

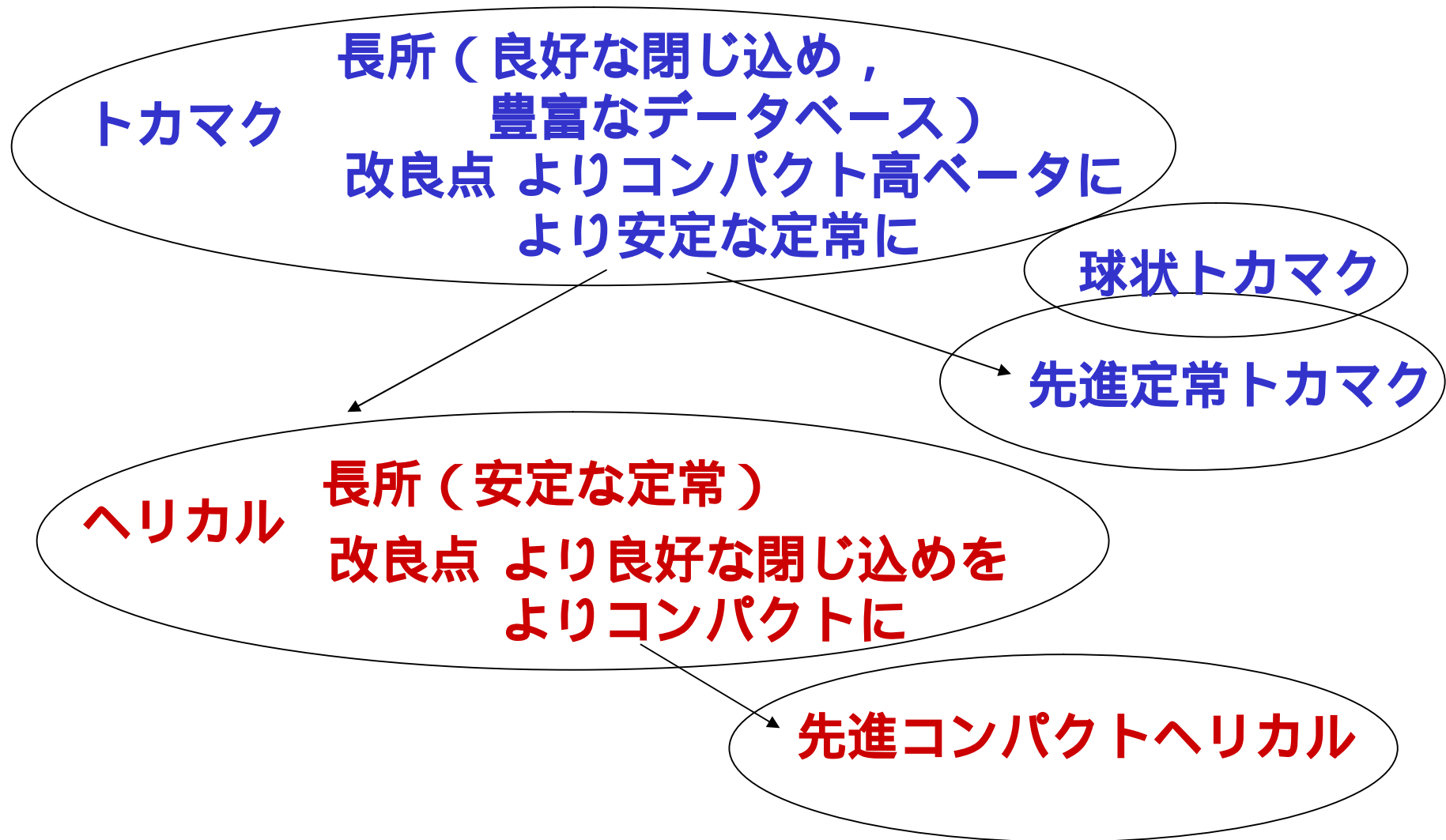
ヘリカル系の開発研究

居田 克巳
核融合科学研究所

原子力委員会
核融合研究開発基本問題検討会
2003年 9月 10日

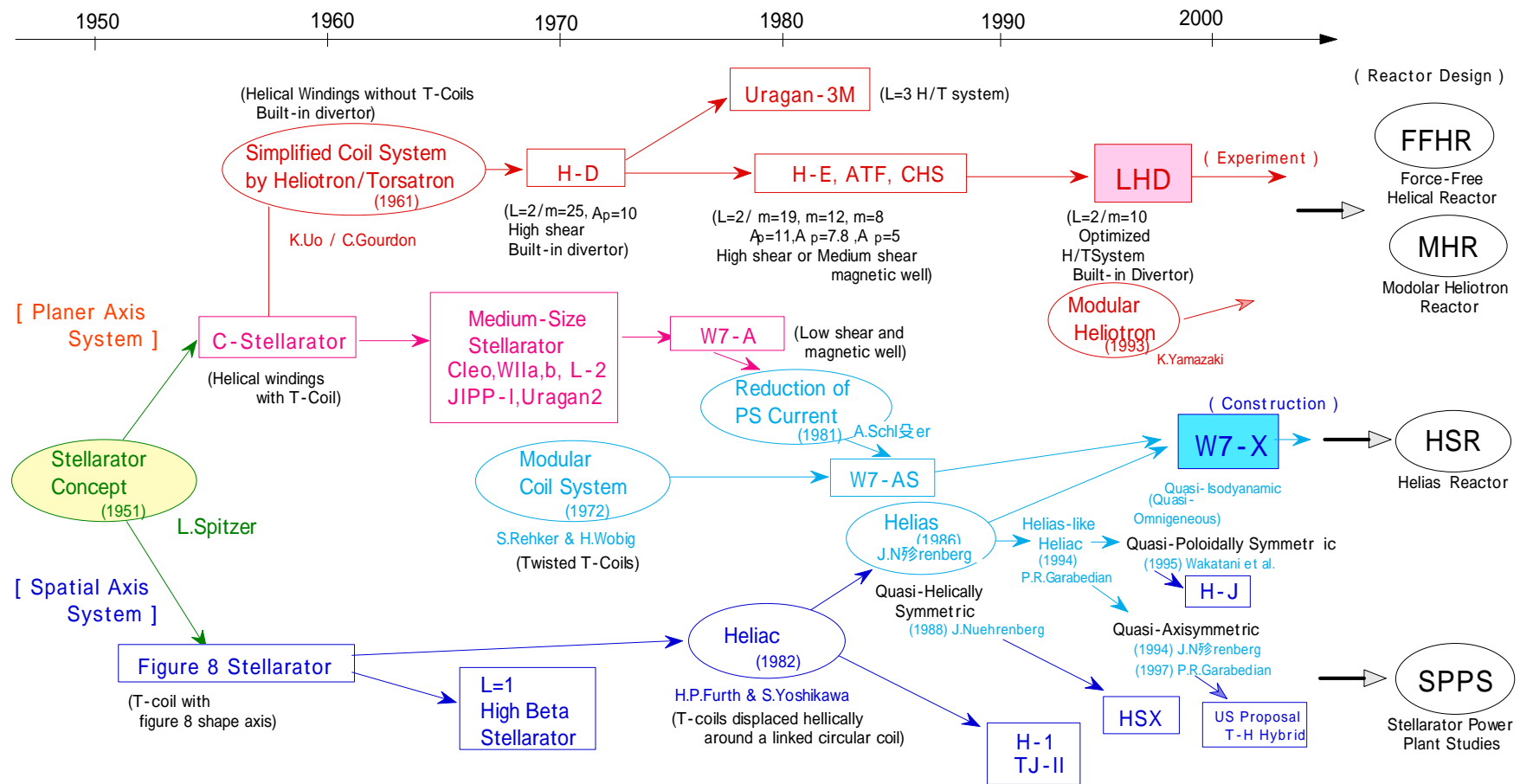
- 1 トカマク系とヘリカル系の違い
- 2 炉設計の流れ
- 3 閉じ込めデータベース
- 4 閉じ込め改善のシナリオ
- 5 磁場配位の最適化
- 6 まとめ

