

# 核融合工学研究プロジェクト

原型炉に向けたヘリカル核融合炉 FFHR-d1 の概念設計活動と  
主要5課題のR&Dを推進

✓ 核融合工学研究プロジェクト (Fusion Engineering Research Project, FERP) の  
主目的は「ヘリカル型核融合炉の実現に向けた工学基盤の構築」

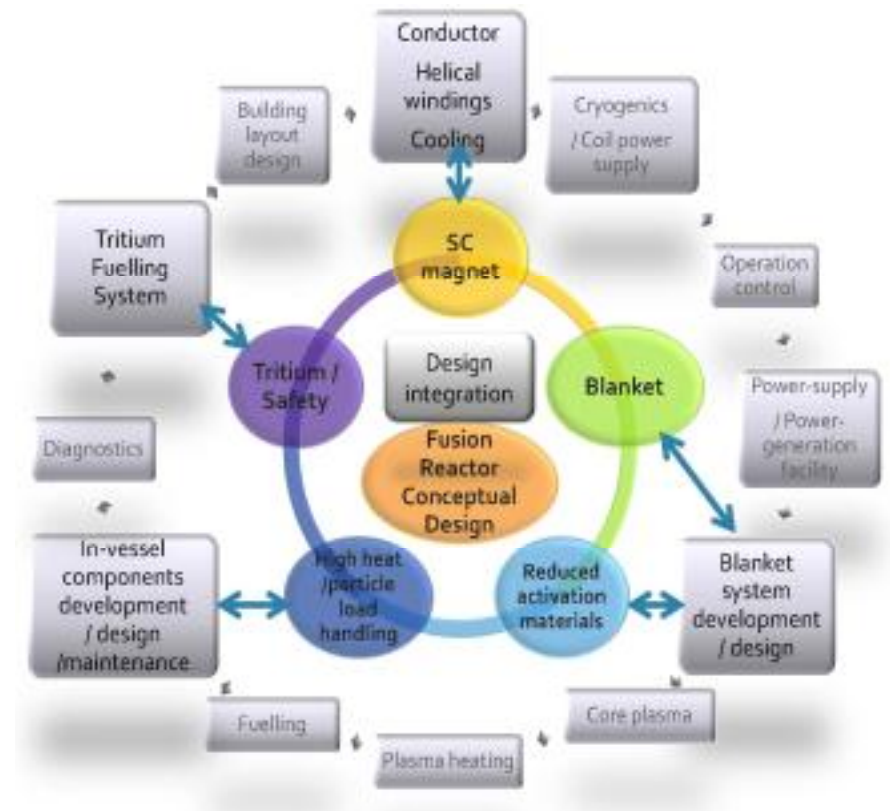
- FERPは13のタスクグループで構成
- 5つの主要R&Dを推進

✓ ヘリカル型核融合炉FFHR-d1概念設計活動

- 3-D CADによる構造設計 (最大電磁応力<600 MPa)
- 3-D 中性子輸送計算 (ダイバータの中性子負荷)
- 炉心プラズマ設計 (準最適化ヘリオトロン)
- FFHR-d1概念設計中間報告書をH25年4月に発行

✓ 主要5課題のR&D推進

- 超伝導マグネット (超伝導コイル試験)
- ブランケット (溶融塩ループ試験)
- 材料研究 (材料特性、被覆技術)
- ダイバータ (Wモノブロック試験)
- トリチウム・安全



FERPにおける13のタスクグループと5つの主要R&D



# ITER / BAへの寄与

NIFS・大学等

寄与

ITER / JAEA

学術研究

相補的

開発研究

- 金属管に超伝導線を入れた高磁場導体や高温超伝導を含む、各種の原型炉用超伝導導体を対象とした幅広い学術研究

- 金属管に超伝導線を入れた高磁場導体の製造技術開発

- 各種の原型炉設計に関する学術研究
- NIFS・大学施設を有効活用した柔軟で迅速な実験研究による工学基盤の構築

- トカマクに特化した設計やシミュレーション
- 長い時間と多くの人手を要する工学R&D施設の建設
  - ⇨ NIFS・大学が築く工学基盤に基づく実証研究を実施

