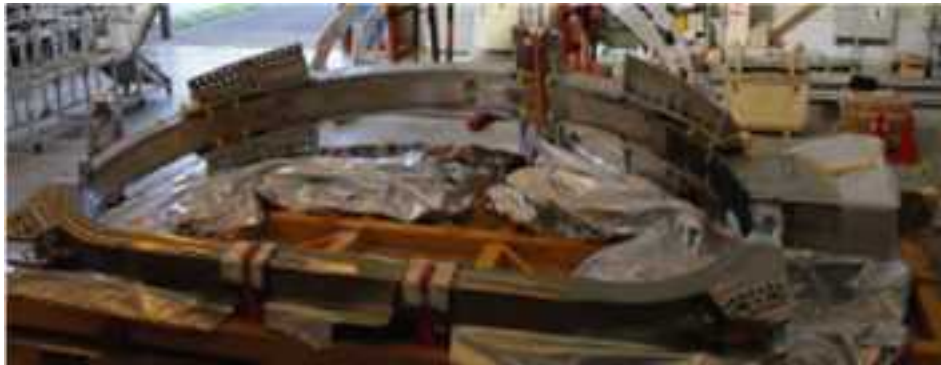


JT-60SAリサーチプランについて



トロイダル磁場コイル1号機(仏)那珂研到着7月20日



世界最大の超伝導コイル
ポロイダル磁場コイル#1(日)完成(2016年6月)



順調に進む真空容器&熱遮蔽の組み立て(2016年6月)

=> ファーストプラズマ 2019年

JT-60SAリサーチプラン

ITERと原型炉に向けたJT-60SAの研究計画

JT-60SAリサーチプラン Ver.3.3 (H28年3月完成)

共著者数 378名:

日本160名 (量研機構 85名
国内大学等14研究機関75名)
欧州213名 (14カ国、30研究機関)
プロジェクトチーム5名



8つの研究領域
毎に、JT-60SAの
実験研究を担う若
手研究者を中心
に企画・提案。

運転領域開発
MHD安定性と制御
輸送と閉じ込め
高エネルギー粒子挙動
ペDESTAL及び周辺プラズマ
ダイバータ・プラズマ壁相互作用
核融合炉工学
理論モデル・シミュレーション

=>国内・日欧の研究協力の下で改訂を進め、実験開始へ。

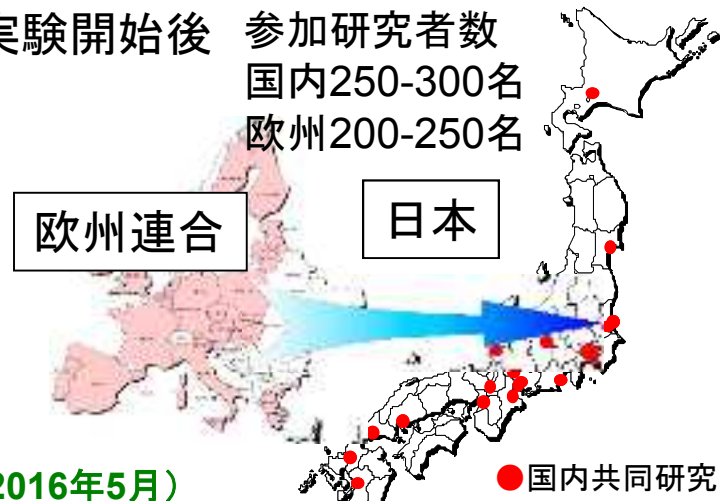
検討体制: 日欧研究者で構成する「JT-60SA研究ユニット」

国内: 核融合エネルギーフォーラムの専門クラスターにおいて、
QST及び大学等の日本側検討代表者が取り纏め役となって検討

欧州内: 欧州の核融合研究活動を統括するEUROfusion。



実験開始後 参加研究者数
国内250-300名
欧州200-250名

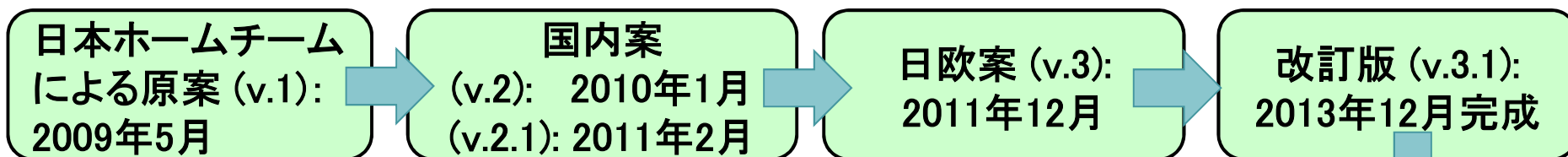


第5回 研究調整会議 (2016年5月)



●国内共同研究

JT-60SAリサーチプラン活動の進捗と検討代表者



	検討代表者 QST	検討代表者 大学等	検討代表者 欧州
JT-60SAリサーチプラン活動取纏	吉田麻衣子		G. Giruzzi
第2章 全体計画	鎌田 裕	高瀬 雄一 (東大)	McDonald (EUROFusion)
第3章 運転領域開発	鈴木 隆博	長崎 百伸 (京大)	E. Joffrin (CEA)
第4章 MHD安定性と制御	松永 剛	古川 勝 (鳥取大)	T. Bolzonella (RFX)
第5章 輸送と閉じ込め	吉田麻衣子	田中 謙治 (NIFS)	M. Romanelli (CCFE)
第6章 高エネルギー粒子挙動	篠原 孝司	長壁 正樹 (NIFS)	P. Lauber (IPP)
第7章 ペDESTAL及び周辺プラズマ特性	浦野 創	森崎 友宏 (NIFS)	M. Beurskens (CCFE)
第8章 ダイバータ、SOL、 プラズマ・材料相互作用	仲野 友英	坂本 瑞樹 (筑波大)	M. Wischmeier (IPP)
第9章 炉工学 (ブランケット・材料・統合技術等)	櫻井 真治	相良 明男 (NIFS)	C. Day (KIT)
第10章 モデリング・シミュレーション	林 伸彦	福山 淳 (京大)	G. Giruzzi (CEA)

ITER研究計画との整合
研究項目優先順位付け

JT-60SA(JT-60 Super Advanced)計画の目的

幅広いアプローチ活動におけるサテライトトカマク計画と
トカマク国内重点化装置計画の合同計画⇒ 核融合炉の早期実現

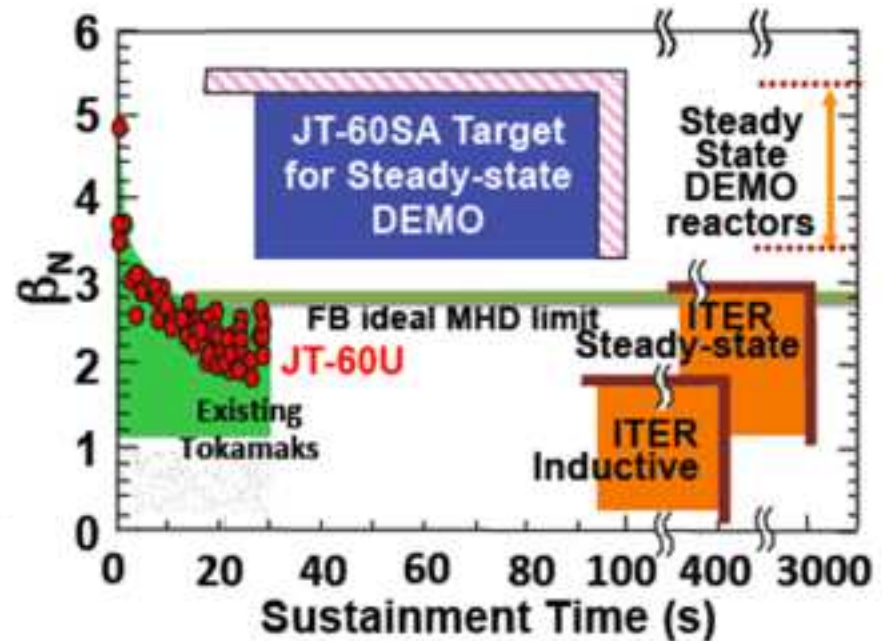
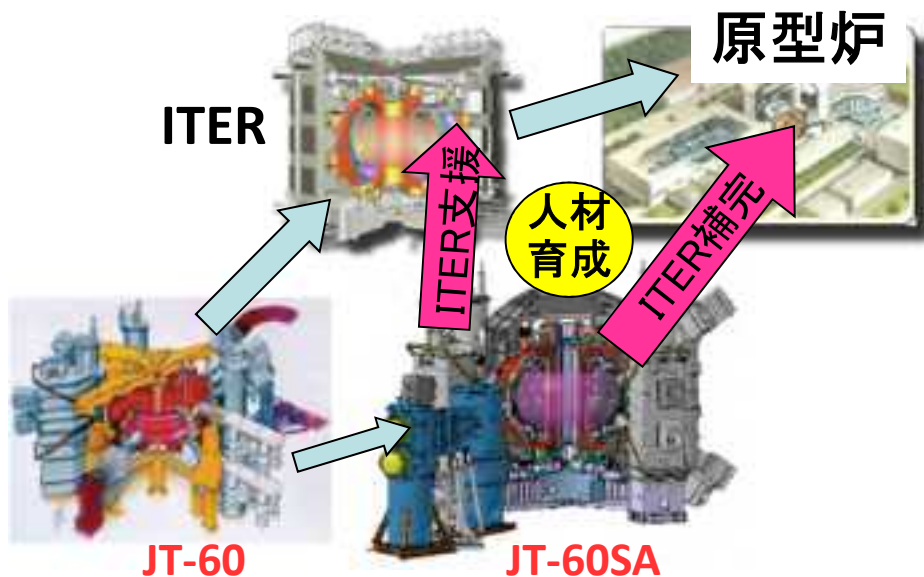
○ITERの技術目標達成のための支援研究

臨界条件クラスのプラズマを長時間維持する高性能プラズマ実験を行い、成果をITERへ反映。

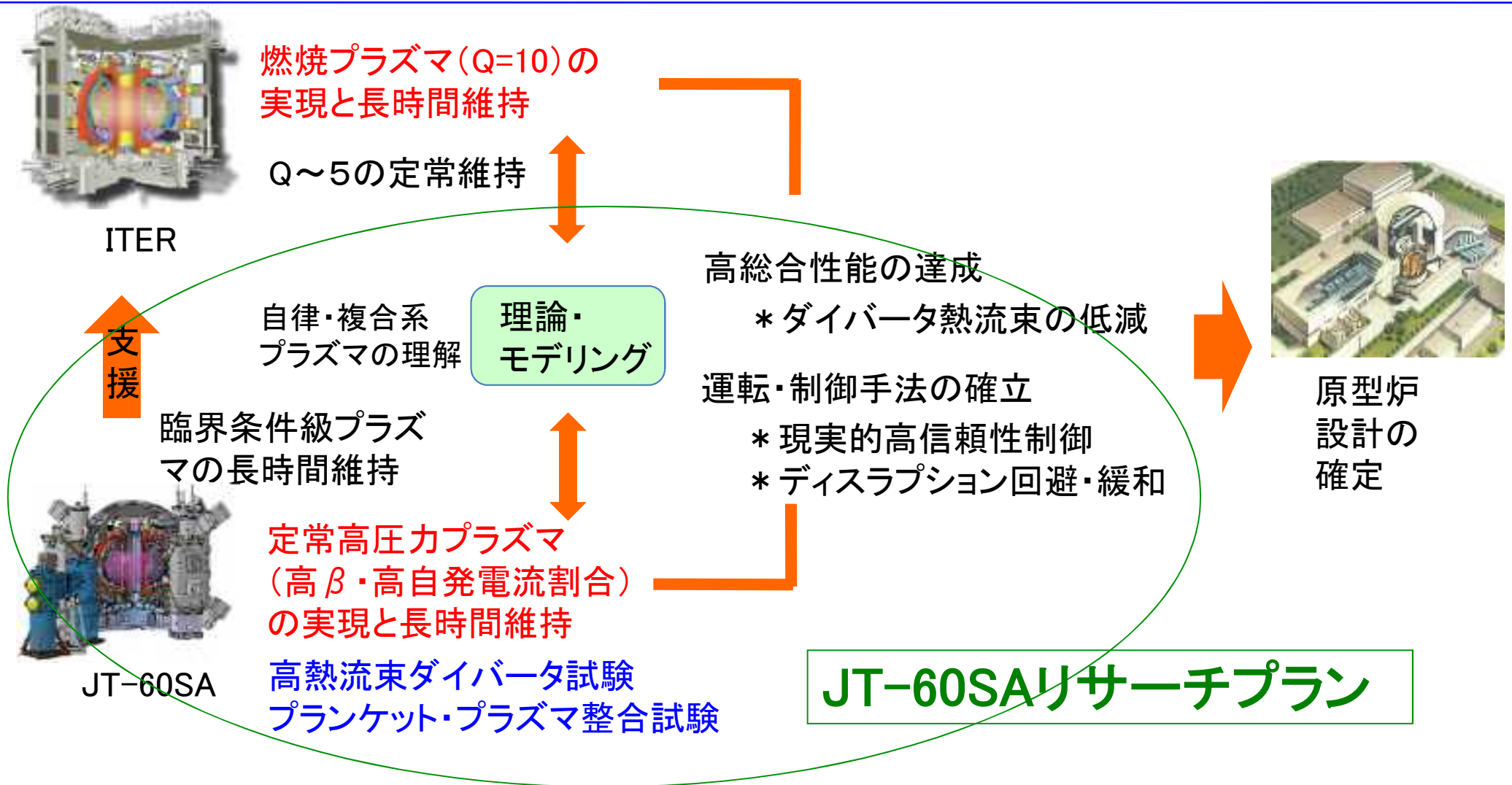
○原型炉に向けたITERの補完研究

原型炉で必要となる高出力密度を可能とする高圧カプラズマを100秒程度維持し、原型炉の運転手法を確立。

JT-60を超伝導装置として改修。わが国唯一の大型トカマク装置であり、世界の核融合実験装置の中で、ITERに対して最も大きな支援を行なう能力を有するとともに、ITERでは実施が難しい高圧カプラズマ定常化研究開発を実現できる世界で唯一の装置。 **ITER・原型炉開発を主導するわが国の人材を育成する。**