ヘリカル系とトカマク系の磁場閉じ込め



ヘリカル研究の歴史と展望

Development of Helical Confinement Concept

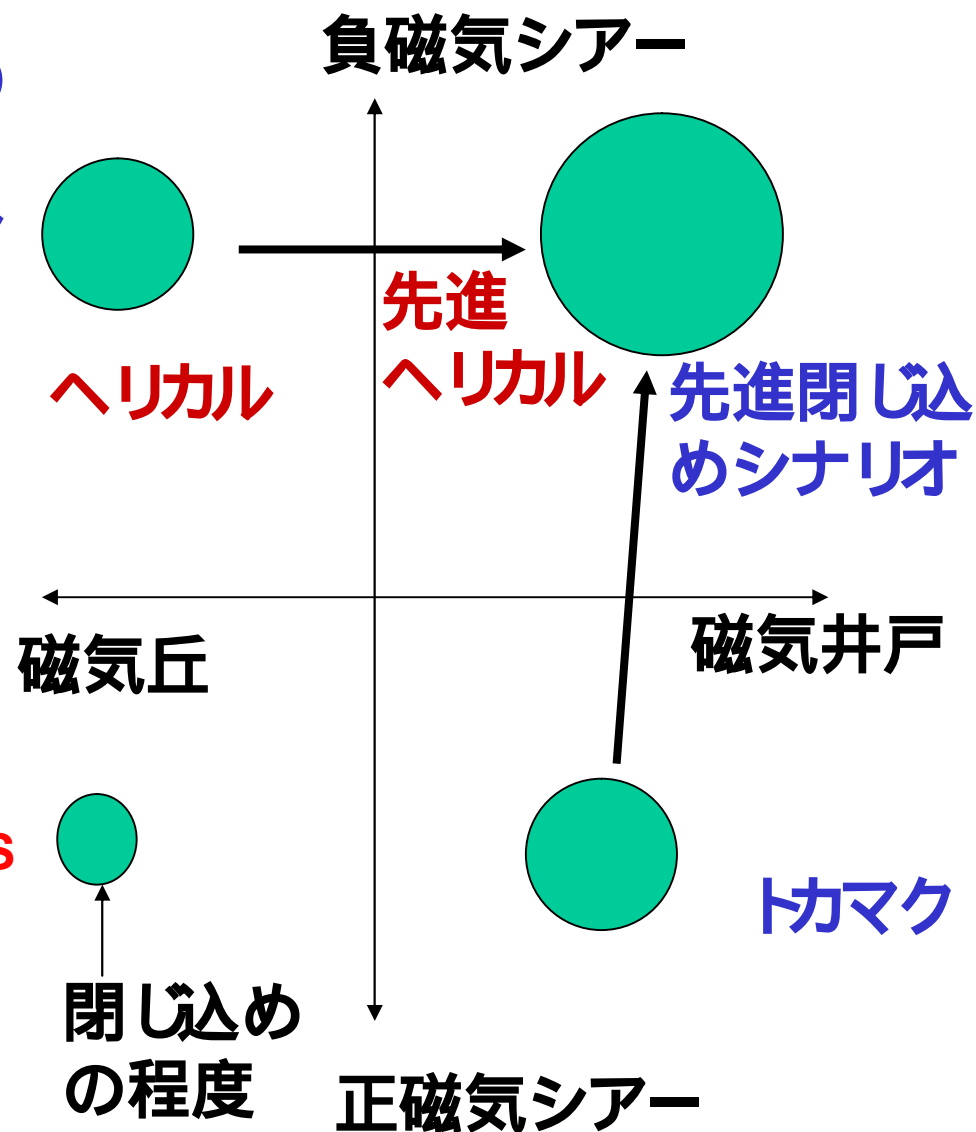
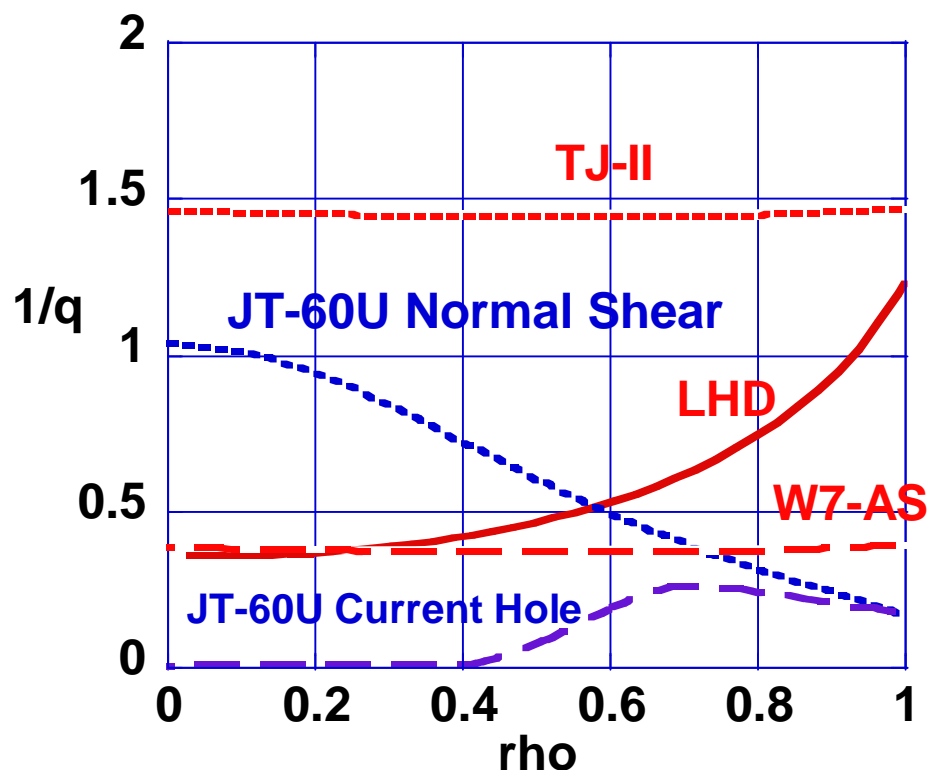