- 高効率な長寿命液体ブランケットを 目指した研究  
バナジウム合金、ナノ粒子分散強化、液体増殖・冷却ブランケット、等

- 現有技術に基づく固体ブランケットの開発  
フェライト鋼、固体増殖、水冷却ブランケット、等のR&D

# ヘリカル型核融合炉FFHR-d1概念設計活動

## ● 第1ラウンド (H22-23年度)

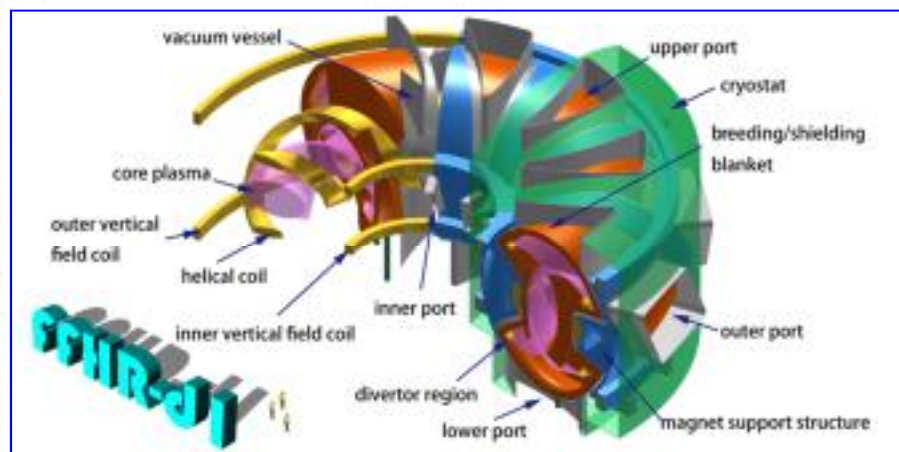
- FFHR-d1基本スペックの確定

## ● 第2ラウンド (H23-24年度)

- FFHR-d1炉内機器の3D検討
- LHD・数値プロジェクトとの連携
- 設計の広がりも確保(オプション)

### FFHR-d1 設計パラメータ A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. 87(2012)594.

			LHD	FFHR2	FFHR2m1	FFHR2m2		FFHR-d1
						Standard	SDC	
Coil pitch parameter	$\gamma_c$		1.25	1.15	1.15	1.2		1.25
Coil major radius	$R_c$	m	3.9	10	14.0	17.3		15.6
Plasma major radius	$R_p$	m	3.75	10	14.0	16.0		14.4
Plasma minor radius	$a_p$	m	0.61	1.24	1.73	2.35		2.54
Plasma volume	$V_p$	m <sup>3</sup>	30	303	827	1744		1878
Blanket space	$\Delta$	m	0.12	0.7	1.1	1.05		0.765
Magnetic field	$B_0$	T	4	10	6.18	4.84		4.7
Magnetic energy	$W_{mag}$	GJ	1.64	147	133	160		160
Fusion power	$P_{fus}$	GW		1	1.9	3		3
Neutron wall load	$\Gamma_n$	MW/m <sup>2</sup>		1.5	1.5	1.5		1.5
H factor of ISS95	$H^{ISS95}$			2.40	1.92	1.92	1.64	2
Plasma beta (evaluated with $B_{ax}$ )	$\langle \beta \rangle$	%		1.6	3.0	4.4	3.35	5
Divertor heat load ( $\Delta 0.1m$ ) (on average)	$\Gamma_{div}$	MW/m <sup>2</sup>			5	7.2	1.9	8.1
Total capital cost		G\$(2003)		4.6	5.6	7.0		
COE		mill/kWh		155	106	93		



