

# 原型炉概念の構築と設計作業 (ヘリカル炉)

- ヘリカル炉の特長を生かした設計指針  
〈具体的な検討事例〉の1.に関して:
  - (1)設計での重要な概念
  - (2)BAとの接続性と、工学設計に向けたR&D項目の絞り込み
  - (3-4)工学設計活動に入るための評価と検証
  - (3-1,2,3)設計体制の構築と規模

相良明男

大学共同利用機関法人自然科学研究機構  
核融合科学研究所

# ヘリカル炉の特長を生かした設計指針

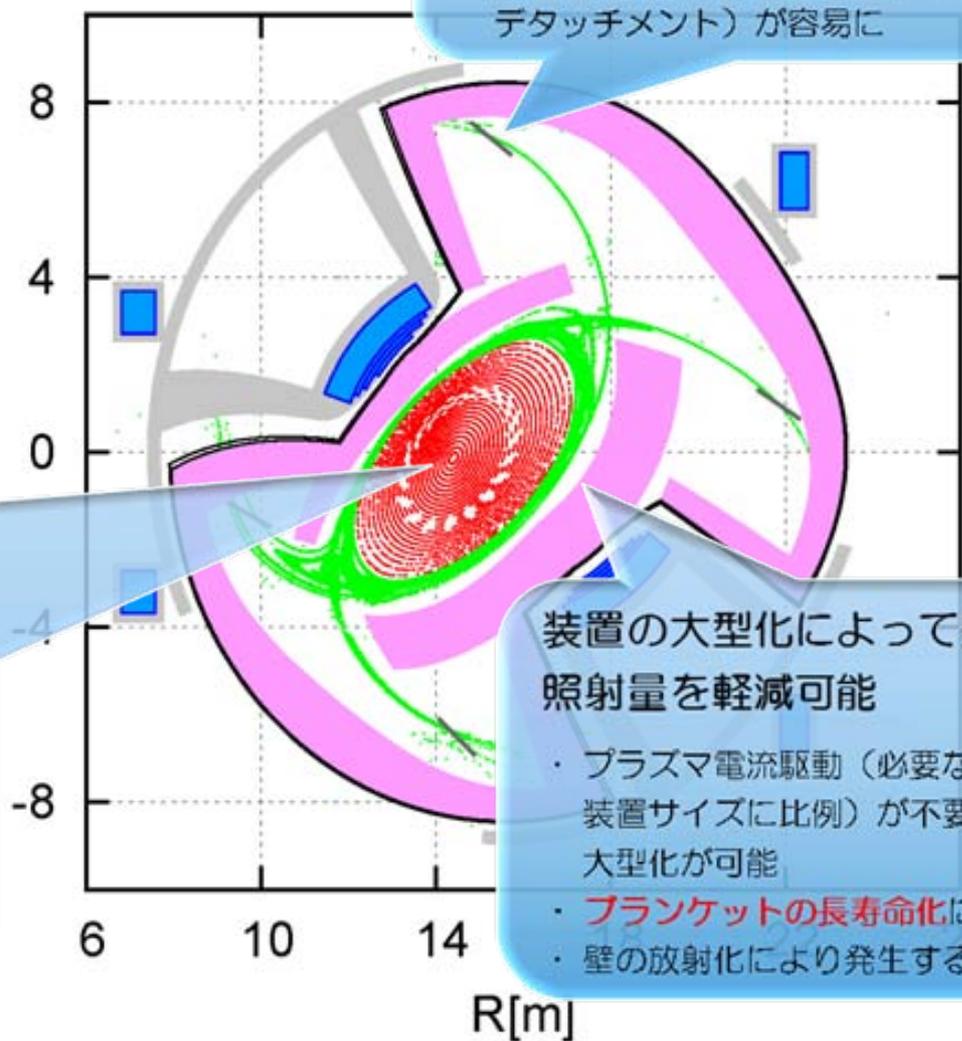
- 高いエネルギー増倍率
- 定常運転
- 材料への低負荷  
→ 長寿命

プラズマを壁から離して保持するための磁力線のかご（磁気面）が、外部超伝導コイルの発生する磁場だけで生成される

- ・ **プラズマ電流を必要としない**ため、プラズマ電流を駆動する加熱パワーを常時供給する必要がない
- ・ **定常運転が容易**
- ・ プラズマのスタートアップ/シャットダウン時、及び緊急時にもプラズマが壁に接触しない