原型炉へ向けた今後のトカマク炉心プラズマ研究開発の要点と JT-60SAリサーチプランの対象



JT-60SAはITERを先導し原型炉へ向かう先駆輪

ITER&原型炉を見通すことができる装置規模、かつ機動性に富んだ装置として最適化。

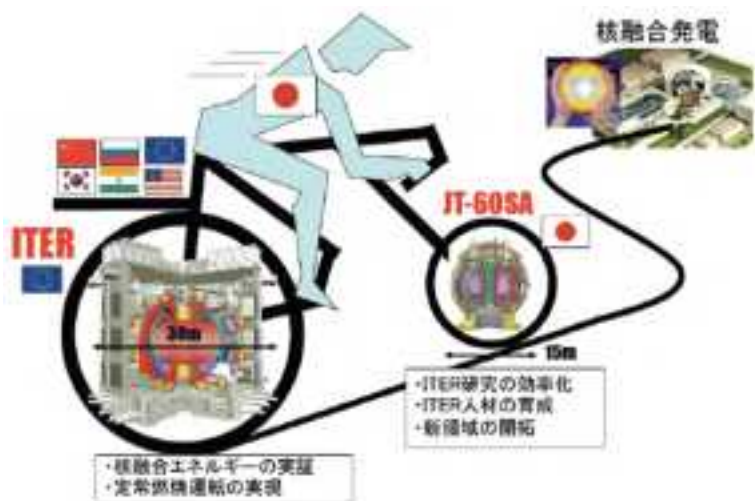
JT-60SAの特長

- 大型超伝導装置
- 高形状ファクタープラズマ
- 高パワーで多様な加熱・電流駆動機器
- 高いプラズマ安定制御能力
- 高いダイバータ熱・粒子制御能力
- 多様な高分解能計測群

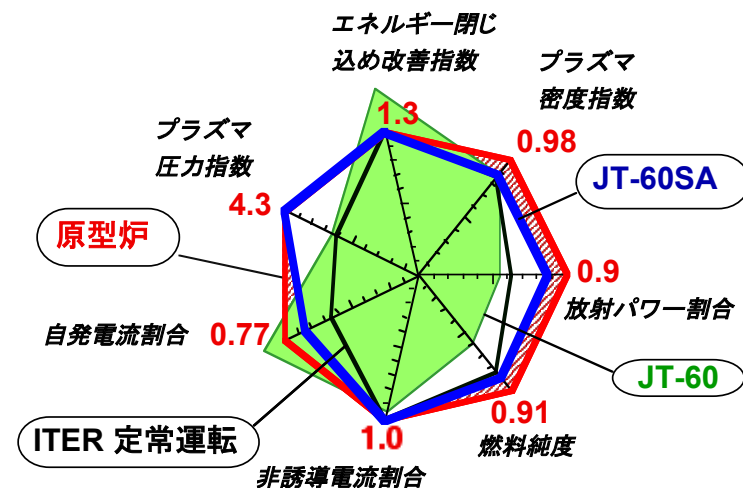
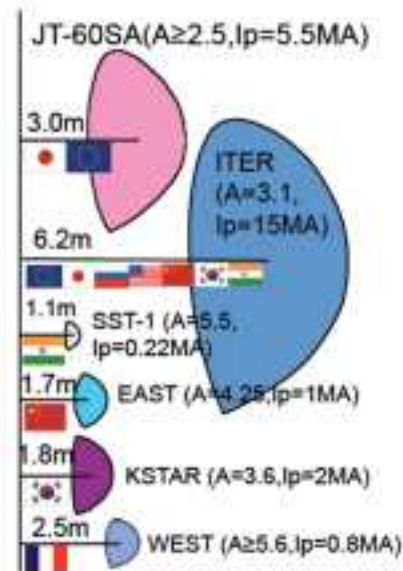
失敗ができる装置。新アイデアを試す柔軟性。

JT-60の研究思想を継承。

各研究分野をITER・原型炉領域に拡張、その統合によって、これまで実現されていない原型炉に必要な高い総合的プラズマ性能を定常維持する。



世界の超伝導トカマク

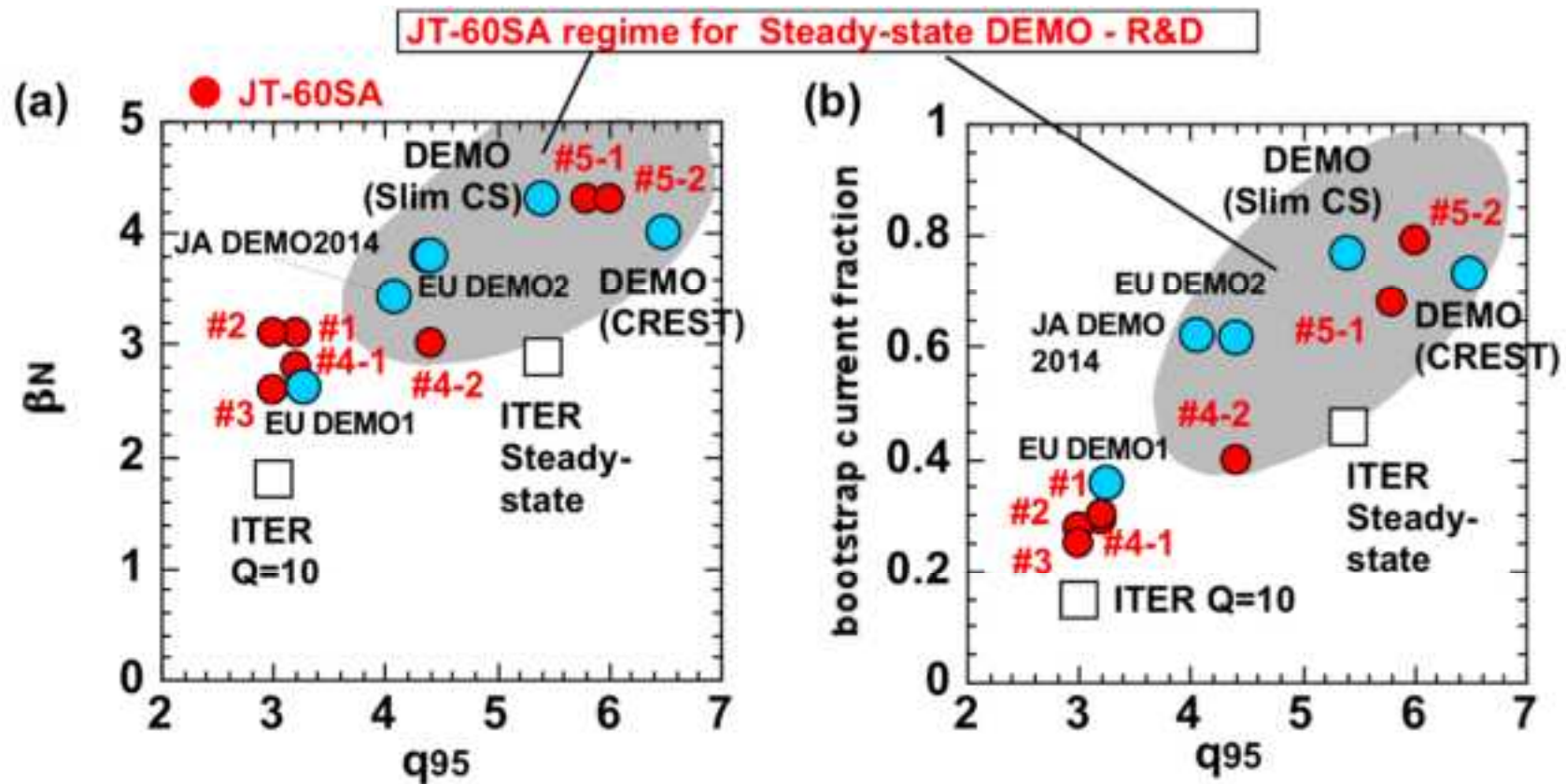


JT-60 (緑)では右側、ITER定常運転(黒)では左右の項目の複合化が不足

原型炉に向けたJT-60SAの研究領域

原型炉目標を「領域」として捉え、

運転バウンダリの拡張・高い総合性能の獲得・プラズマ制御性の実証を進め、原型炉に求められる現実的な回答を得る。



JT-60SAの代表的放電シナリオ

Parameters	JT-60SA				DEMO	ITER
	#1 Full Ip Inductive DN	#4-1 ITER like Inductive SN	#4-2 Advanced Inductive SN	#5-2 High bN Full CD SN	Slim CS	scenario 2, Inductive
Plasma current, I_p (MA)	5.5	4.6	3.5	2.1	16.7	15.0
Toroidal magnetic field, B_T (T)	2.25	2.28	2.28	1.62	6	5.3
Major radius, R_p (m)	2.96	2.93	2.93	2.96	5.5	6.2
Minor radius, a (m)	1.18	1.14	1.14	1.12	2.1	2.0
Aspect ratio, A	2.5	2.6	2.6	2.6	2.6	3.1
Elongation, k_{95}	1.77	1.7	1.72	1.84	2.0	1.7
Triangularity, d_{95}	0.42	0.33	0.34	0.41	0.4	0.33
Safety factor, q_{95}	3.2	3.2	4.4	6.0	5.4	3.0
Shape Parameter ($=q_{95}I_p/(aB_T)$)	6.7	5.7	5.9	7.0	7.2	4.3
Plasma Volume (m ³)	132	122	122	124	941	831
Heating Power (a + external), P_{heat} (MW)	41	34	37	31	678	120
Electron Density, Vol-ave. (E20/m ³)	0.56	0.81	0.62	0.43	1.01	1.01
Energy Confinement Time tE (s) thermal,	0.54	0.52	0.36	0.25	1.30	3.7
Flat-top duration (s)	100	100	100	100	S.S.	400
Assumed Confinement improvement, $HHy2$	1.3	1.1	1.2	1.38	1.3	1.0
Normalized beta, β_N	3.1	2.8	3	4.3	4.3	1.8
Bootstrap current fraction, f_{BS}	0.29	0.3	0.4	0.79	0.77	0.15
Non inductive CD fraction, f_{CD}	0.51	0.43	0.58	1	1	0.21
Normalized density, n_e/n_{GW}	0.5	0.8	0.8	1.0	0.98	0.85