- ✓ 数式による炉内機器形状の定義  
3D-CADや中性子輸送計算コード等への適用を容易に
- ✓ 支持構造部の形状最適化  
電磁力による最大応力は600 MPa以下の見込み
- ✓ 上下および外周部に大型ポートを確保  
メンテナンス開口部及びダイバート排気経路を確保

# 「核融合原型炉に向けた電磁石・発電システムの工学研究の推進」

## 背景・課題

大型ヘリカル装置等の研究により、将来の核融合炉の実現見通しが得られ、今後の工学設計開始を目指した工学実証研究が急務であるが、既存技術に基づく電磁石や発電システムには安全性や長寿命化に制約がある。従って、これを解決するための**我が国独自の工学基盤の構築**が喫緊の課題である。

## 目的・ねらい

これまでの要素研究を格段に発展させ、安定、安全、安心を目指した主要5課題の研究を重点的に推進する

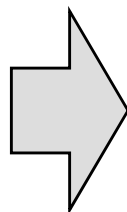
- (1) 高温で放射線、高熱流に耐え、放射化が少なく崩壊熱も少ない安全で長寿命の材料研究
- (2) 高磁場・電磁力に対して、安定で長寿命な超伝導電磁石の新しい巻線構造の研究
- (3) 超高温のプラズマから装置を守る、冷却機能を持った、安定で長寿命の壁(プラズマ対向壁)の研究
- (4) 核融合で発生した熱及び生産されたトリチウムを取り出す、安全で長寿命の発電システムの研究
- (5) 大型ヘリカル装置の**超高性能化**と連携して、より高精度で高効率な安心のための微量トリチウム検出・処理システムの研究



そのため共同利用・共同研究を結集する必要があり、**大学にはない大規模試験装置・分析装置の整備**を行う特に材料研究には長期間を要するため、**H24年度より、低放射化材料研究を最優先して、早期に開始した**

## 【主要5課題の研究推進】

- (1) 低放射化材料研究  
(H24年度に開始)



～平成26年度～

- (1) 低放射化材料研究の推進
- (2) 大型高磁場超伝導マグネット研究
- (3) 高熱流プラズマ対向壁研究
- (4) 長寿命液体ブランケット研究
- (5) 微量トリチウム管理技術研究

**核融合研究作業部会の  
報告に基づく工学基盤  
構築の実施**

# R&Dの目標、これまでの成果、および今後の展開

## 着実な進展と補正予算によるステップアップ

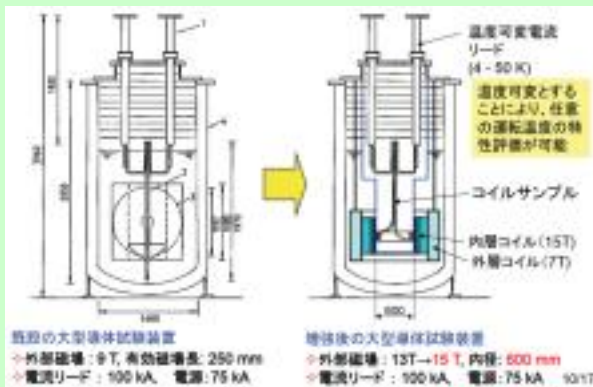
項目	小項目	課題 / 目標	経緯と成果(現状)	H25年度の展開
超伝導 マグネット	LTS-CIC導体	100kA級CIC低温超伝導導体開発・試験	JT-60SA実機導体試験、CSモデルコイル試験を実施	JT-60SA用CSモジュールコイル試験、ITER接続部試験
	LTS間接冷却導体	100kA級間接冷却・低温超伝導導体開発・試験	20kA@12T級短尺導体試験を準備	20kA@12T級コイルサンプルの試験
	HTS間接冷却導体	100kA級間接冷却・高温超伝導導体開発・試験	30kA@20K級短尺導体試験を実施	100kA@20K級短尺導体試験
		ヘリカル巻線手法検討	連続巻線方式の原理検証、30kA級HTS導体接続抵抗測定	連続巻線方式R&D 100kA級HTS導体接続抵抗測定
ブランケット	低放射化材料	先進材料の中規模試作・分析及び強度試験	酸化物ナノ粒子分散により、バナジウム合金の延性を維持しつつ、高温強度の向上に成功	高温静水圧焼結装置導入による中規模材料試作
				電界放射型走査電子顕微鏡、透過電子顕微鏡の導入による試作材料の評価
				超高真空クリープ試験装置導入による強度試験
	ブランケット統合試験	大型ループ試験設備による液体ブランケット要素技術の統合試験、実証	熔融塩FlnakループOrosh <sup>2</sup> i-1の構築。駆動ポンプ、流量測定、水素回収技術。熔融塩取扱い。 大面積セラミック被覆技術による水素透過抑制~1/1000。厚膜化のための二重被覆技術確立。 液体金属LiPbへの水素導入・回収技術開発。	Flnak及びLiPbを循環させる大型ループ試験装置Orosh <sup>2</sup> i-2の構築による高温・高速流・強磁場下における要素技術統合試験
ダイバータ	耐高熱・粒子負荷機器開発	ダイバータ板材料の検討及び受熱構造開発	WモノブロックとCu合金パイプ及びF82H鋼パイプの冶金接合材試作	冶金接合材への熱負荷試験の実施