ヘリカル閉じ込めの現状

	TOKAMAK		HELICAL	
Electron Temperature T_e (keV)	26	(JT-60U)	10	(LHD)
Ion Temperature T_i (keV)	45	(JT-60U)	5	(LHD)
Confinement time t_E (s)	1.2 1.1	(JET) (JT-60U,NS)	0.36	(LHD)
Fusion Triple Product $n_i t_E T_i$ ($m^{-3} \cdot s \cdot keV$)	15×10^{20}	(JT-60U)	0.22×10^{20}	(LHD)
Stored Energy W_p (MJ)	17 11	(JET) (JT-60U,NS)	1	(LHD)
Beta Value β (%)	40 (toroidal) 12 (toroidal)	(START) (DIII-D)	3.2 (average)	(LHD,W7-AS)
Line-Averaged Density n_e ($10^{20} m^{-3}$)	20	(Alcator-C)	3.6	(W7-AS)
Plasma Duration t_{dur}	2 min 3 hr. 10min.	(Tore-Supra) (Triam-1M)	2 min 1 hour	(LHD) (ATF)

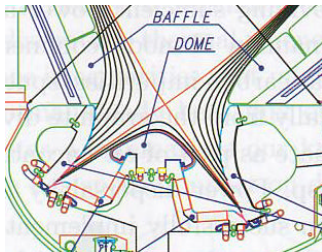
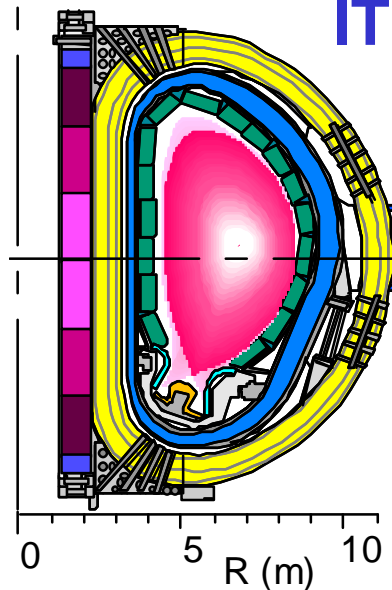
ヘリカルとトカマクの違い (コア)

回転変換角の分布 (磁気シア)
と磁場強度分布 (磁気丘・井戸)
が異なるが、先進閉じ込め配位
では共に、磁気井戸 + 負磁気シアになる。



トカマクとヘリカルの違い (エッジ)

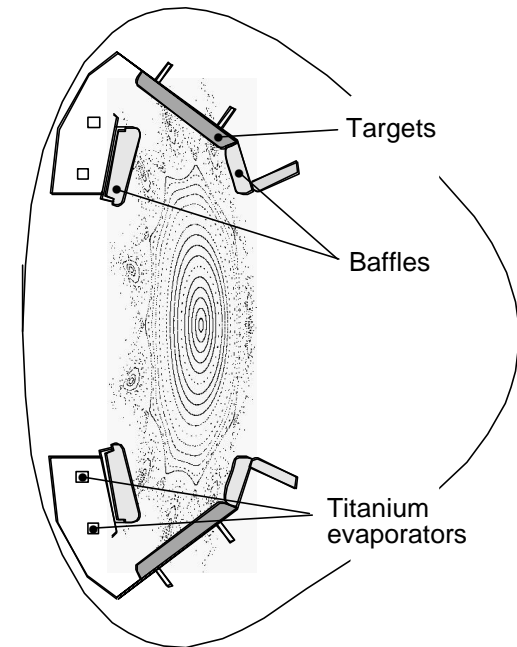
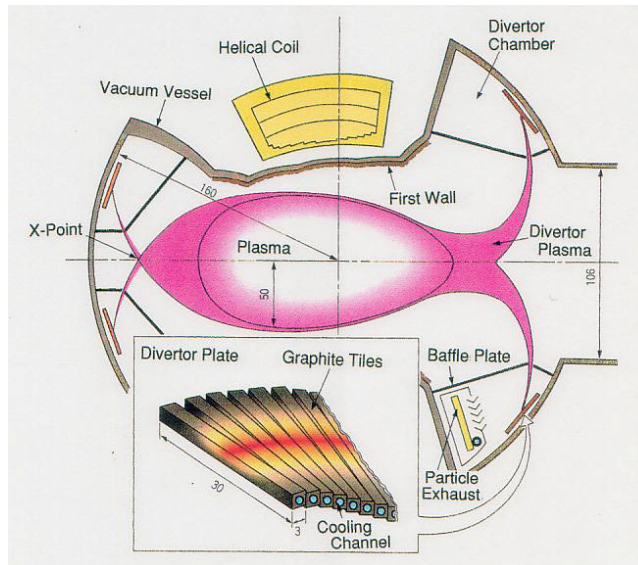
TOKAMAK Poloidal Divertor ITER