加熱・電流駆動 41MWx100sの多彩なシステム

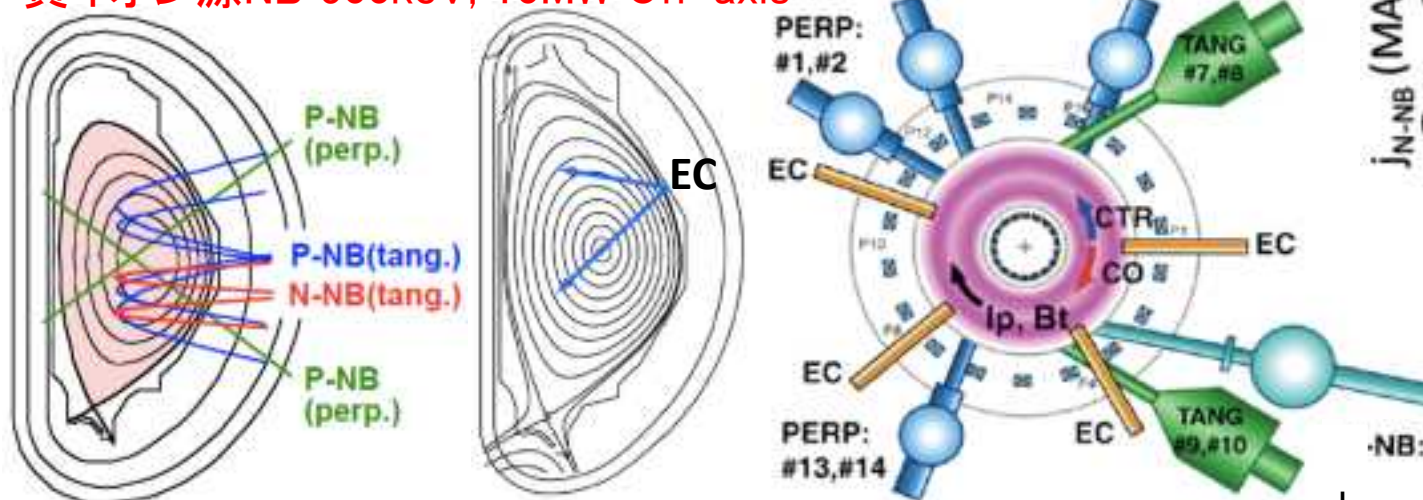
世界で最も多彩な、加熱・電流駆動・運動量注入の組み合わせが可能

NB: 34MW × 100s

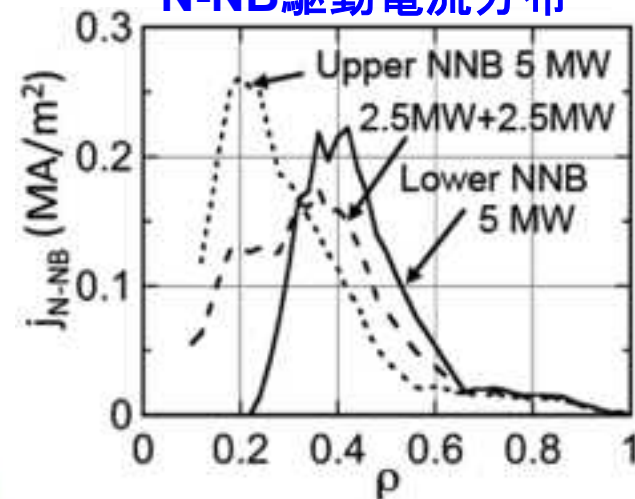
正イオン源NB 85keV, 12units x 2MW=24MW

CO接線2u, CTR接線2u, 垂直8u

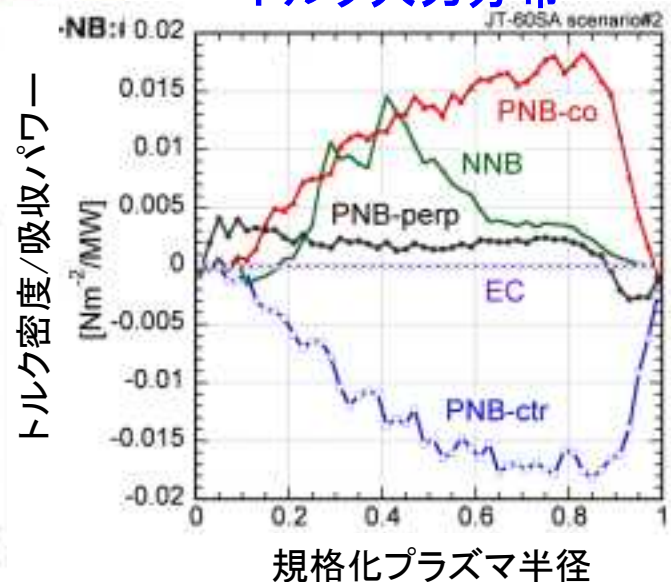
負イオン源NB 500keV, 10MW Off-axis



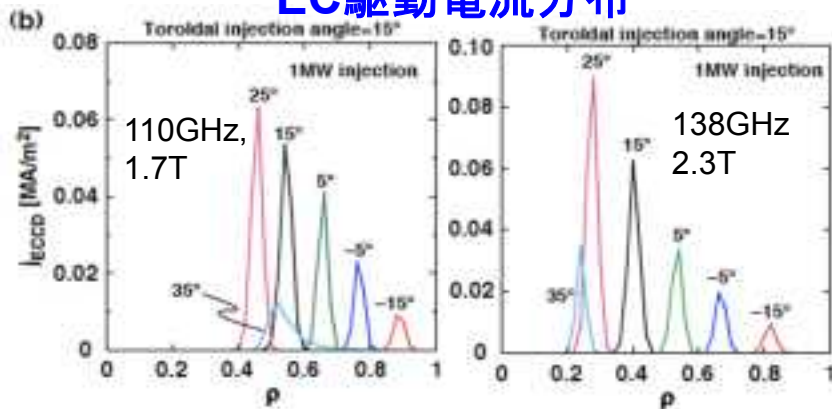
N-NB駆動電流分布



トルク入力分布



EC駆動電流分布



ECRF:

2周波数可変

110GHz + 138GHz

7MW x 100s

9ジャイラトロン

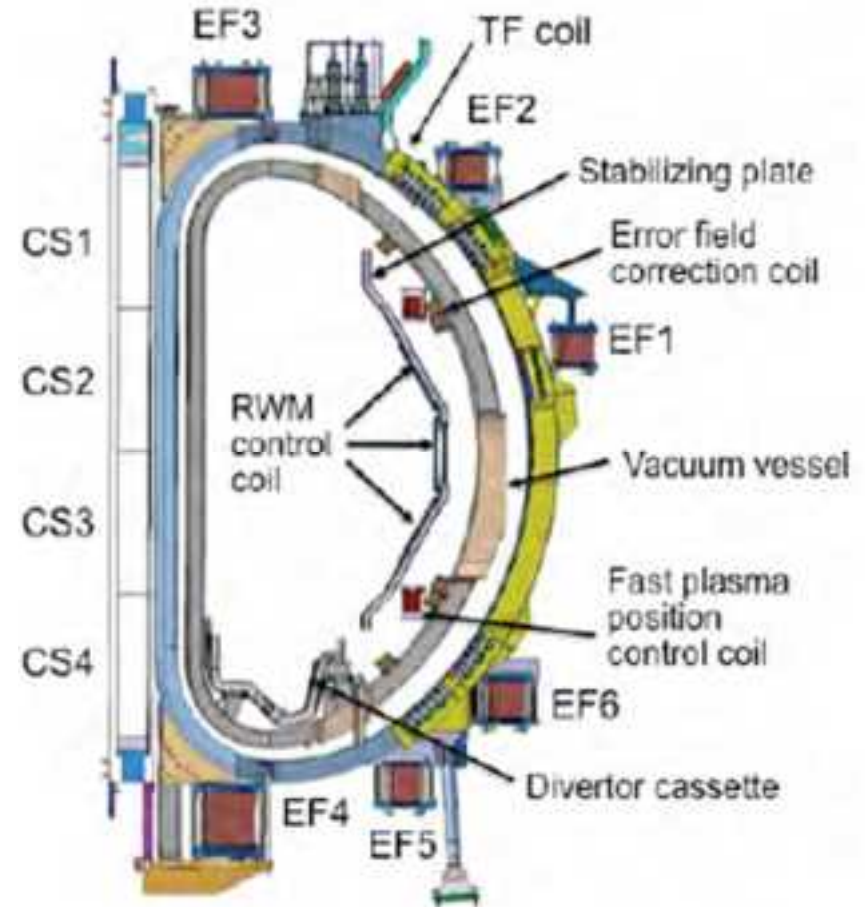
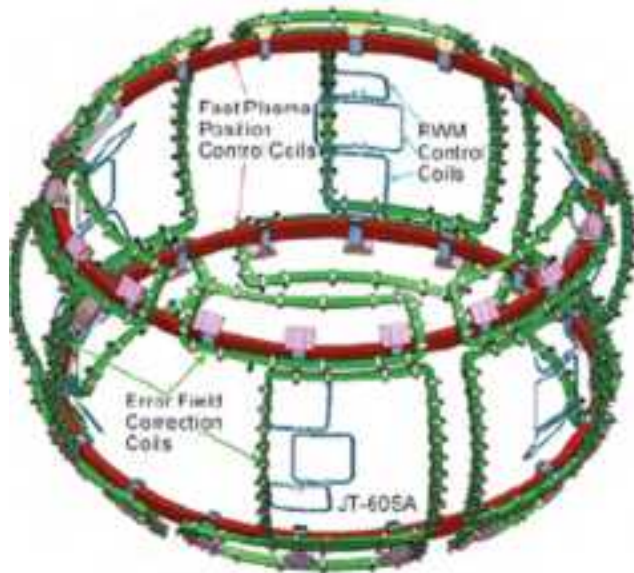
4ランチャー

(可動ミラー)

5kHz変調可能

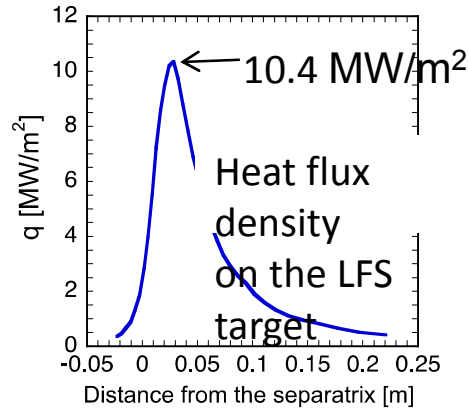
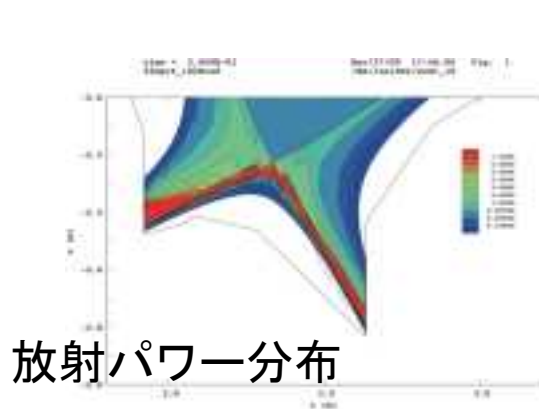
安定制御のための真空容器内機器

- **Fast Plasma Position Control Coil (高速プラズマ位置制御コイル):**
垂直及び水平方向のプラズマ位置制御.
- **Error Field Correction Coil (誤差磁場補正コイル & ELM制御コイル):**
非軸対象誤差磁場の補正、及び ELM制御用共鳴擾動磁場印加. 18個のコイル.
(30 kAT, $B_{\text{resonant}} \sim 9 \text{ G} \sim 4 \times 10^{-4} B_T$)
- **RWM Control coil (抵抗性壁モード制御コイル):**
18コイル。高速帰還制御。安定化板のプラズマ側に設置。

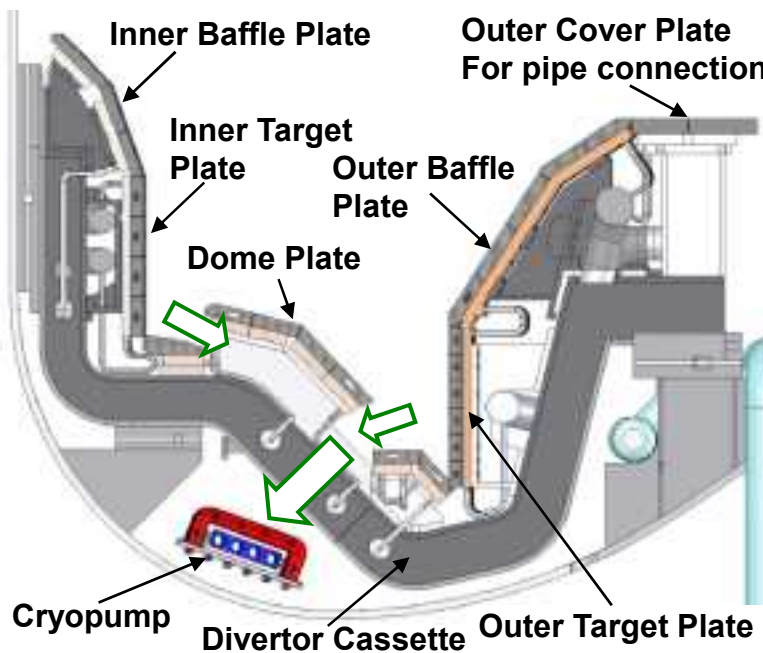
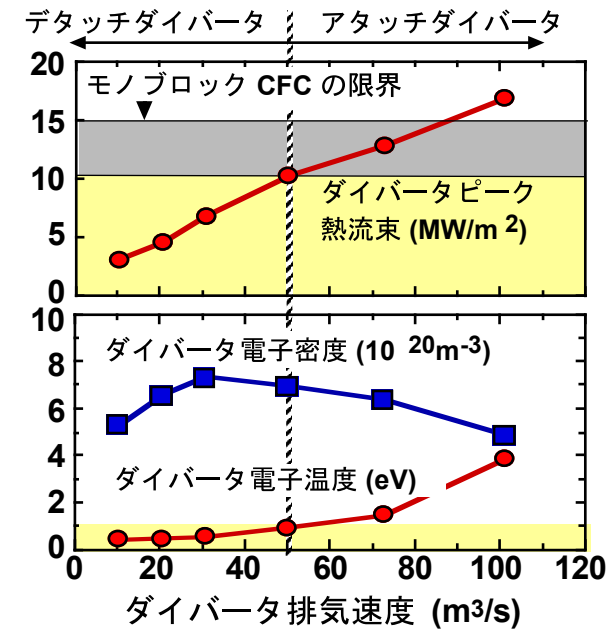