# 「核融合原型炉に向けた電磁石・発電システムの工学研究の推進」の設備整備状況

5つの大規模実験研究による核融合工学領域の構築

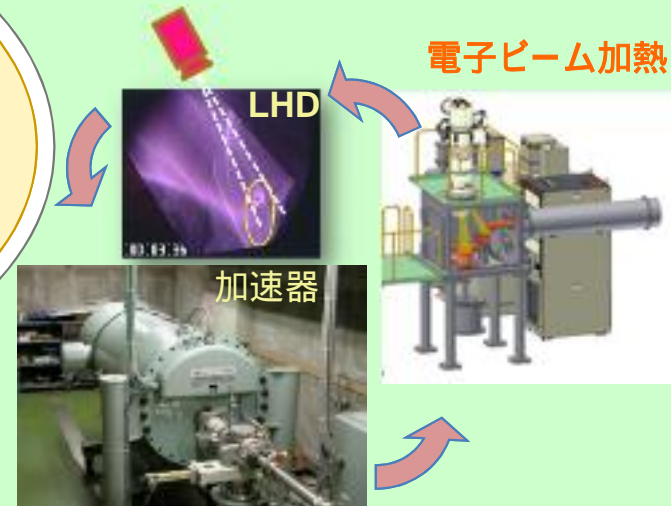
## (2) 大型高磁場超伝導マグネット研究

- ◇ 導体試験マグネット設備
- ◇ 温度可変電流リード



## (3) 高熱流プラズマ対向壁研究

- ◇ 超高熱負荷試験装置
- ◇ 水素蓄積分析装置
- ◇ LHD照射試験装置



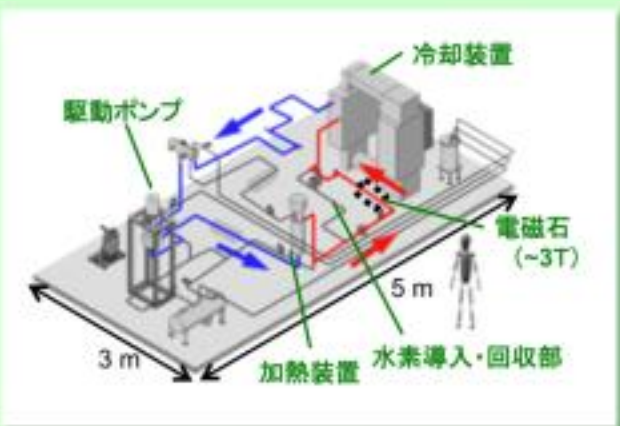
将来の核融合炉

平成24年度補正予算

設備整備により  
工学基盤構築が加速

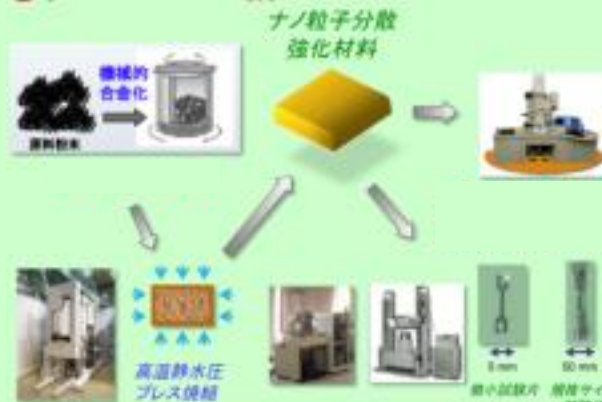
## (4) 長寿命液体ブランケット研究

- ◇ 熱・物質流動ループ装置



## (1) 低放射化材料研究

- ◇ 材料微細構造組成分析装置
- ◇ 超高真空クリープ試験装置
- ◇ 接合材試作試験装置
- ◇ 電子ビーム加工機



## (5) 微量トリチウム管理技術研究

- ◇ 水素試験・計測装置



# 核融合研究作業部会における審議を反映

科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会  
核融合研究作業部会

核融合研究作業部会 報告書(案) 平成25年1月

「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の進め方について」

課題解決に向けて必要となる取り組みと体制

実規模工学実証試験を伴う原型炉の本格的な概念設計活動を見通すために、  
原型炉概念の構築と設計作業及び10の構成要素に関わる研究開発課題を  
整理し、この課題を解決する

