炉のトリチウムインベントリ評価に必要な材料データベース構築
- ベリリウム資源の確保に関する調査

※青文字:H30年度から実施

# H29年度の主要外部発表、H30年度の予定

## ISFNT-13 核融合炉工学に関する国際シンポジウム(2017年9月、京都)

- 基調講演:  
「日本の原型炉設計と関連するR&D活動」
- 招待講演:  
「核融合炉設計における核設計の役割」  
「原型炉の運転シナリオ」



国際会議 ISFNT-13での基調講演

## FPA-38 米国核融合エネルギー協会シンポ(2017年12月、ワシントンDC)

- 招待講演: 「日本の原型炉設計活動」

## IAEA DPWS IAEA DEMOプログラムWS (2018年5月、韓国テジョン)

- 招待講演: 「遠隔保守: DEMO Service Joining Technology」

## ANS-FED Newsletter

- 日本の原型炉の状況と概念設計の課題

## 以下、今後の予定

## IAEA FEC IAEA 核融合エネルギー会議 (2018年、インド)

- 口頭発表: 「日本の原型炉設計の進展」

## ISS

- 招待講演: 「日本の核融合原型炉設計」

## TOFE 米国原子力学会核融合部会ANS-FED(2018年、米国フロリダ)

- 招待講演: 「原型炉における設計課題の解決に向けた取組」

# 予算状況 (H29年度実施及びH30年度計画)