ITER & 原型炉のためのダイバータ熱流束研究

ダイバータ: ITER相似形状・耐高熱負荷($10\text{MW}/\text{m}^2$)・複合粒子制御
 将来の改造を考えた「カセット」方式



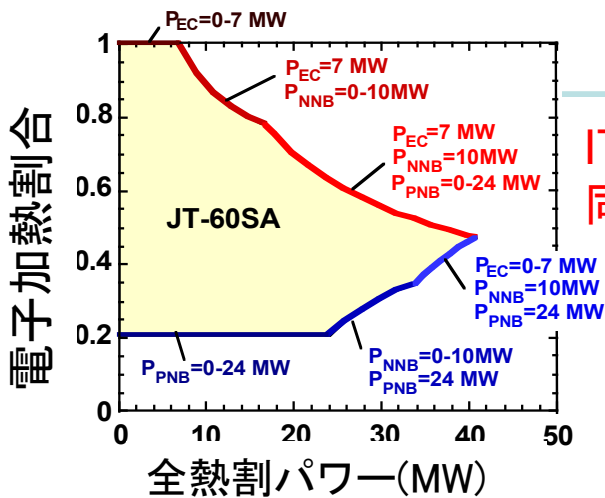
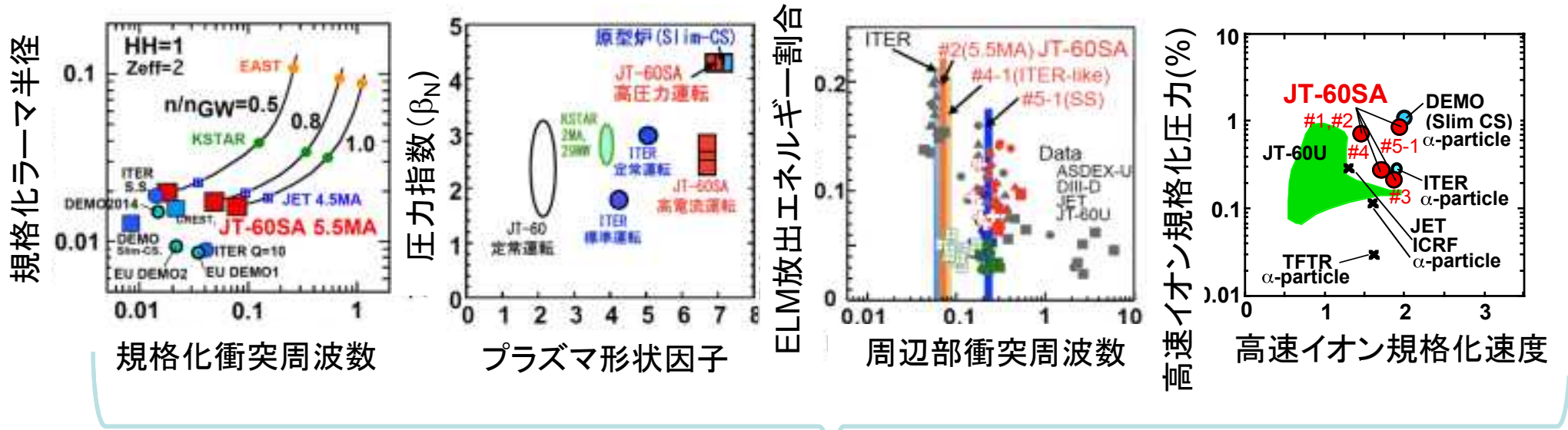
8段階のダイバータ粒子排気で、ダイバータ熱流速を制御



フルタングステンダイバータ & 金属第一壁
 => 統合研究段階II (~2027) から

ITER&原型炉を見通すことができる無次元量領域、 ITER & 原型炉と同等な加熱条件で自律・複合過程を総合的に理解し制御

炉心プラズマを記述する主要な無次元量全てで、ITER&原型炉を見通すことができる唯一の装置



ITER & 原型炉と
同等な加熱条件

自律・複合系である炉心プラズマ
を総合的に理解し制御

電子加熱主体、電子加熱割合のスキャン
低中心粒子供給での高パワー加熱
低外部トルク入射での高パワー加熱（回転スキャン含）

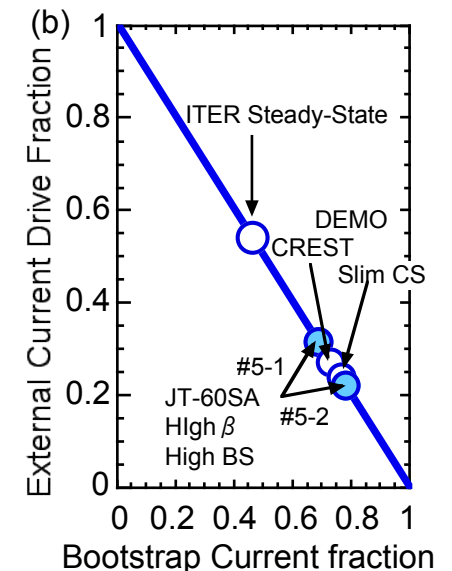
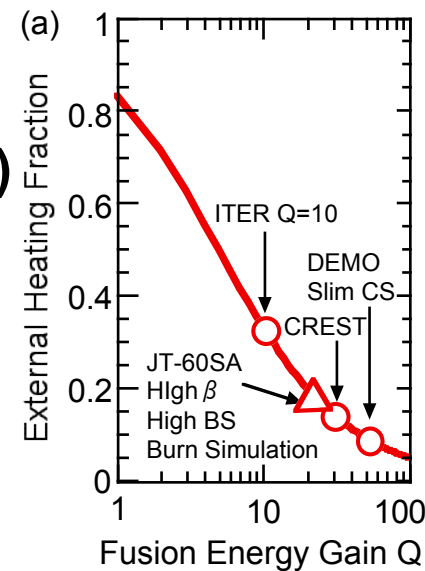
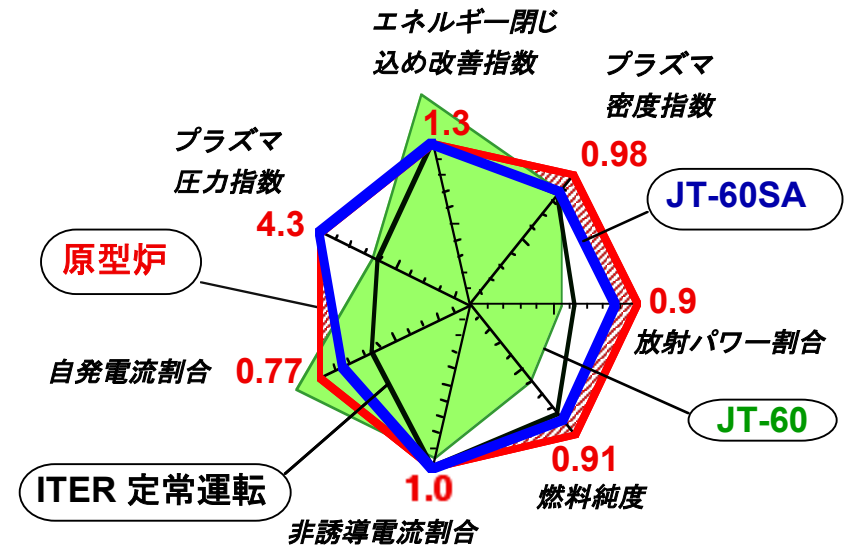
JT-60SAはITER & 原型炉の主要プラズマ研究課題を解決する

- ITER and 原型炉のための研究課題を綿密に分析し、その全ての解決に貢献できるように、装置設計を確定。また、機器増強を計画。

● ITER and 原型炉の代表的課題

- 高自発電流割合 f_{BS} → 制御性(Chap. 3)
- 高ベータ β_N → MHD 安定性 (Chap. 4)
- 高放射割合 f_{Rad} → 不純物シード (Chap. 8)
- 電子加熱 → 閉じ込め(Chap. 5)
- 燃焼 & α 粒子 → 高エネルギー粒子(Chap. 6)
- ディスラプション回避緩和 → 制御手法(Chap. 4)
- ELM抑制 → 制御手法(Chap. 7)
- ダイバータ熱流 → 不純物シード (Chap. 8)
- ブランケット機器 → 材料評価(Chap. 9)
- 等

(後述の表 & 補足資料を参照されたい)



JT-60SAは原型炉へ向けた「現実的制御」を確立する

燃焼・高ベータ・高自発電流割合プラズマ

=>強い自律性を持つ非線形システム

- ・圧力・電流・回転の「セット制御」
- ・時定数で階層化した制御

プラズマの応答と制御性の研究

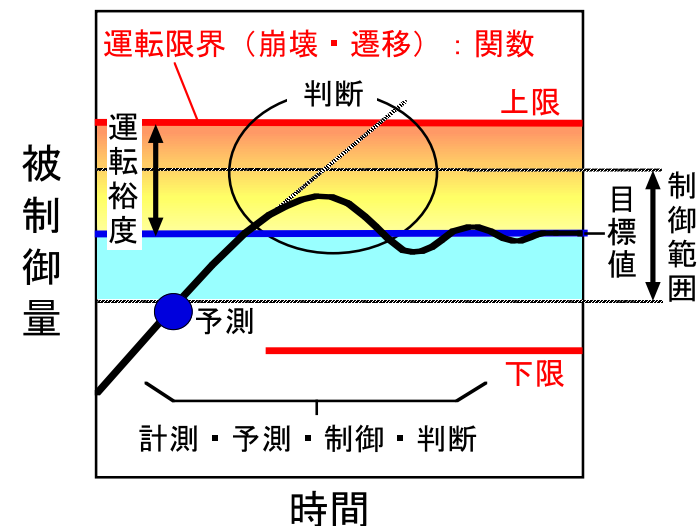
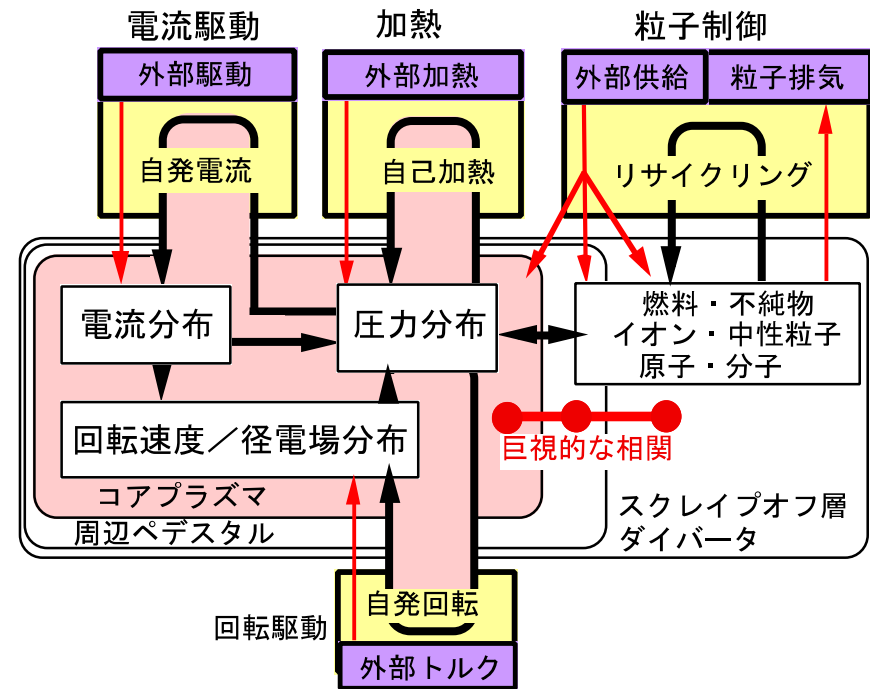
実時間予測・判断法の開発

最低限必要なアクチュエータ・計測と制御ロジックの決定

どこまでシンプルな制御ができるか？
=信頼性・現実性・効率性の向上



?