- ・ プラズマ電流の急激な消滅（ディスラプション）による強大な電磁力発生心配がない

ダイバータをブランケットの背後に配置可能（プラズマを直視しない）

- ・ **中性子の直射を回避**して材料の放射化を軽減
- ・ 過大な熱負荷を軽減するプラズマ非接触化（デタッチメント）が容易に



装置の大型化によって壁の中性子照射量を軽減可能

- ・ プラズマ電流駆動（必要な加熱パワーは装置サイズに比例）が不要なため装置の大型化が可能
- ・ **ブランケットの長寿命化**に貢献
- ・ 壁の放射化により発生する崩壊熱を軽減

# (1) 重要な概念は長寿命化へのシナリオ

			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		

安全性の向上

- 堅牢性
- 作業頻度

経済性の向上

- 稼働率
- 廃棄物

中性子壁負荷の低減

中性子遮蔽の強化  
デタッチによる更なる低減

普及後のコスト

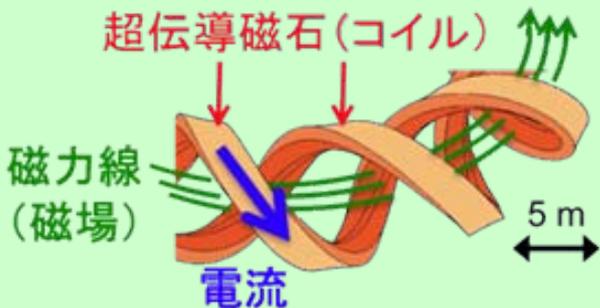
開発から商用ロケットへのコスト低減に類似(安全性と「一定の経済性」)