接続長が長い

HELICAL Helical Divertor LHD

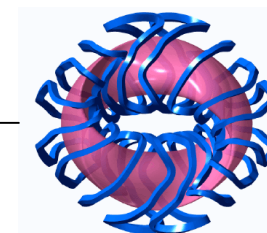
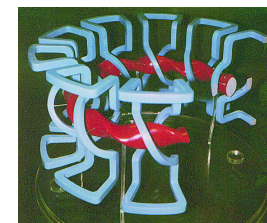
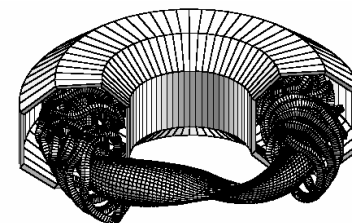
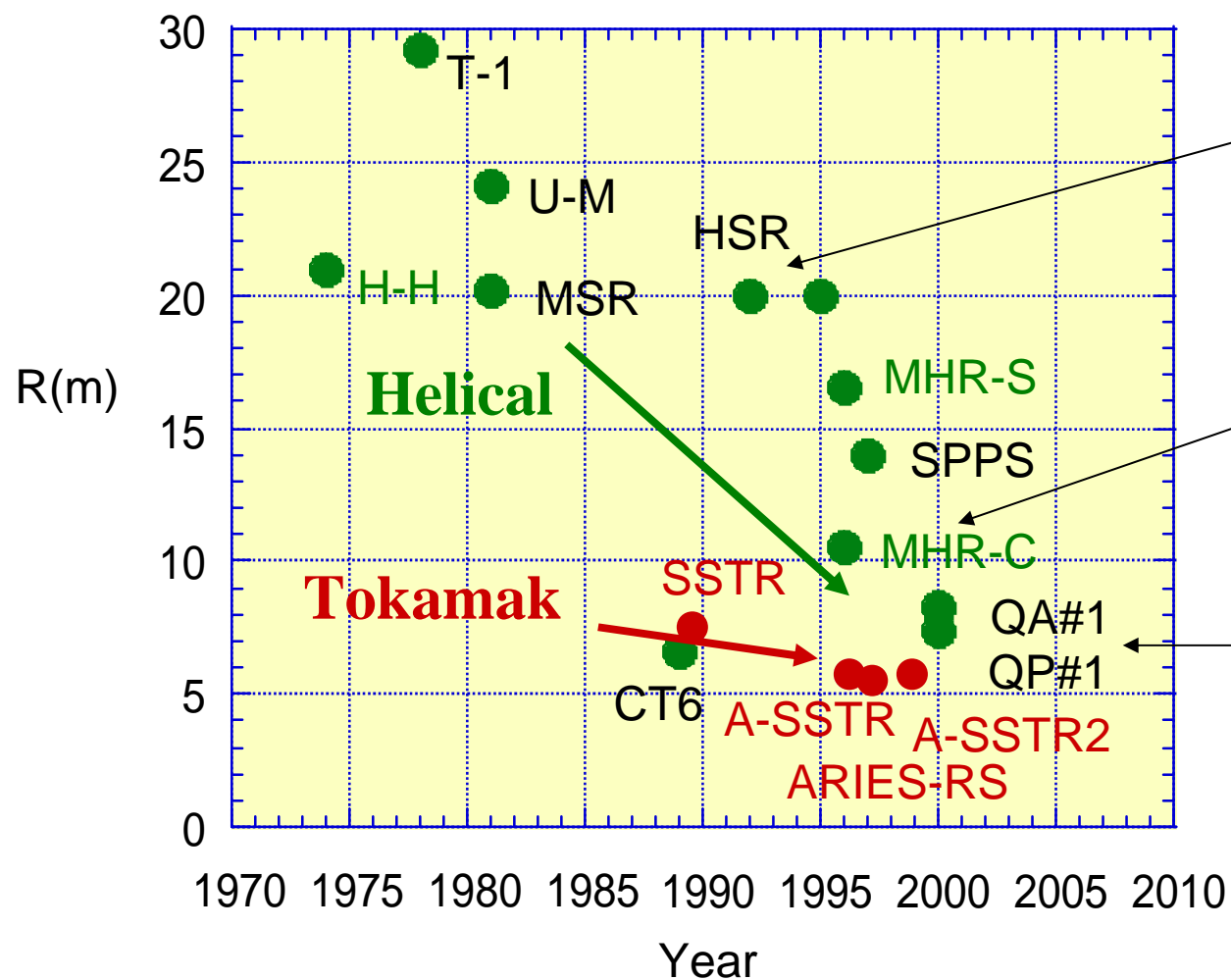
Island Divertor W7-AS, LHD



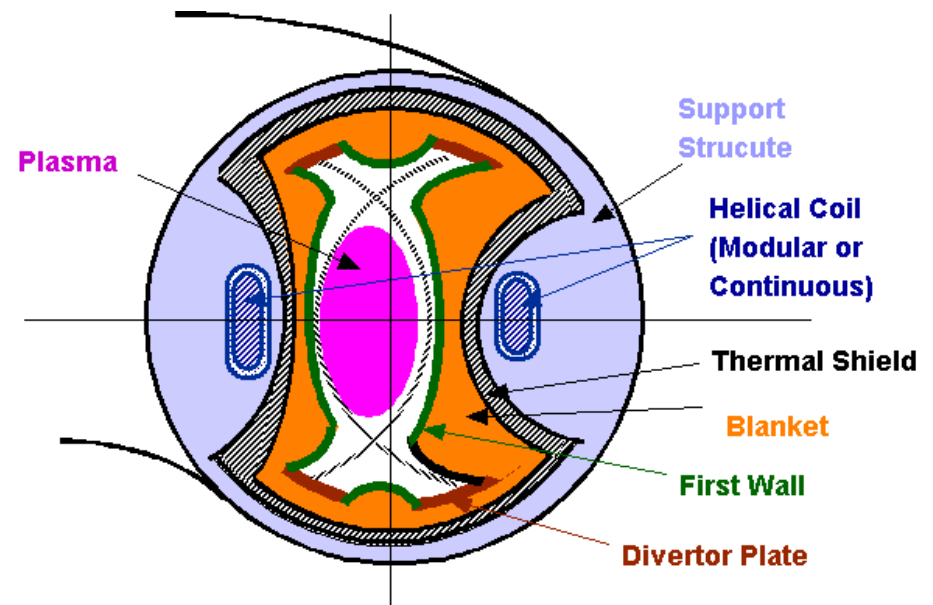
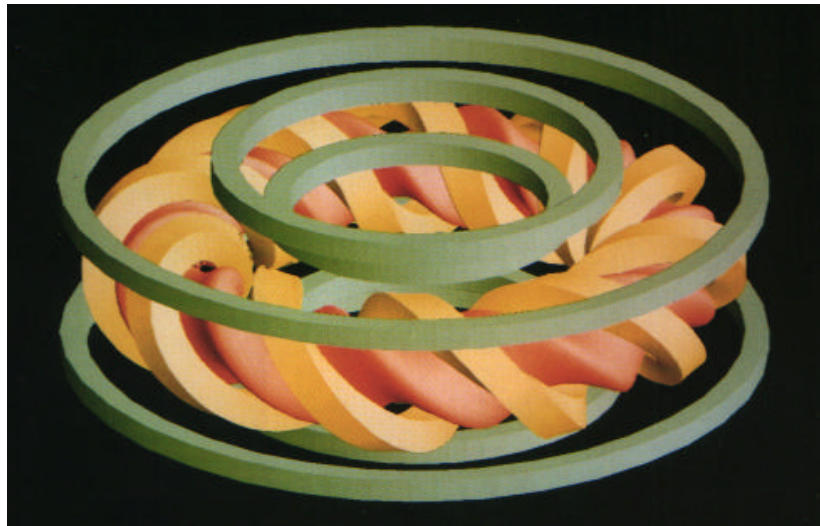
プラズマとダイバータープレートとの接続長が短い

炉設計の流れ

Compact designs are explored
(Especially low-aspect helical reactors)