JT-60SAの機動性：核融合炉工学研究開発との統合

(1) プラズマ対向機器開発 (中性子を除く実機環境での検証)

原型炉およびITER (TBM等) に向けた機器開発支援研究

- ・ブランケット構造のモックアップ試験 (中性子環境以外)
- ・先進ダイバータ・金属ダイバータ実機試験
- ・磁性体のプラズマへ影響評価
- ・実機体系での中性子輸送のモックアップ試験 (コード検証)

(2) プラズマ材料相互作用研究 (金属壁の成立性の検証等)

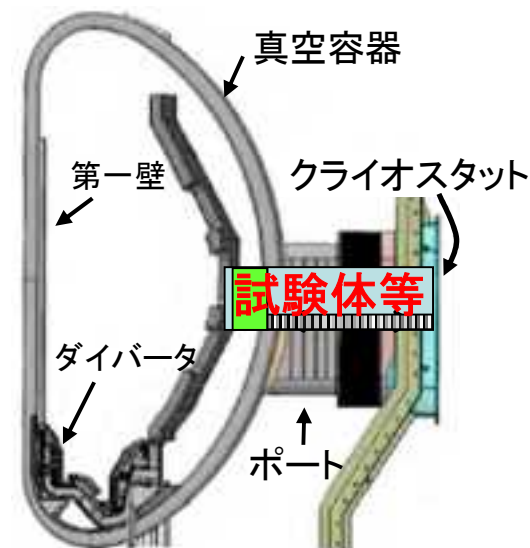
原型炉に向けたプラズマ材料相互作用研究

- ・金属壁装置での水素同位体吸蔵
- ・金属壁材料の損耗、脆化
- ・(金属)ダストの発生と安全性に関する研究
- ・新規材料のプラズマ照射試験

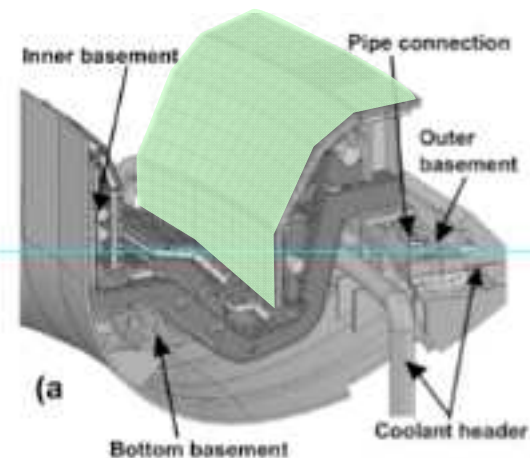
(3) 周辺工学技術開発 (実機試験と運用経験)

原型炉およびITERに向けた周辺工学技術の開発と信頼性向上

- ・遠隔保守技術の実機試験と運用、
- ・キラーペレット等の先進制御技術の高度化
- ・加熱装置の高度化



ポート(の一部)を用いたモックアップ試験、試料照射試験等



JT-60SAの段階的フェーズと機器増強

	Phase	想定期間	粒子種	年間中性子数制限	遠隔操作	正イオン源 NB	負イオン源 NB	ECRF	最大加熱パワー	パワー×時間	ダイバータ (基本案)	ダイバータ オプション例
初期研究段階	I	1-2y	H	-	R&D	10MW	10MW	1.5MW x100s + 1.5MWx5s	23MW	NB: 20MW x 100s 30MW x 60s duty = 1/30	下シングルヌル部分CFCモノブロック	同左 (弱磁場側上部をタングステンに)
	II	2-3y	D	4E19		垂直 13MW		7MW	33MW			
統合研究段階	I	2-3y	D	4E20	使用	接続 7MW	7MW	7MW	37MW	ECRF: 100s	下シングルヌル全CFCモノブロック	同左 (弱磁場側上部をタングステンに)
	II	>2y	D	1E21								
拡張研究段階		>5y	D	1.5E21		24MW			41MW	41MW x 100s	改良型(金属)	全タングステン

初期研究段階: まず機器や制御の確認を主目的とする軽水素運転(Phase I)を行う。次に、重水素運転(Phase II)に入り、33 MWまでの加熱パワーで基本性能を確認しつつ最大電流・磁場で全ての研究項目の実験を行なう。ダイバータ熱流束の制限($<10 \text{ MW/m}^2 \times 5\text{s}$, $3 \text{ MW/m}^2 \times 20 \text{ s}$, $1 \text{ MW/m}^2 \times 100 \text{ s}$)の下で実施する。

統合研究段階: 高パワー長時間加熱($<30 \text{ MW} \times 60 \text{ s}$, $<20 \text{ MW} \times 100 \text{ s}$ 等)及びフルモノブロックターゲット(CFC, $15 \text{ MW/m}^2 \times 100 \text{ s}$)でJT-60SAの主要ミッションの達成を目指す。本段階の前半(Phase I)では、年間中性子発生量の制限を 4×10^{20} 個とし、メンテナンス時に人間が真空容器内に入ることを可能とする。後半(Phase II)から制限値を上げ、遠隔保守機器による真空容器内メンテナンスを行なう。また、ダイバータを全タングステンとすることを有力なオプションとする。

拡張研究段階: $41 \text{ MW} \times 100 \text{ s}$ の加熱とともに、必要に応じてダイバータカセットを入れ替えて、先進的なダイバータ形状の導入等を行なう。

JT-60SAの段階的フェーズと機器増強

	Phase	想定期間	粒子種	年間中性子数制限	遠隔操作	正イオン源 NB	負イオン源 NB	ECRF	最大加熱パワー	パワーX時間	ダイバータ (基本案)	ダイバータ オプション例
初期研究段階	I	1-2y	H	-	R&D	10MW	10MW	1.5MW x100s + 1.5MWx5s	23MW	NB: 20MW x 100s 30MW x 60s duty = 1/30 ECRF: 100s	下シングルヌル部分CFCモノブロック	同左 (弱磁場側上部をタングステンに)
	II	2-3y	D	4E19		垂直 13MW 接線 7MW		33MW				
統合研究段階	I	2-3y	D	4E20	使用	24MW	7MW	7MW	37MW	41MW x 100s	下シングルヌル全CFCモノブロック	同左 (弱磁場側上部をタングステンに)
	II	>2y	D	1E21								
拡張研究段階		>5y	D	1.5E21					41MW		改良型(金属)	全タングステン

ITER H / He ← 現在の有力案:フルタングステンダイバータ +フル金属第一壁

スケジュール案のひとつ



JT-60SA第5回日欧研究調整会議(2016年5月)の議論 ITERリサーチプランとJT-60SAの貢献

● 背景

ITERスケジュールとリサーチプランの見直しがなされている。ITERの実験開始が遅延する場合でも、最終的なITERの目標を遅らせることの無いよう、JT-60SAがITERをサポートすべきである。ITERとJT-60SAはより強固で綿密な関係であるべき。

● 会合

ITER機構のD. Campbell氏が、ITER計画の現状とJT-60SAの役割について講演し、以下を強調。

- 高核融合出力の達成が重要な課題であり、現装置で達成した最高性能を融合することと、ディスラプション、ELM、Hモード遷移等の多くの重要課題を解決することが必要とされる。
- JT-60SAは、これらの重要な課題を克服し、ITERに向けて包括的な解を提供するための設備が整っている。
- 大部分の基本的なITER設計は確定しているが、ITERの運転シナリオ、今後のアップグレード、ITERで用いるシステム(ディスラプション緩和装置や計測器)のR&Dに、JT-60SAは貢献できる。
- ITERとJT-60SA間の効果的な共同研究を期待している。

JT-60SA研究計画の重要事項:ITERの遅延と研究内容変化

<ITERのための研究>

ITERの運転信頼性を高め、Q=10達成の遅延を出来る限り回復／確度を向上

=>JT-60SAを用いた Disruption回避・緩和、ELM緩和、高エネルギー粒子制御等

ITER実験と並行するタングステンダイバータでのサテライト・トカマクとしての支援実験

ITERのための加熱、計測、TBM等の工学開発研究

<原型炉へ向けた研究>

ITERでの定常運転研究の比重低下

=> JT-60SAの役割の増大

ダイバータ性能試験(モデル&制御性検証)をまずJT-60SAで行なうこと
(ITER遅延)

JT-60SAは、機動力のあるITERテストスタンド

ITERの運転信頼性を高め、 $Q=10$ 達成の遅延を出来る限り回復／確度を向上

ITER等価の無次元量、小運動量注入、電子加熱 等

Hモード運転(H, He, D) @ I_p (プラズマ電流) ~ 5.5 MA

L-H遷移、周辺ペDESTAL構造、Hモード閉じ込め特性 (含. 放射ダイバータとの両立)
局所リップル & TBM テスト、燃焼模擬

MHD 安定性 (at 低プラズマ回転)

改善Hモード (Hybrid) 運転 with ITER-like配位 @ I_p ~ 4 MA

ELM 小規模化 (RMPコイル, ペレット入射 ...) & ELM 無しHモードの低衝突周波数領域への拡張

ディスラプション回避&緩和の R&D (高 I_p におけるITERで用いるMGIやSPIの試験)

ダイバータ熱流緩和 (ITER相似ダイバータ& 定常状態)

誤差磁場や磁場ノイズの影響の定量化

超伝導ポロイダルコイルシステムでの統合運転シナリオの最適化

運転シナリオ, 制御機器, 計測...

高エネルギー粒子物理 (ITER等価条件 with 500 keV N-NB)

NB 電流駆動、高速粒子駆動不安定性の高速イオン輸送への影響等

Table 2-2 Central research needs for ITER and DEMO, and device capabilities required for a satellite tokamak in order to satisfy these research needs

Main Issues		ITER	DEMO	Requirements for devices
Integration	Demonstration	Integrated Performance required for Q=10 in ITER	Integrated performance required for DEMO, high $n_{e0} > n_{Greenwald}$	Integration of the followings and Off-axis NNBCD
	Identification of operational boundaries	stability limit, density limit etc. in high I_p ITER-like plasmas	stability limit, density limit etc. in high βN & high bootstrap & radiative plasmas	
	Development of integrated control and study on plasma response	Test of controls for ITER at ITER-like regime & configurations	Development of Integrated Control for highly self-regulating high βN & high bootstrap & radiative plasmas, non-inductive I_p ramp-up	
	current profile control $j(r)$	relaxed $j(r)$ with bootstrap fraction <50%	relaxed $j(r)$ with bootstrap fraction >50%	Long Pulse ~100s
		Particle Control under saturated wall condition		
	Equilibrium Control	Fully superconducting operation		Super Conducting TF & PF coils
MHD Stability and Disruption	high β operation boundary	Demonstrate long pulse high $\beta N \sim 3$ and determine stability boundary	Demonstrate long pulse high $\beta N = 3 - 5.5$. Determine stability boundary. Clarify shape effects	Low-A, strong shaping, NNB
	RWM	RWM Control with internal coils Compatibility with RMP	RWM stabilization with rotation RWM control-coil	Rotation Control
		Kinetic stabilization effect of energetic particles on RWM stability in burning plasmas		NNB
	NTM	Efficient real time control with ECCD, Compatibility with RMP	Simultaneous stabilization of NTM & RWM at high $\beta N > 3$	ECCD, NNB, CO/CTR/Perp-NB
	Sawtooth	Sawtooth control by using ECCD under alpha particles		ECCD/NNB
	Disruption mitigation	VDE avoidance by neutral point operation and runaway electron mitigation by Increase of electron density (gas / pellet injection).		Killer pellets, massive gas injection
Disruption prediction	Develop prediction scheme such as using Neural network	Disruption limits & behavior at high βN & high radiation, prediction, and disruption-free operation	Active MHD diagnostics	

Main Issues		ITER	DEMO	Requirements for devices
Confinement & Transport	confinement	Confirmation / extrapolation to ITER (mainly H-mode)	Confirmation / extrapolation to DEMO (advanced Operation)	High Ip and large plasmas
		Scaling with high triangularity and shaping (mainly H-mode)	Scaling with high triangularity and shaping (advanced Operation)	High triangularity and shaping
	heat, particle, momentum transport and confinement	Low collisionality & normalized gyro radius at high density		High Ip and large plasmas
		Dominant electron heating		NNB & ECH
		Low central fueling		
		fuelling and impurity control		CO/CTR/Perp-NB, NNB & ECH, puff, pellet
		Rotation effects including low external torque input		CO/CTR/Perp-NB, NNB & ECH
		Suppression of impurity accumulation at high confinement regimes		CO/CTR/Perp-NB, NNB & ECH, puff, pellet
		Turbulence transport at ITER and DEMO relevant regimes (in the presence of a large population of fast ions)		
		H-mode threshold power	High-density operations above the Greenwald density	Test blanket modules
		Effect of test blanket modules		
			Double-null configuration	full mono-block lower and upper divertors
Response & Control of burning plasmas	Response & Control of transport in highly self-regulating plasmas	CO/CTR/Perp-NB, NNB & ECH, puff, pellet		
High Energy particle	AE	Stabilization / Control of AE at high fast ion beta, Application to MHD spectroscopy		High energy & high power NNB
	Transport	Study transport of high energy particles		
	Interaction with MHD modes	Clarify Interaction of high energy ions with various MHD modes, in particular impact of high energy particles on high β stability		
	NBCD	High energy NBCD	High energy off-axis NBCD	

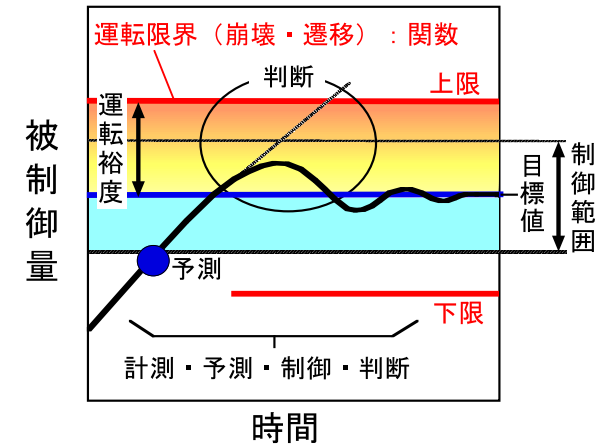
Main Issues		ITER	DEMO	Requirements for devices
Pedestal	L-H transition	low collisionality at high ne electron heating	highly shaped configuration	High Ip and large scale & highly shaped plasmas
		H-mode experiment with detached divertor for mitigation of ELM heat load		
	Pedestal structure	Pedestal characteristics and control at high current & high density	Pedestal characteristics and control with highly shaped configuration	
			Control of burning plasma by optimized pedestal condition	
	ELM control	Behavior of type I ELMs Mitigation with RMP and pellet	small/no ELM regime development at high β_N	
Divertor & SOL&PWI	Particle Control	Fuel and impurity particle (incl. He) control with high-confinement and high-purity core plasma		Strong Pumping, Pellet, puff, V-shaped corner
	Power handling	High radiation fraction (low heat flux to the target)		vertical targets
	compatibility of PFC materials with high performance plasmas	carbon / tungsten wall material	advanced wall material and divertor structure	Replaceable divertor structure Replacement of first walls