## 3.2.1. 超伝導コイル開発:

Nb<sub>3</sub>Sn, Nb<sub>3</sub>Al, ReBCOの高磁界・高強度化、導体試験法の確立、等

## 3.2.2. ブランケット開発:

液体ブランケットの強磁場影響、トリチウム・熱回収、複合流動装置の運転実証、等

## 3.2.3. ダイバータ開発:

トリチウム蓄積量制御法の研究、低熱伝導性材料での定常熱除去、  
機器の損耗、脆化、保守、等

## 3.2.7. 核融合燃料システム開発:

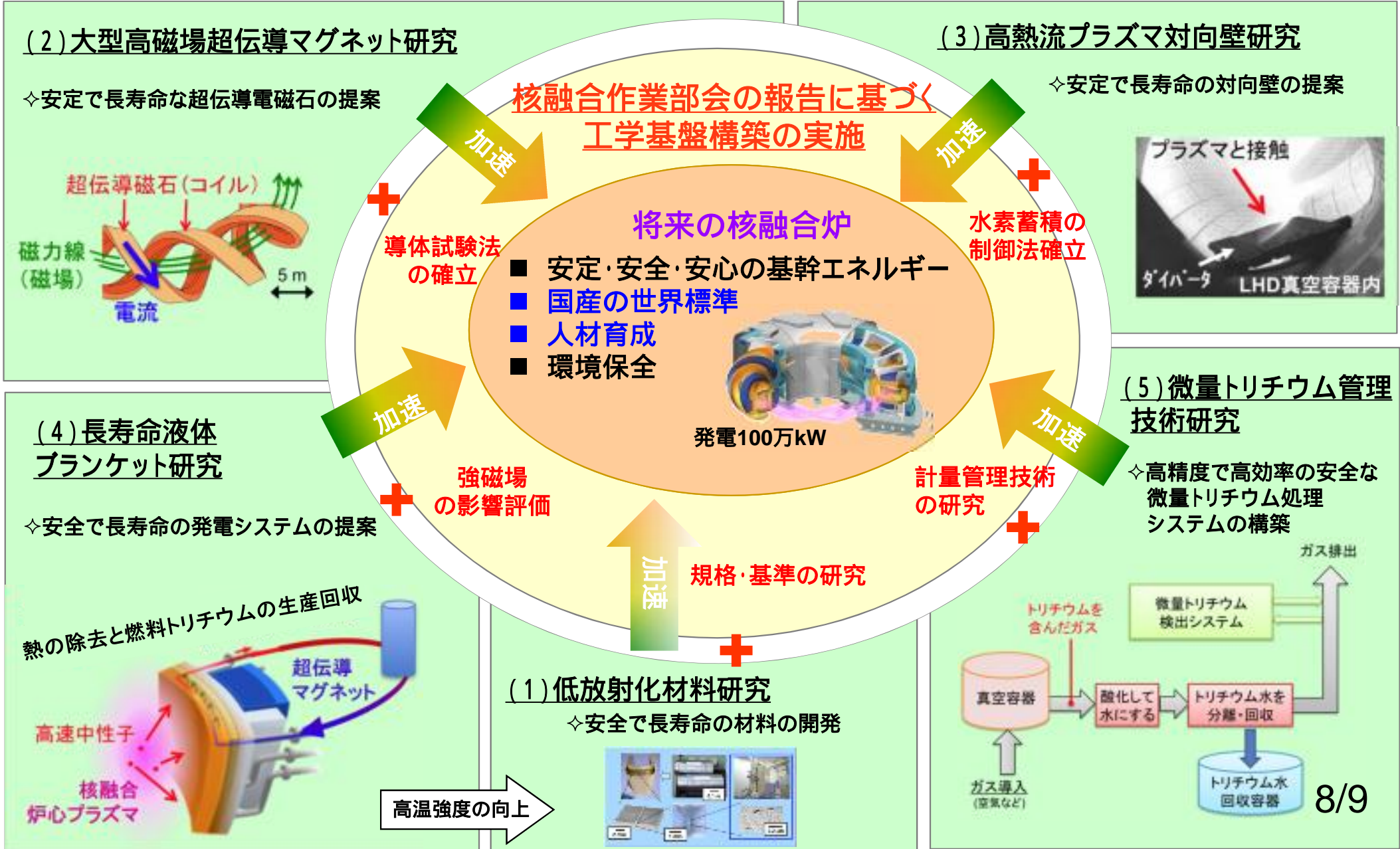
DT環境試験施設での計量管理技術の研究、廃棄物処理技術の構築、等

## 3.2.8. 核融合炉材料開発と規格・基準策定:

構造設計基準の策定、中性子照射データ取得、材料試験の規格基準の確立、等

# 「核融合原型炉に向けた電磁石・発電システムの工学研究の推進」

5つの大規模実験研究による核融合工学領域の構築





# 核融合科学研究所における炉工学研究の推進計画

年度 2012