# NIFSにおける5つの大規模実験研究による工学基盤の構築

ヘリカル炉に固有・LHDの特色を活かした取り組みと  
長寿命化に向けた JAEA と相補的な取り組みを長期的に進める

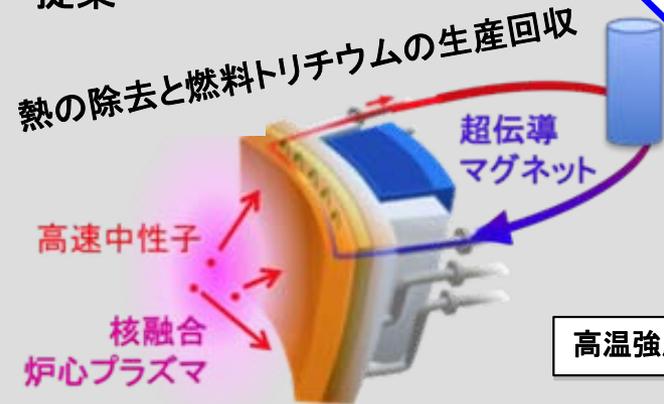
## (2) ヘリカル炉大型高磁場超伝導マグネット研究

◇安定で長寿命な超伝導電磁石の提案



## (4) 長寿命液体 ブランケット研究

◇安全で長寿命の発電システムの提案



固体増殖・水冷却と相補的

## (3) 高熱流プラズマ対向壁研究

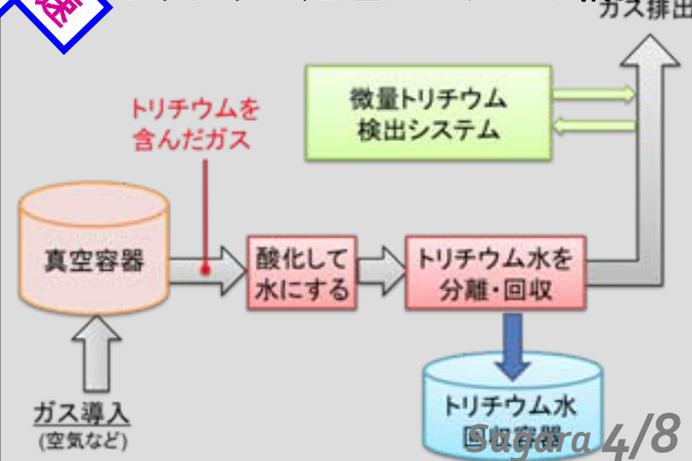
◇安定で長寿命の対向壁の提案



LHDの特色を  
プラットフォーム化

## (5) 微量トリチウム 管理技術研究

◇高精度で高効率の安全な微量トリチウム処理システムの構築



共同利用・共同研究  
による加速  
将来の核融合炉

- 安定・安全・安心の基幹エネルギー
- 国産の世界標準
- 人材育成
- 環境保全



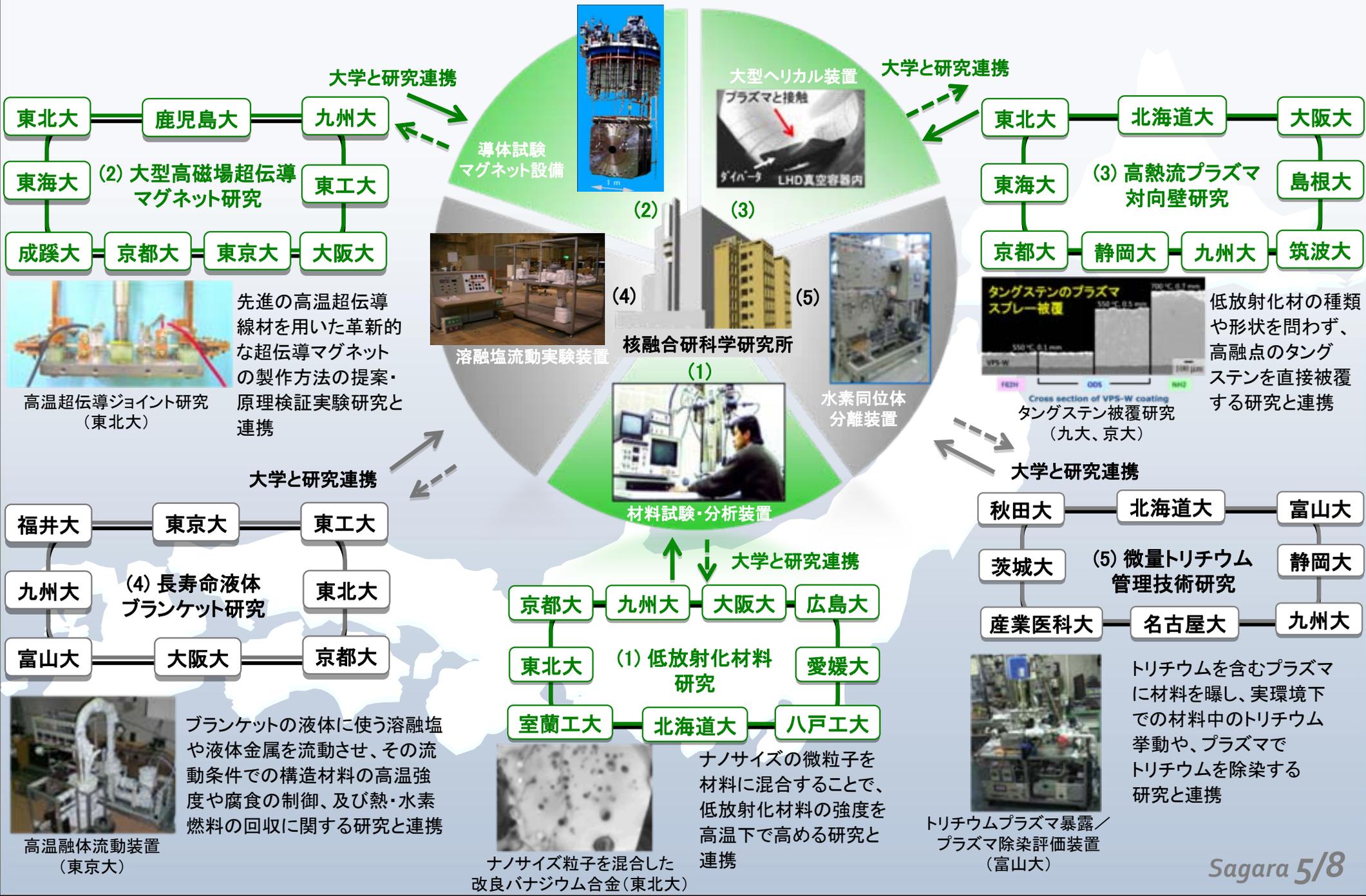
発電100万kW

## (1) 低放射化材料研究

◇安全で長寿命の材料(特にバナジウム)の開発

フェライト鋼材料と相補的

# NIFSを中核としたネットワークによる工学基盤構築



# ITER / BAとの互恵的關係

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

➤ 長寿命液体ブランケット研究  
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

## BA六カ所サイト



# (3-1,2,3) 設計体制の構築と規模

概念設計段階では、

設計作業と開発研究(R&D)とを(同じスタッフが)両輪で進める効果は高い (NIFSでの体制)