統合モデリング／シミュレーションの検証と知的制御への適用

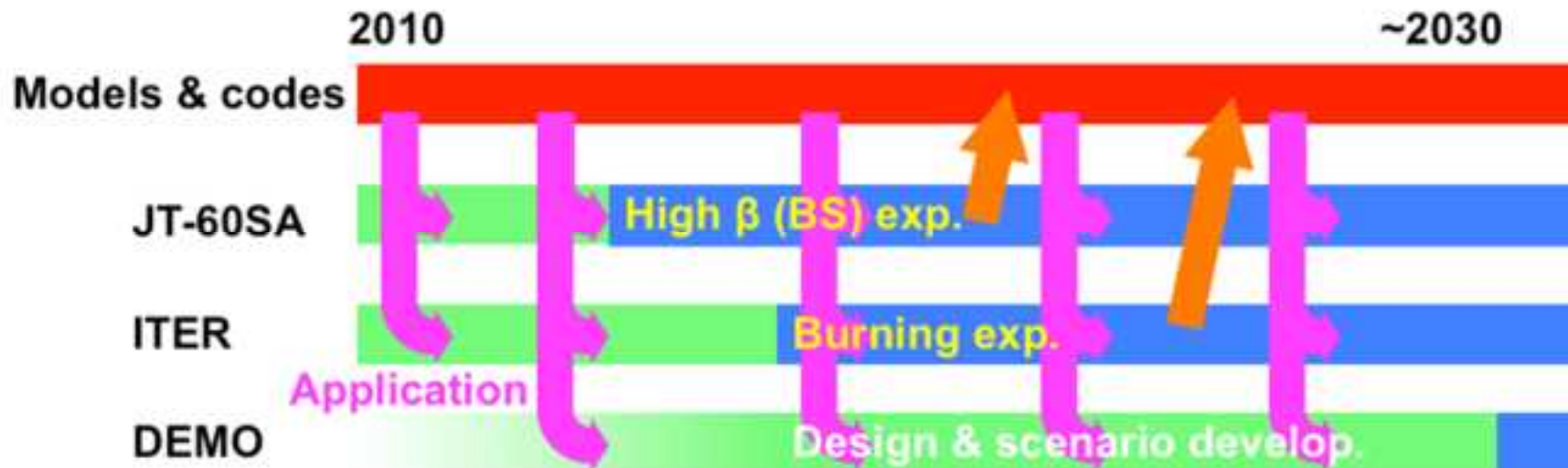
課題:

ITER及び原型炉プラズマの正確な予測

- JT-60SA の高 β_N 定常及び ITER-like プラズマでのベンチマーク
- ITER 燃焼プラズマでの改善
- ➔ 原型炉の高 β_N 定常 & 燃焼プラズマの精度の高い予測



⇒ 実時間での知的帰還制御
(実時間安定性評価等)



まとめ

- ・JT-60SAリサーチプランは、大型超伝導トカマクJT-60SAが担うべきITER及び原型炉のための研究計画。
- ・日欧の研究コミュニティが一つのチームとなって、JT-60SAリサーチプランを立案し、適宜改訂を進めている。
- ・JT-60SAはITERを先導し原型炉へ向かう先駆輪として、ITER 及び原型炉のための研究課題を綿密に分析し、その全ての解決に十分な貢献ができるよう、装置設計を確定し、研究計画を策定。また、柔軟性を確保しつつ機器増強を計画。
- ・原型炉目標を「領域」として捉え、運転バウンダリの拡張・高い総合性能の獲得・プラズマ制御性の実証を進め、原型炉に求められる現実的な回答を得る計画。
- ・ITERの遅延と研究内容の変化に対応して、JT-60SAを有効に活用することが重要であり、ITERの運転信頼性を高め、 $Q=10$ 達成の遅延を出来る限り回復／確度を向上するためのITER支援研究への注力、ITERでの比重が下がる原型炉のための定常化研究への貢献の増大等を考慮していく。

補足資料

Chap. 3 Operation Regime Development

Main operational scenarios in JT-60SA

	ITER-like inductive	Advanced Inductive	High β_N full-CD (DEMO)
I_p (MA)	4.6	3.5	2.3
B_T (T)	2.28	2.28	1.72
q_{95}	~3	~4.4	~5.8
Aspect ratio A	2.6	2.6	2.7
Elongation κ_x	1.81	1.80	1.90
Triangularity δ_x	0.41	0.41	0.47
Shape factor S	5.7	5.9	7.0
β_N	2.8	3.0	4.3
f_{BS}	0.3	0.4	0.68
f_{GW}	0.8	0.8	0.85
HHy2	1.1	1.2	1.3

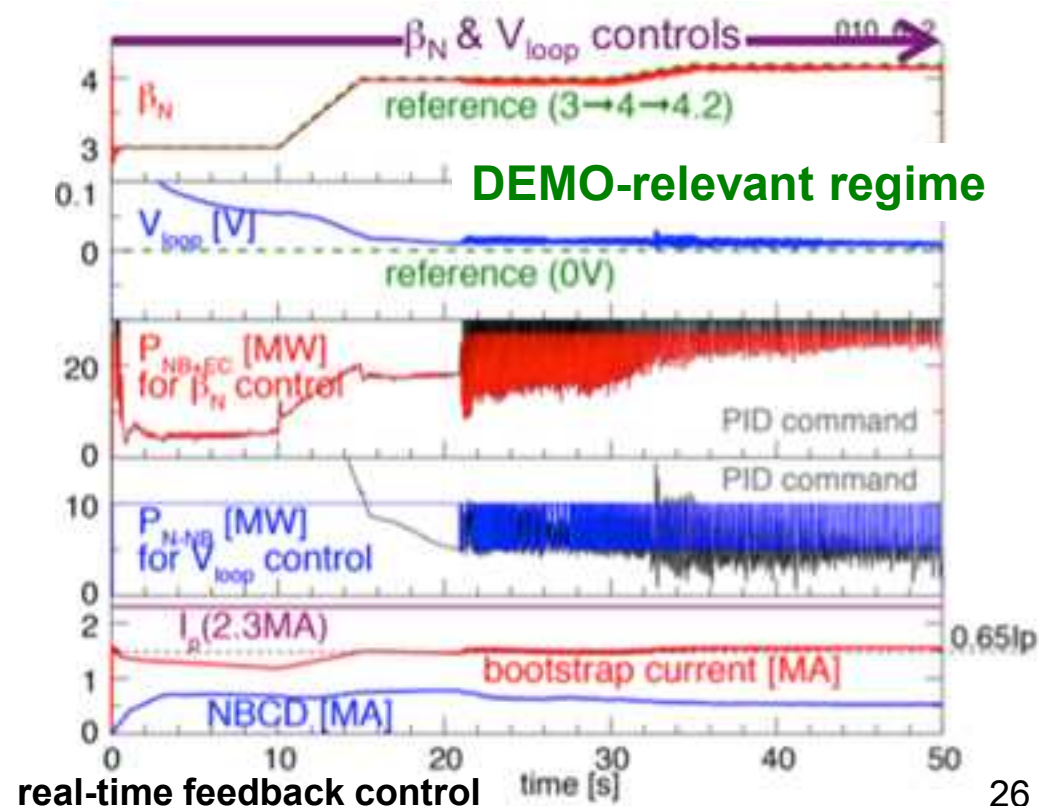
blue: ITER-like, red: DEMO-like

Issue: Controllability in High f_{BS} (β_N)

Developed

- Plasma control simulator with transport code and model (CDBM)
- Controllability of high β_N plasma at full CD ($V_{loop} \approx 0$).

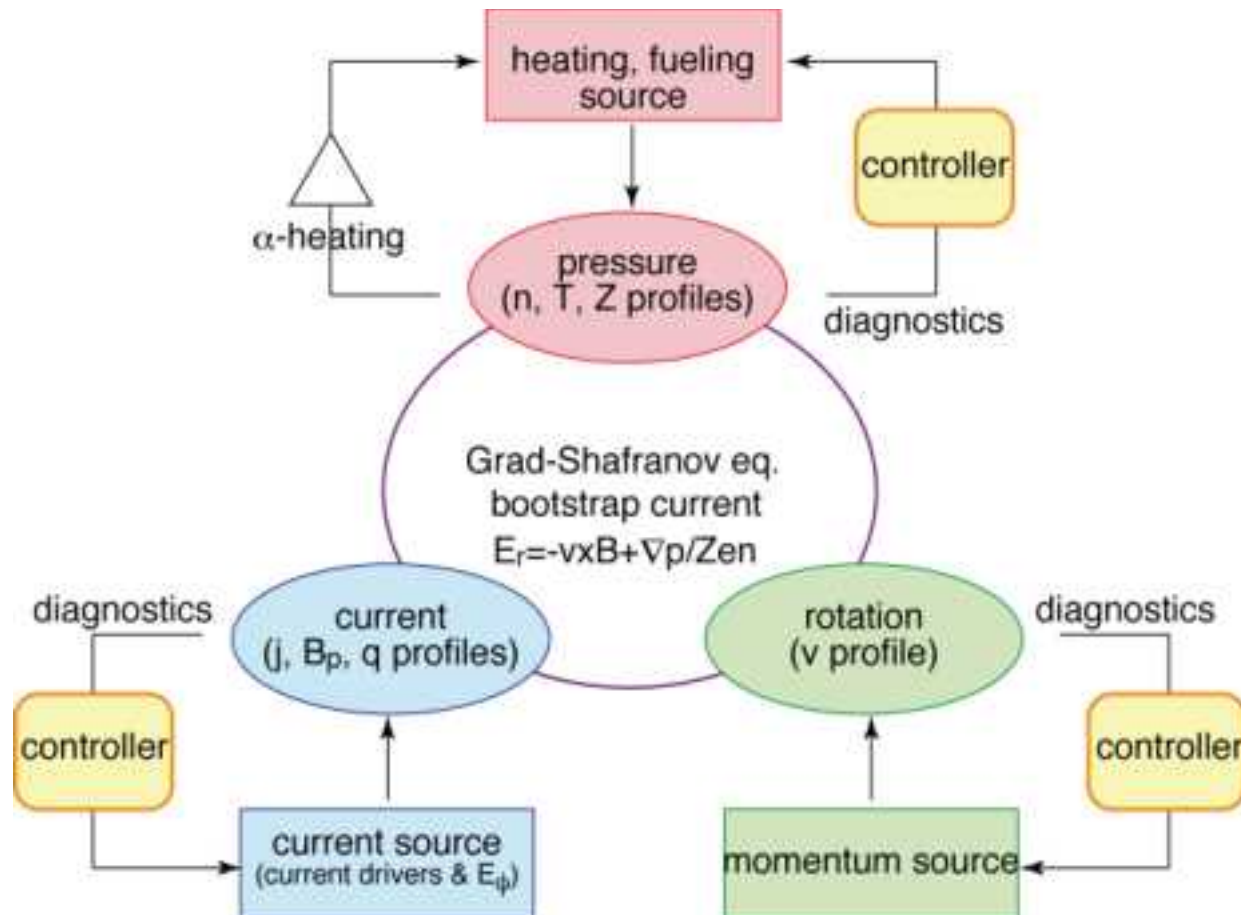
[T. Suzuki, APS2013]



Development of real-time control

In JT-60SA experiments

- Develop suitable control logic/scheme in main operational scenarios *considering linkage among plasma parameters and actuators*
- Perform experimental simulation of burn control for ITER DT and DEMO