LHD-タイプのヘリカル炉



LHD-タイプのヘリカル炉のパラメーター

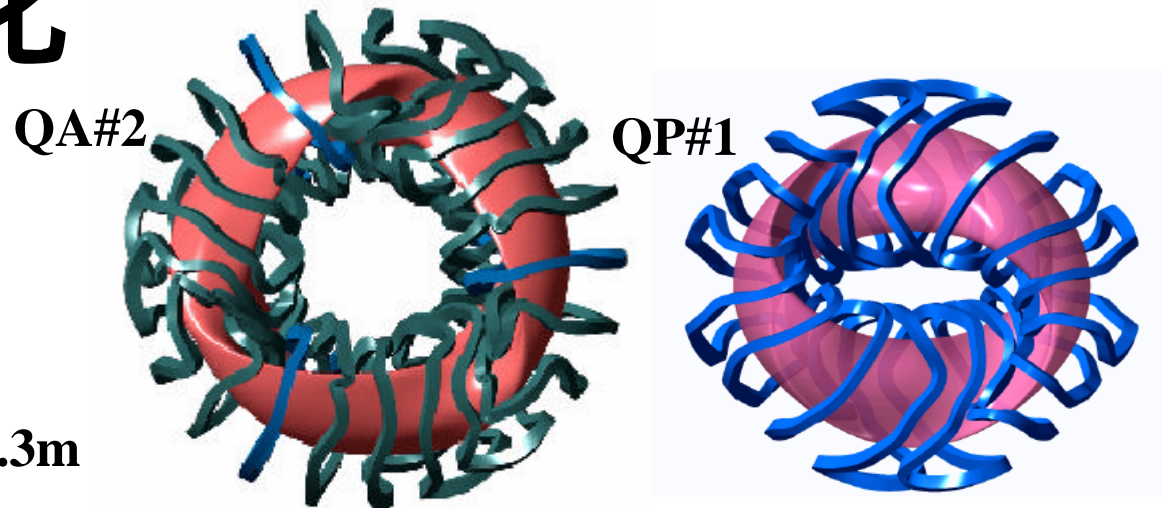
Name of Reactor Design	LHR/MHR-S	LHR/MHR-C	FFHR-1	FFHR-2	HSR	SPPS/MHHR
Major Radius R (m)	16.5	10.5	20	10	19.5	13.95
Average Plasma Radius a (m)	2.4	1.5	2	1.7	1.6	1.63
Toroidal Field B (T)	5	6.5	12	10	5	4.94
Maximum Coil Field B _{max} (T)	14.9	14.7	16	13	10.7	14.5
Average Plasma Density <n> (10 ²⁰ /m ³)	2	3.4	1	1.4	1.33	1.46
Average Plasma Temperature <T> (keV)	7.8	7.8	11	13.5	7.49	10
Volume Average Beta b (%)	5	5	0.7	0.59	4.57	5
Enhancement Factor Designed	2 (LHD)	2 (LHD)	1.5 (LHD)	2.5 (LHD)	1 (LG)	2.3 (LG)
Thermal Power P _{FT} (GW)	3.8	2.8	3	1	3	2.29
Effective Heating Power (MW)	600	400	200	400	300	200
Energy Confinement Time t _E (s)	2.67	1.5	3.7	1.8	1.2	1.75
LHD scaling (s)	1.24	0.79	2.46	0.76	0.71	0.76
GRB scaling (s)	1.30	0.69	2.42	0.75	0.64	0.74
LG scaling (s)	1.66	0.89	3.58	0.90	1.03	1.02
ISS95 scaling (s)	1.20	0.66	2.52	0.76	0.67	0.74
New LHD-1 (heliotron-type) (s)	2.70	1.30	6.13	1.71	1.28	1.42
New LHD-2 (all helical) (s)	1.62	0.87	4.64	1.04	1.03	1.02