## 核融合工学プロジェクト実施体制

構成:ヘリカル研究部及び所外メンバー

工学研究推進会議  
総主幹、主幹、及びタスクリーダー

超伝導マグネットグループ / タスク及びサブタスク	
導体研究・コイル巻線・冷却	大型強磁場導体試験設備
	CIC導体とコイル巻線
	間接冷却導体とコイル巻線
低温・コイル電源システム	高温超伝導導体とコイル巻線
	電磁力支持構造
	クライオスタット
	低温システム
バスライン・電流リード	
コイル電源	

ヘリカル原型炉概念設計  
ヘリカル原型炉基本設計

実規模超伝導導体試験研究  
ヘリカル巻線工学研究

液体ブランケット長寿命化試験  
高磁場下伝熱流動工学研究

低放射化材の高温化研究  
耐熱化表面改良工学研究

3次元形状ダイバーク試作研究  
水素同位体低減LHD照射研究

微量トリチウム除去回収研究  
実時間検出機器研究

炉内機器グループ / タスク及びサブタスク	
ブランケットシステム研究・設計	遮蔽ブランケット
	増殖ブランケット
	熱・水素同位体回収システム
炉内機器研究・設計・保守	第一壁
	真空容器
	ダイバータ
遠隔保守	

炉システム設計グループ / タスク及びサブタスク	
設計統合	課題抽出と全体企画 ヘリカル原型炉概念設計
建屋的設備設計	配置設計と工程 炉建屋設計
電源・発電設備	発電・電力供給システム 送電・水素製造システム
トリチウム燃料システム	トリチウム処理システム 安全管理 生体遮蔽・放射化見積 法整備・許認可申請
運転制御	安全解析・制御システム 燃焼制御 データ処理
炉心プラズマ	高性能プラズマ TCT効果・α粒子損失 立ち上げシナリオ
プラズマ加熱	NEI ECH ICH
燃料供給	ペレット ガスバフ 磁気計測 中性子計測
計測	ダイバーク計測
	分光計測
	干渉計/反射計
	トムソン散乱 荷電交換分光

概念設計であっても、調達・建設行程を考慮した設計段階は必須であり、建造経験のある技術系との連携が不可欠