Chap. 4 MHD Stability and Control

Issues

Method of MHD stabilization to sustain **high β_N**

Disruption control

In JT-60SA experiments

RWM stabilization

- Stabilizing plates and control coils
- **Rotational stabilization** of RWMs

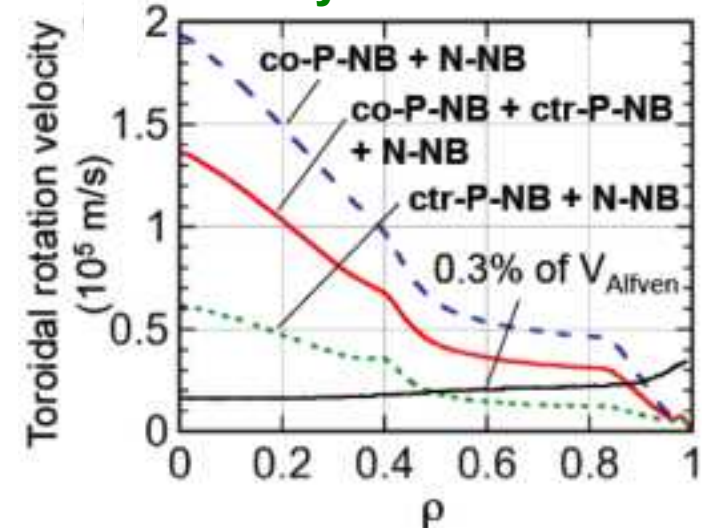
NTM stabilization

- Real-time control of ECCD

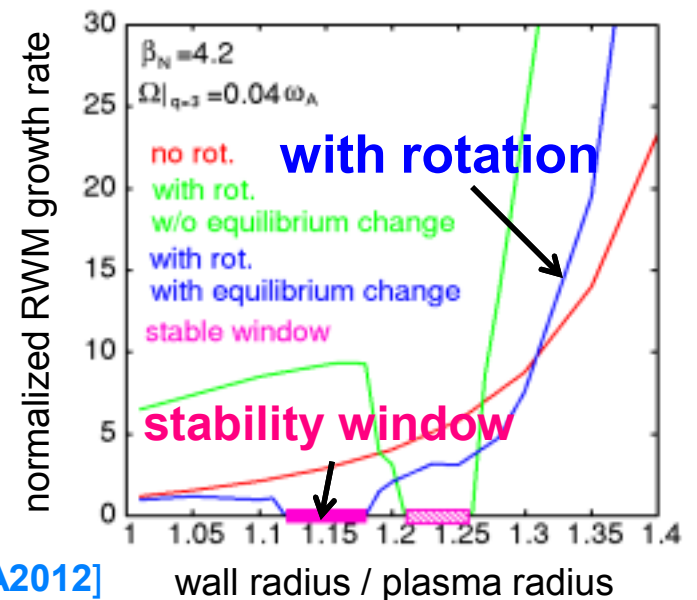
Disruption control

- 5 kPa m³ Ne gas puff for runaway electrons mitigation
- ~1 kPa m³ massive gas injection for heat load mitigation

Predicted by TOPICS/OFMC



Predicted by MINERVA/RWMAc



Chap. 5 Transport and Confinement

Issue

Transport and Confinement at **ITER and DEMO-relevant regimes**

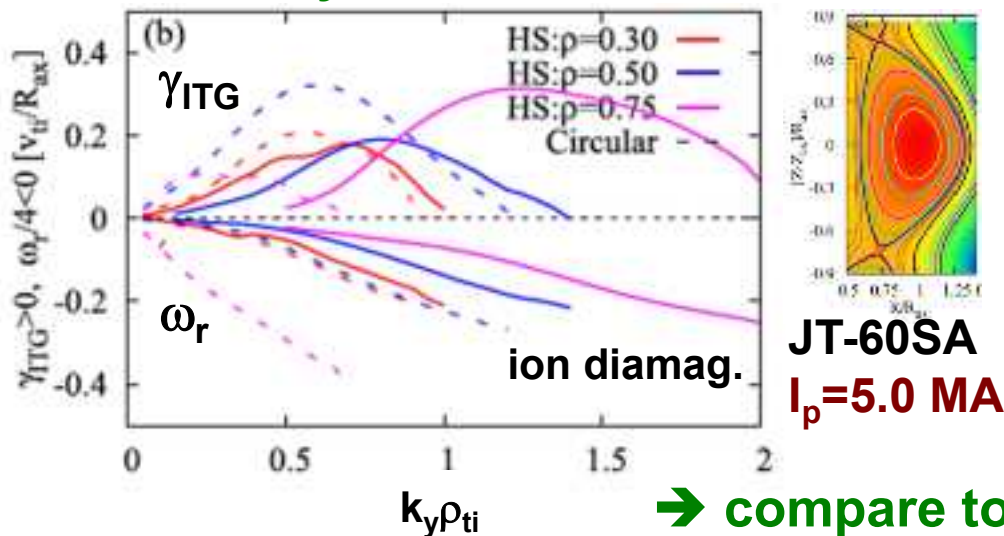
In JT-60SA experiments

Under dominant electron heating with ECH, NNBI and small ρ^* , low ν^* , high β_N

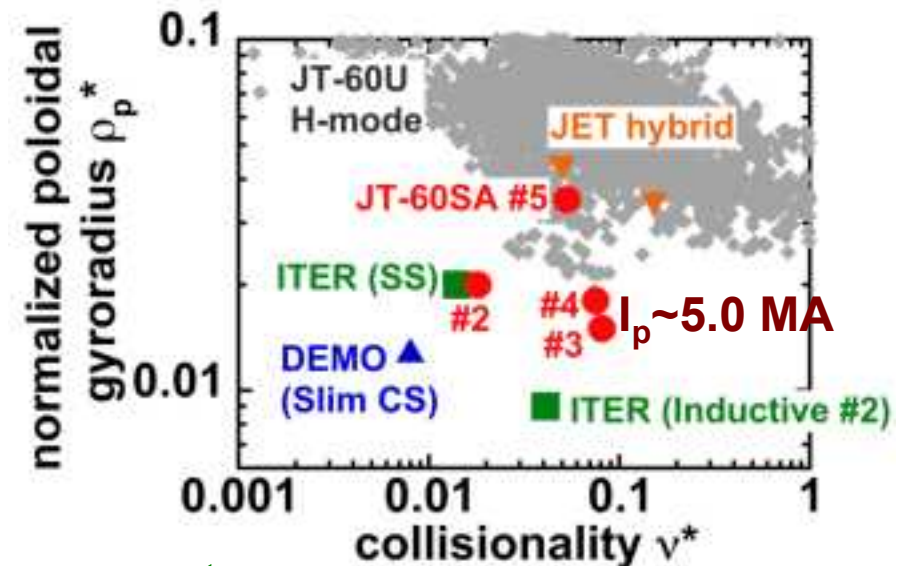
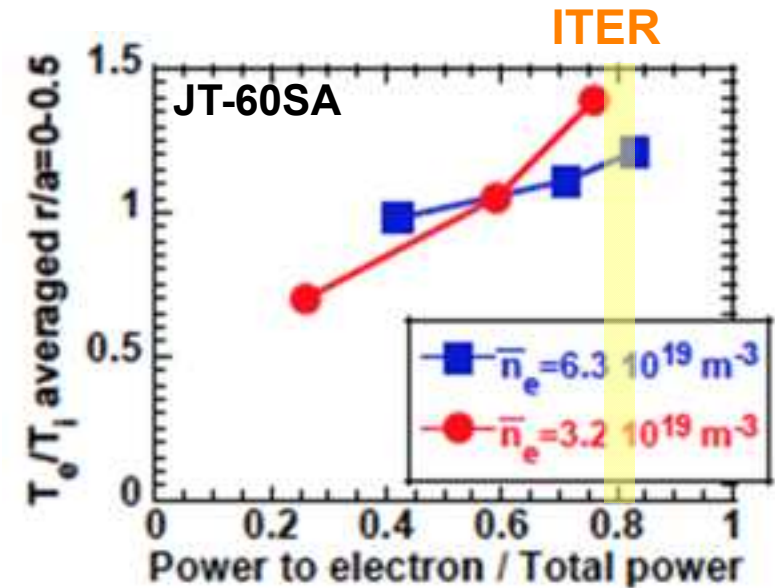
- Particle/Thermal/Momentum transport
- Intrinsic rotation
- Turbulence transport

Calculated by GKV

[M. Nakata, JSPF2014]



→ compare to measurements



Chap. 6 High Energy Particle Behavior

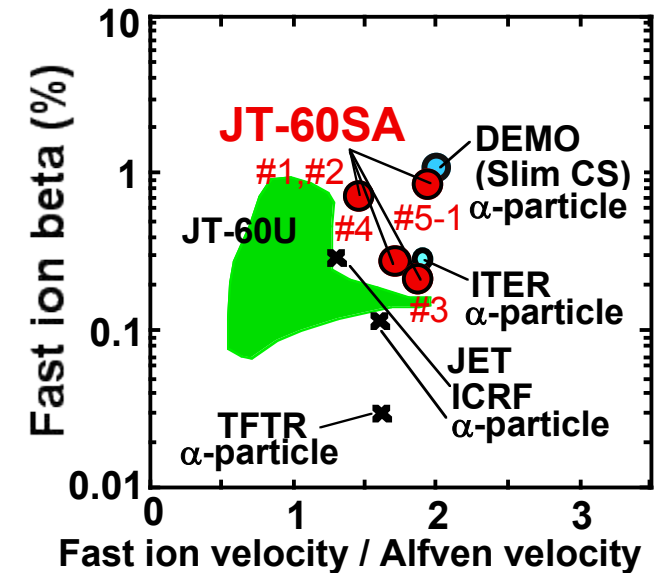
Issue

Energetic particle effects in **burning/high β_N plasmas**

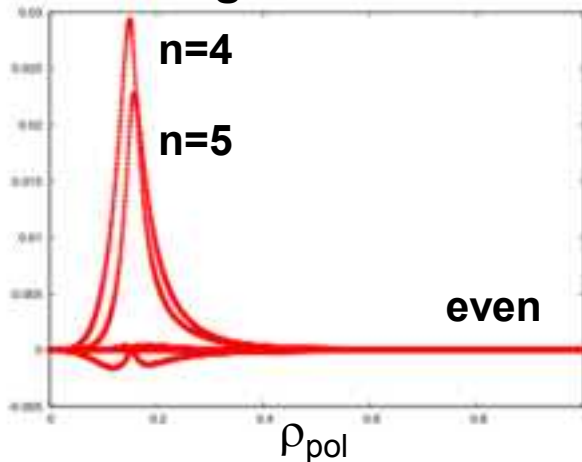
JT-60SA contributes to the physics basis of **high energy particle behavior** with energetic ions by NNBI.

In JT-60SA experiments

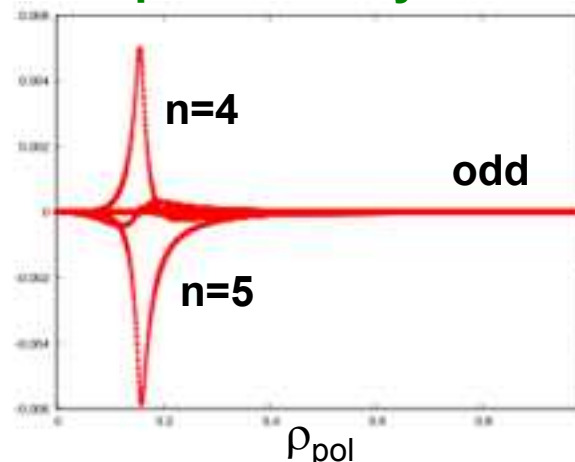
- Effect of AEs on current drive efficiency
- **Anomalous transport of fast ions** induced by micro-turbulence (E_f/T_e and pinch-angle by NB, EC)



TAE eigenfunctions



predicted by LIGKA



full I_p , full power operation

to calculate fast ions losses by AEs

Chap. 7 Pedestal and Edge Physics

Issue

ELM mitigation at ITER and DEMO regime

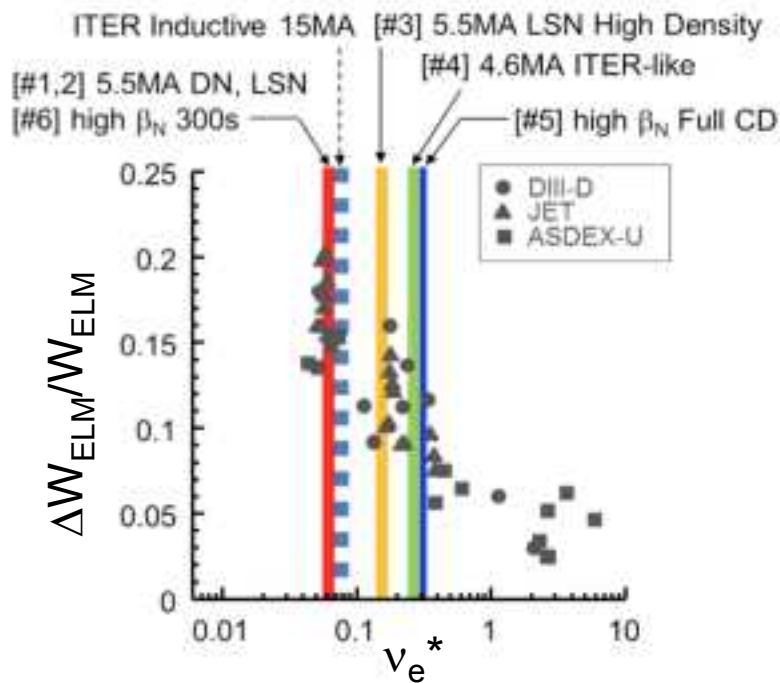
In JT-60SA experiments

ELM mitigation at low ν

- Grassy ELM operation at high I_p
- QH-mode operation at high n_e

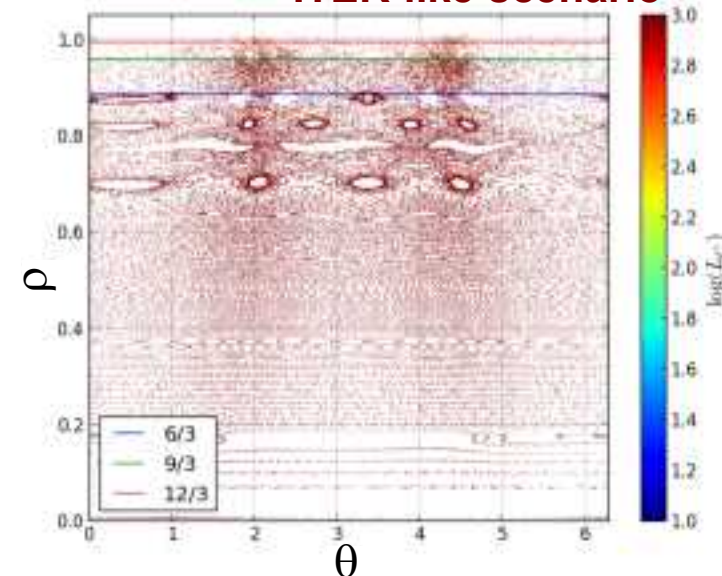
- Effect of resonant magnetic perturbation (RMP)