コンパクト化

ARIES-AT Criteria

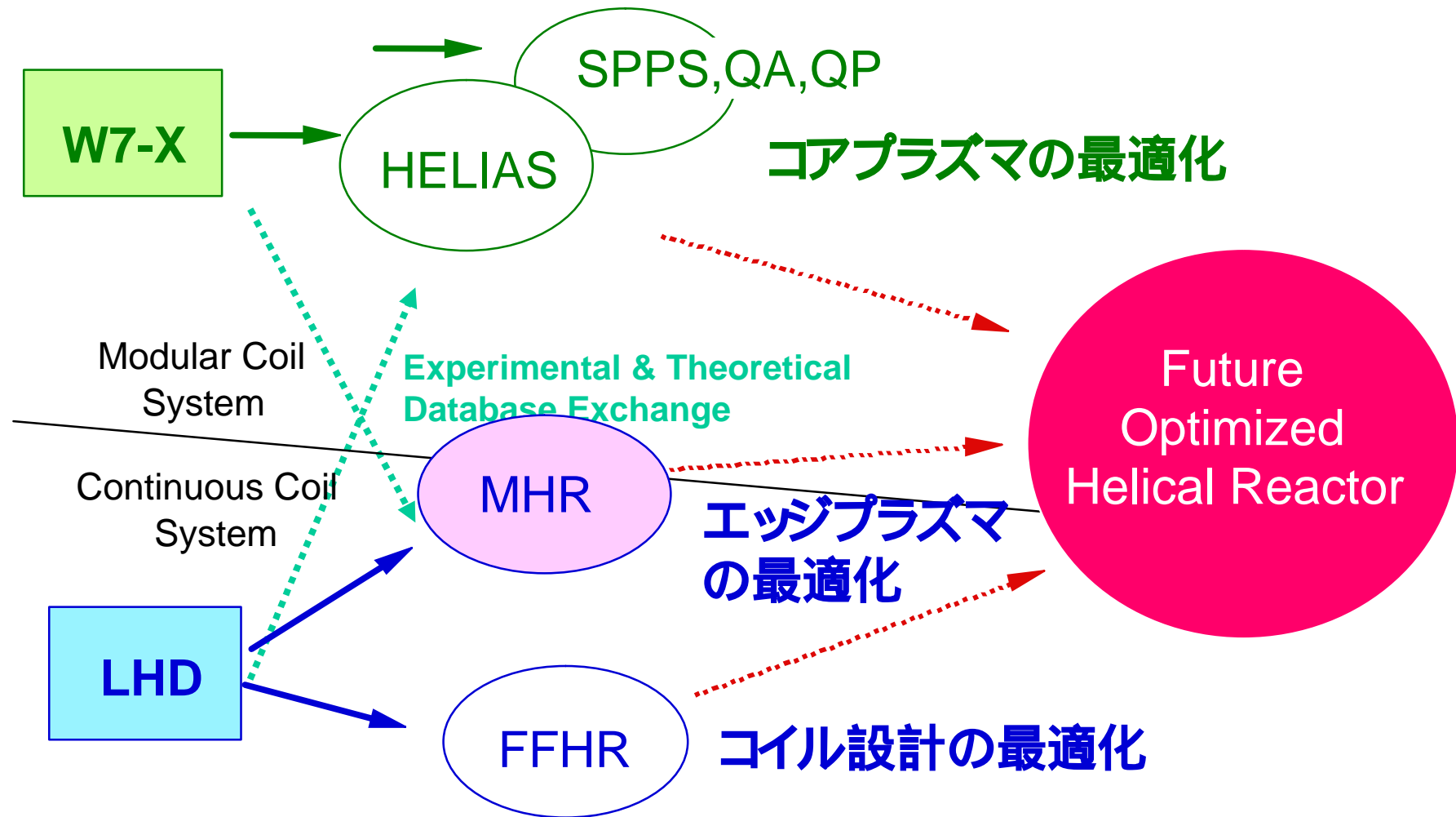
$B_{\max}=12T$

Blanket+Shield=1.12~1.3m



	QA#1	QA#2	QP#1	QP#2
Plasma aspect ratio R/a_p	2.96	4.4	2.70	3.70
Volume average β limit $\langle\beta\rangle_{\text{limit}}$ (%)	4	4.1	10	15
Average major radius R (m)	8.22	9.93	7.34	7.84
Average plasma radius a_p (m)	2.78	2.26	2.72	2.12
Plasma volume V_{plasma} (m ³)	1250	1000	1040	690
On-axis field B_0 (T)	5.41	5.65	5.23	5.03
$\tau_E/\tau_E^{\text{ISS95}}$ multiplier H-95	2.65	2.62	3.61	4.42
Volume average beta $\langle\beta\rangle$ (%)	4	4.1	4.6	6.2
Energy confinement time τ_E (s)	2.69	2.41	2.49	2.01
Vol.-average density $\langle n \rangle$ (10 ²⁰ m ⁻³)	1.31	1.50	1.40	1.70
Density-aver. temperature $\langle T \rangle$ (keV)	11.1	10.8	11.3	11.5
Neutron wall load Γ_n (MW m⁻²)	1.34	1.37	1.54	1.85

ヘリカル炉に向けた最適化



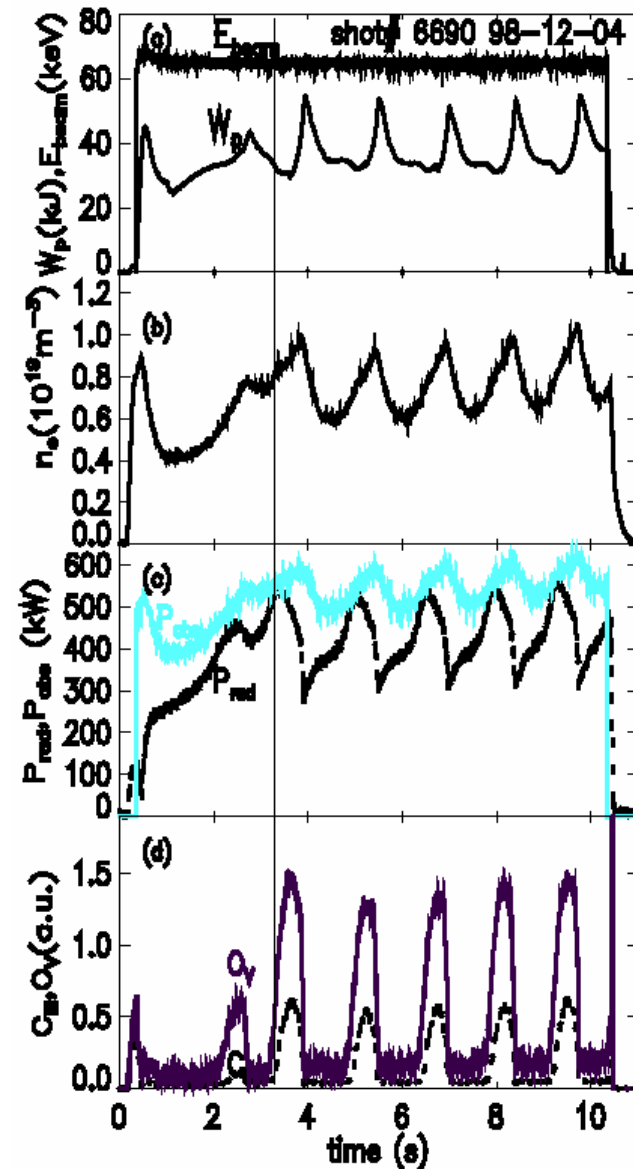
コアプラズマの閉じ込めの最適化を優先して研究する流れが主流

ヘリカル炉としての利点

(トカマクと対比してのヘリカルの特長)

外部コイル磁場が支配的な
ので定常運転の安定性が高い。
トカマクでは閉じ込め性能
が電流分布に敏感。

電流ディスラプションがなく
局所的コラップス (プラズマシュ
リンク) からの回復力が高い。
(例 : プリージング)
トカマクではディスラプショ
ンからの回復はない。