2014

2017

2022

炉設計の段階的高度化

→ 概念設計

→ 基本設計



大型ヘリカル装置

超高性能化

→ 先端基礎学術研究

連携

工学基盤の構築

実規模・実環境  
工学実証研究

核融合研究作業部会の指摘に基づく工学基盤構築の実施

(1)低放射化材料研究

(2)大型高磁場超伝導  
マグネット研究

(3)高熱流プラズマ  
対向壁研究

(4)長寿命液体  
ブランケット研究

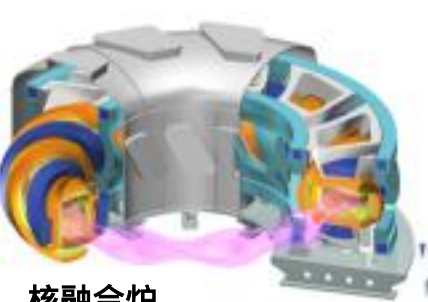
(5)微量トリチウム  
管理技術研究

超高熱負荷対向壁  
の製作と核融合模  
擬条件での実証研  
究

100 kA級導体開発  
とヘリカル巻線の  
試作

ブランケットの試作  
と核融合模擬条件  
での実証研究

微量トリチウムの  
分離・回収装置の  
実証研究



核融合炉

別事業体による  
核融合炉の工学設計

大学等との共同研究と人材育成

寄与