Predicted by EPED1 model



Magnetic field with RMP

ITER-like scenario



[Y. Suzuki (NIFS), IAEA 2014]

Chap. 8 Divertor, SOL and PWI

Issues

Reduction in **heat flux to divertor** in steady-state operations

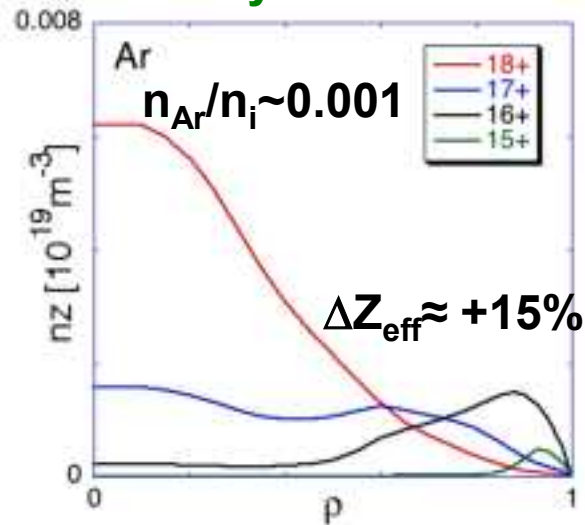
In JT-60SA experiments

Heat load mitigation

- V-shape and high divertor-pumping rate
- Develop radiative divertor scenario in low n_e , full-CD Ar puff ($0.86 \text{ Pam}^3/\text{s}$) to reduce heat load $< 10 \text{ MWm}^{-2}$ was estimated.

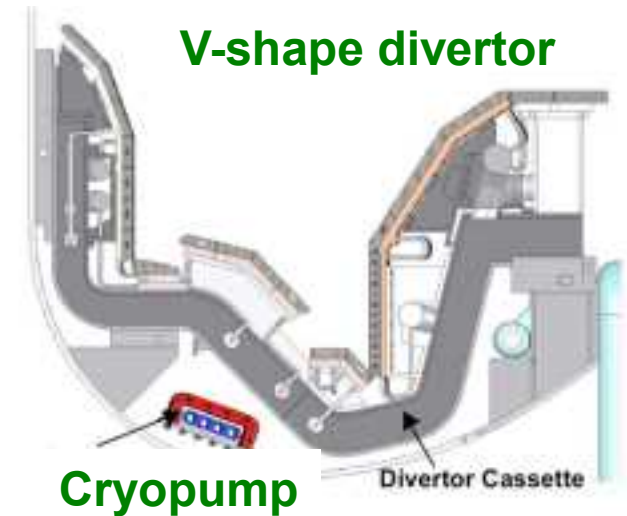
[N. Hayashi, APS2014]

Estimated by IMPACT code



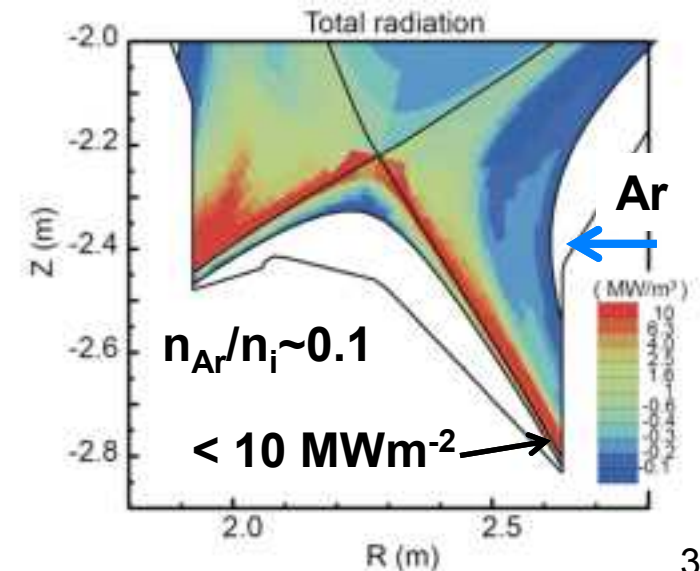
Impurity accumulation

- $n_{\text{Ar}}/n_i \sim 0.001$ in core
- β_N : 3.9 \rightarrow 3.74,
- HH: 1.68 \rightarrow 1.54,
- f_{BS} : 0.72 \rightarrow 0.69
- High performance will be sustained compatibly.



[K. Hoshino, CPP2014]

Estimated by SONIC code



Chap. 9 Fusion Engineering

Issue

Plasma facing materials under **high neutron and heat fluxes**

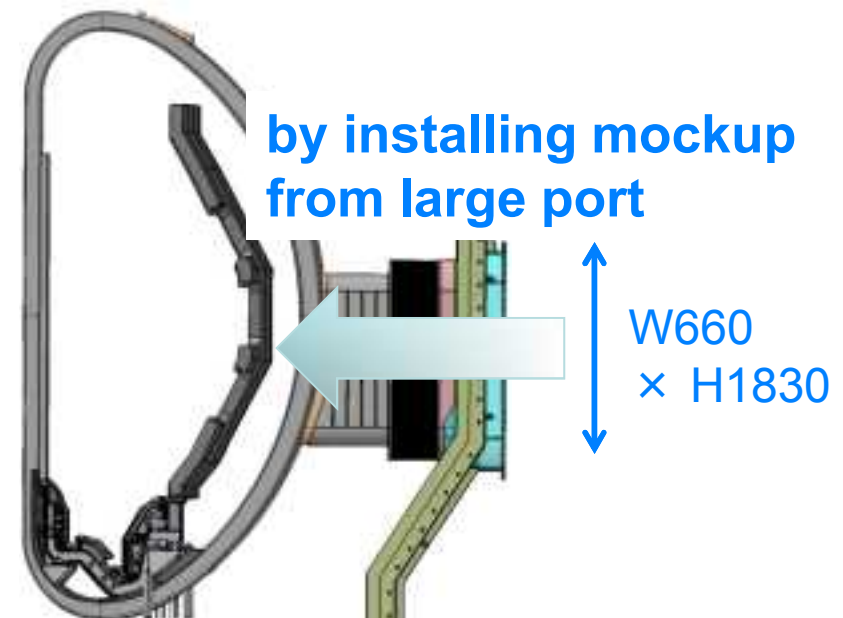
JT-60SA can provide essential understanding of fusion engineering and design in view of ITER and DEMO.

In JT-60SA experiments

R&D of component development

- Measurement
- Blanket mockup
- Divertor mockup

under **high heat flux and neutron flux,**
large electro-magnetic force



Chap. 10 Theoretical Models and Simulation Codes

Issue

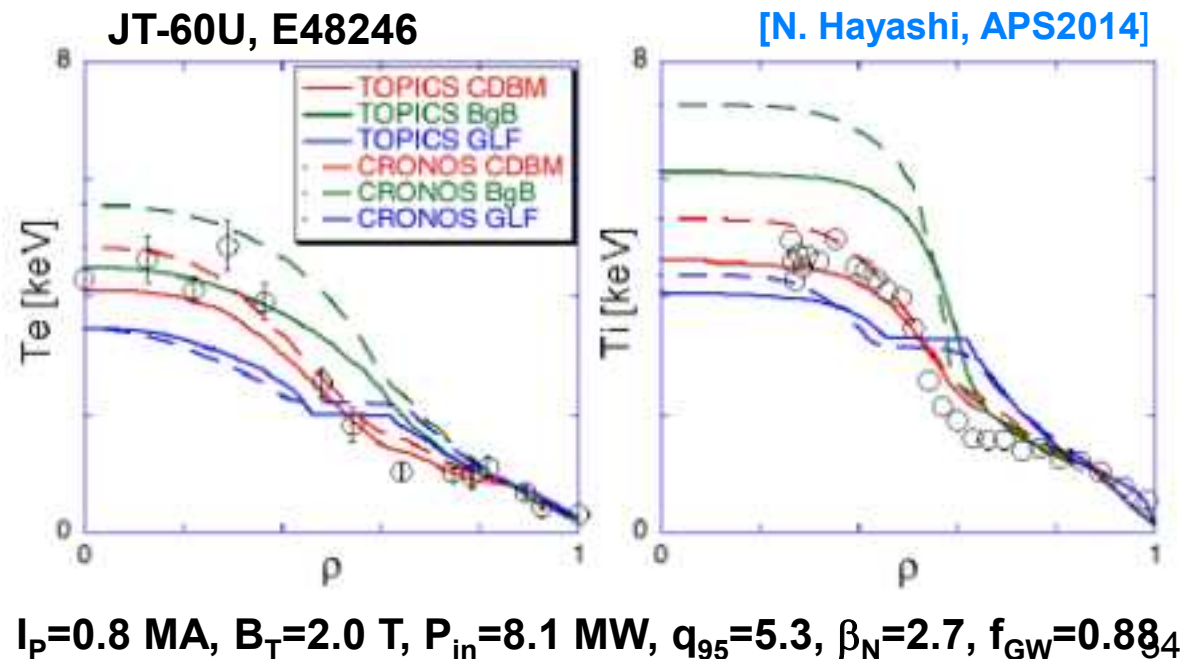
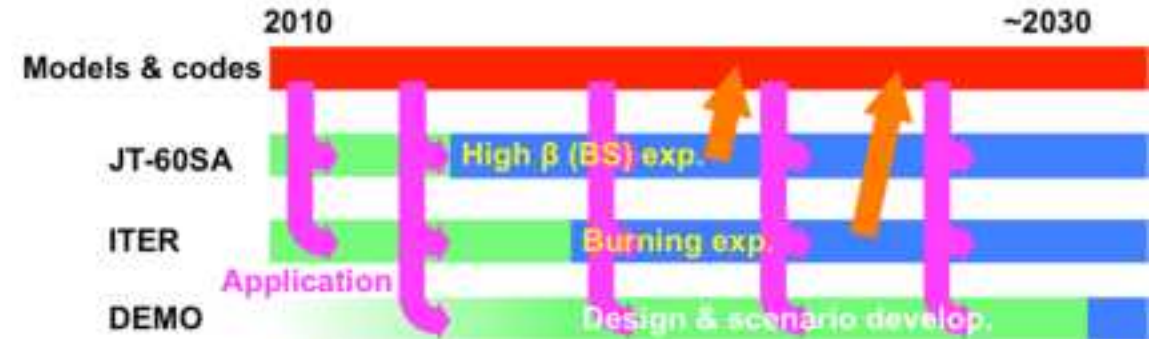
Reliable **plasma prediction** in ITER and DEMO

- Validated in **JT-60SA high β_N** plasmas and **ITER-like** plasmas
- Improved in **ITER burning** plasmas
- ➔ Predict DEMO **high β_N and burning** plasmas reliably

Developed

Benchmark of codes and models against JT-60U and JET plasmas for JT-60SA plasma prediction and operation.

Strategy for theoretical models and simulation codes



Diagnostics into three categories

blue: for real-time control

Machine Protection and Operation	Fundamental Parameter Measurement	Physics Understanding
<p>Neutron monitor</p> <p>Neutron activation measurement</p> <p>Visible TV camera</p> <p>D_α emission monitor</p> <p>Divertor Langmuir probe</p> <p>IRTV camera (divertor)</p> <p>Rogowski coils</p> <p>magnetic probes, flux loops, saddle loops</p>	<p>YAG laser Thomson scattering</p> <p>CO₂ laser interferometer/polarimeter</p> <p>ECE (FTS, HR)</p> <p>CXRS (toroidal and poloidal)</p> <p>Z_{eff} monitor</p> <p>VUV spectrometer</p> <p>MSE polarimeter</p> <p>Bolometer (main and divertor)</p>	<p>Soft X-ray detector array</p> <p>Neutron profile monitor</p> <p>Neutral Particle Analyzer</p> <p>Fast visible TV for pellet monitor</p> <p>IRTV camera (first wall)</p> <p>Reflectometer</p> <p>Visible spectrometer for the divertor</p> <p>VUV spectrometer for the divertor</p> <p>Neutral gas pressure gauge</p>

Advanced measurements should be developed to understand and control high performance plasmas using accessibility and flexibility.

Collaboration on diagnostic development is welcome.