閉じ込めデータベース

- < 閉じ込め則 >

- 大域的な閉じ込め則は整備されて、炉への外挿も可能になってきている。
- 局所的な閉じ込め物理も徐々に解明されてきている。

- < 密度限界 >

- 従来の密度限界の 2 倍の値が得られている。

- < 規格パラメータ領域 >

- 衝突周波数領域は炉領域を達成済み
- ベータ値は炉設計値の半分以上は達成済み。

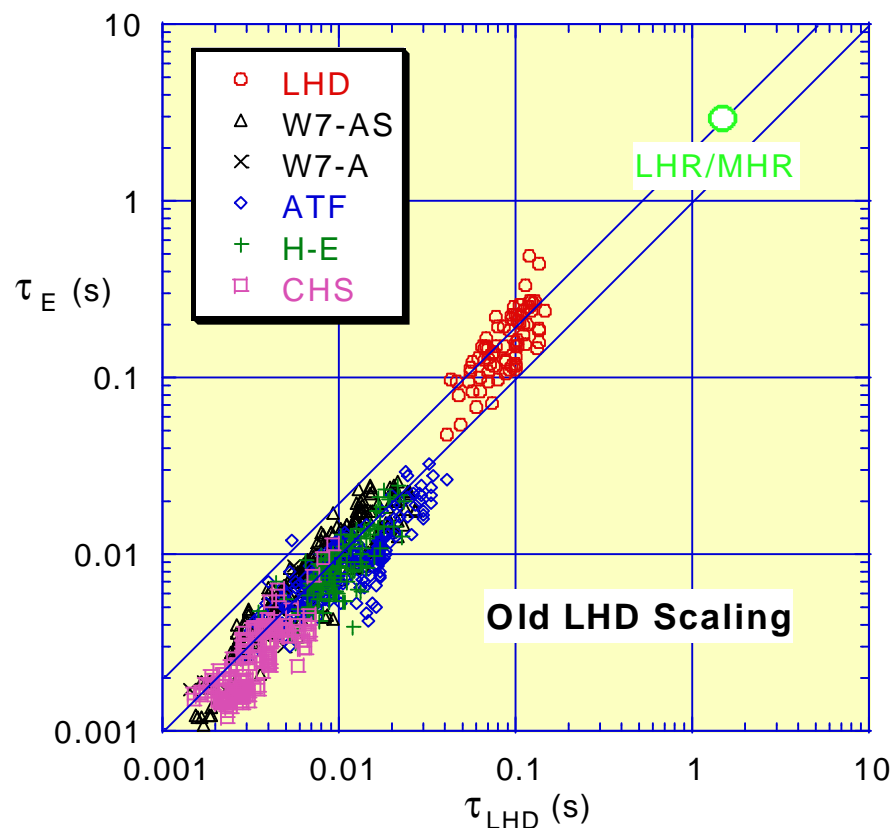
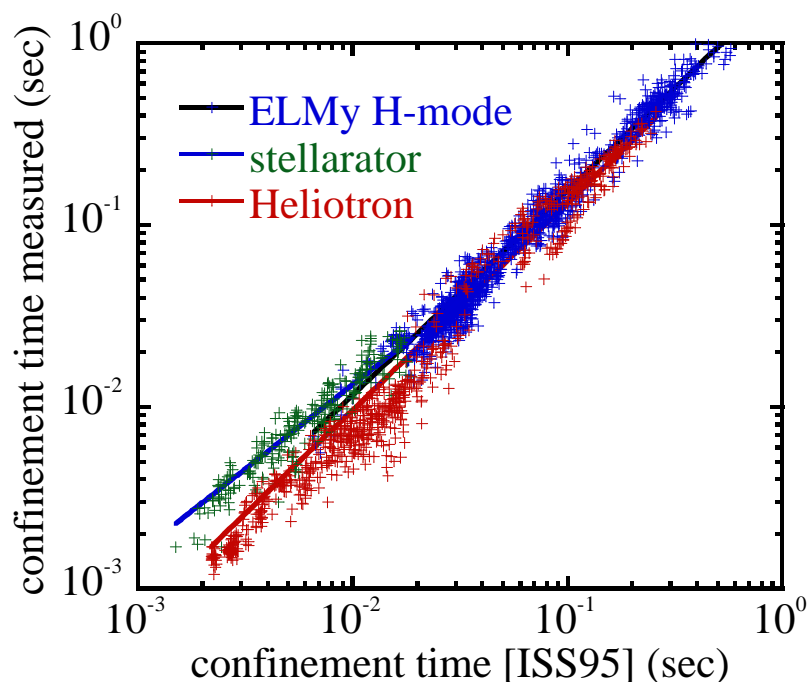
- →

- 現状では、炉への展望にはまだデータベースは不足している。
- しかし、今後の実験で見通しが明らかになる。特に、LHDでの高パワー入力加熱実験が必須である。今後のW7Xや先進ヘリカル実験によるヘリカル最適化にも期待できる。

閉じ込め時間のスケーリングと炉への展望

ISS95比例則 $t_E^{ISS95} = 0.079 \times a^{2.21} R^{0.65} P^{-0.59} n_e^{0.51} B^{0.83} i_{2/3}^{0.4}$

比例則に必要なデータが2桁の範囲において得られ、比例則の信頼性が飛躍的に向上した。



現在得られている閉じ込め時間はヘリカル炉に求められる値に比べ1桁小さい

ヘリカルプラズマの閉じ込め

- リップル損失は自己形成電場によって抑えられる事が実験的に確認された。→ リップル損失は大きな問題ではなくなった。
- ヘリカル系においても、新古典輸送の低減よりも、乱流輸送の低減が重要な課題となった。→ トカマクと共通の物理課題。
- トカマクとは異なった回転変換角度分布、磁気井戸 (χ) 構造を持つ→ 比較研究を通じて回転変換角度分布や磁気井戸 (χ) の閉じ込めへの影響に関する知見が得られる。

トロイダルプラズマの輸送の物理に関する知見を得るには、異なった磁場配位における比較研究が必要

ヘリカル方式の問題点とその解決法

外部磁場が支配的で、プラズマ電流を持つトカマクに比べると
磁場構造を変える自由度が小さい

精緻な理論解析 (最適化コード)で最適磁場を決定

非軸対称性のためにプラズマの回転が抑えられ、電場シアー
による閉じ込め改善が遷移領域に局在化

プラズマ回転を大きくする先進閉じ込め配位の模索

閉じ込めデータベースの不足？

LHD, W7Xや現在稼働の中型装置での実験成果により閉
じ込め時間に関するデータベースは充実してきたが、局
所輸送に関しは不十分

高アスペクト比で比較的大型？

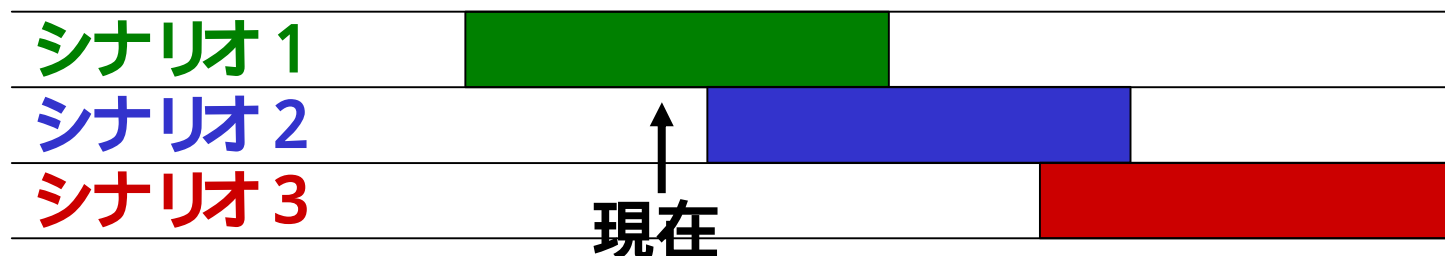
コンパクト配位の更なる模索

閉じ込め改善へのシナリオ

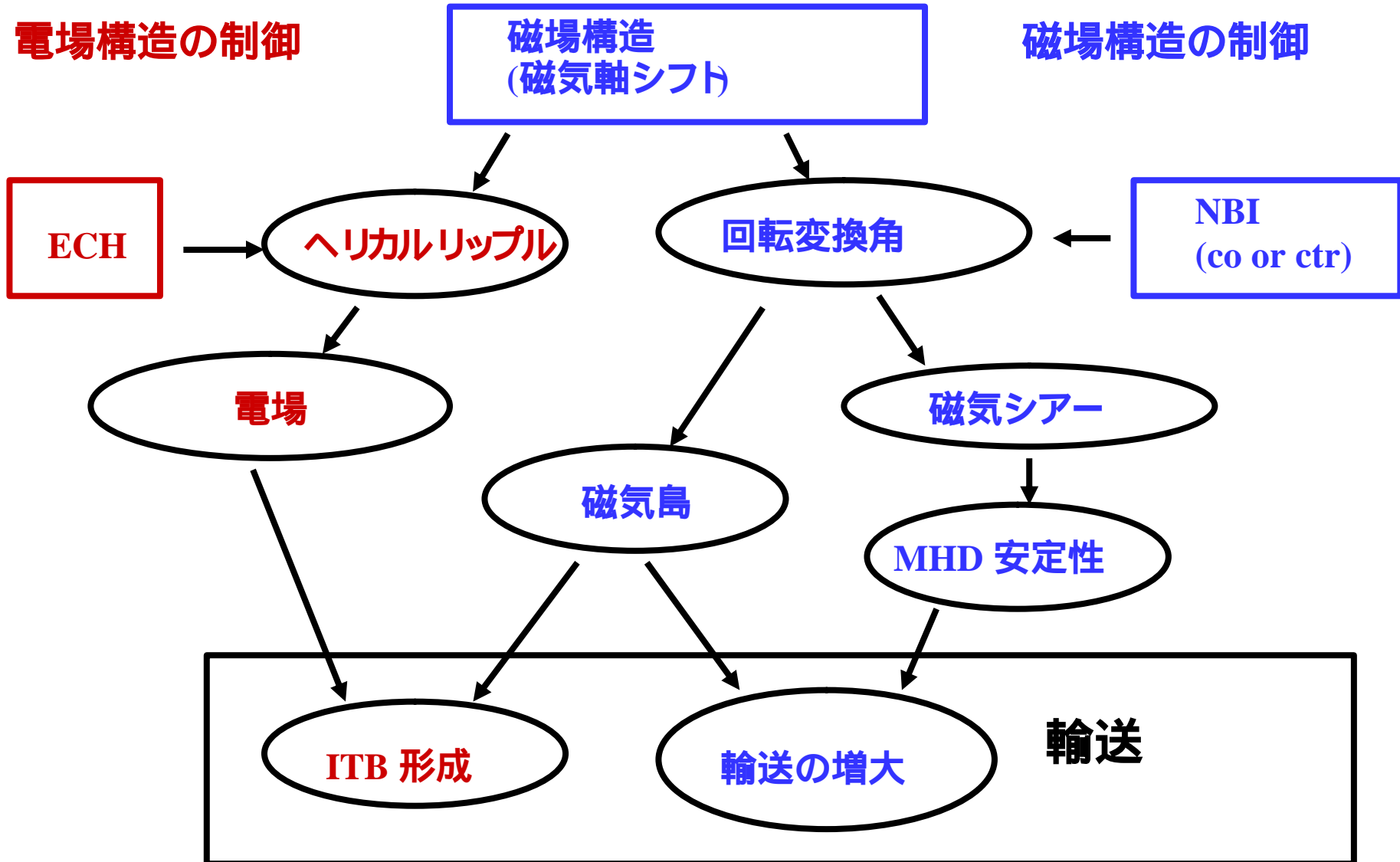
1 電子ルート、イオンルートの境界層に電場シアーを作り、乱流輸送を抑える。→ 現有の装置の磁場構造 (外部コイル) を変えずに、加熱法の工夫によって実験が可能。

2 ビーム駆動電流で回転変換を変化させて、乱流輸送を抑える→ 現有の装置で実験が可能であるが、外部磁場が支配的なので、変化させる範囲が狭く、最適化が困難

3 磁場構造を変えてプラズマ流の増大させ、乱流輸送を抑える。→ 磁場構造を変えるには、新しい装置を作る必要がある。



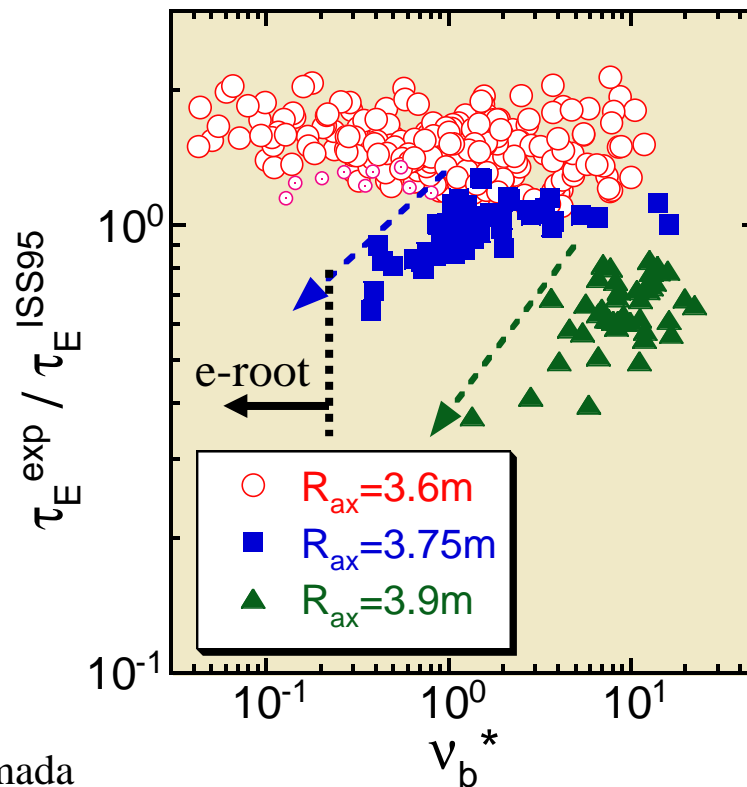
ヘリカル系における輸送の制御



電場による新古典輸送の低減

閉じ込め時間： **ISS95 scaling**で規格化

$$\tau_E^{ISS95} = 0.08 a^{2.21} R^{0.65} P^{-0.59} \bar{n}_e^{-0.51} B^{0.80} t_{2/3}^{0.40}$$



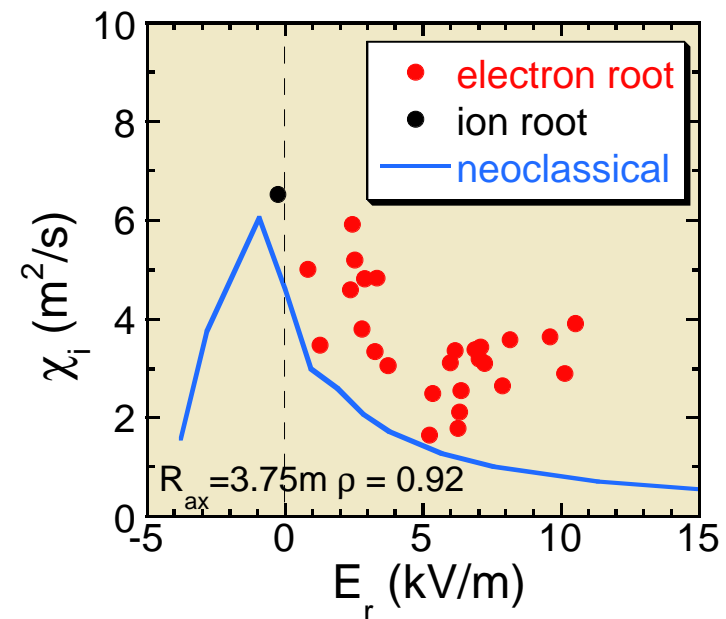
H.Yamada

磁気軸シフトで新古典輸送の低減が観測された

Weak gyro-Bohm

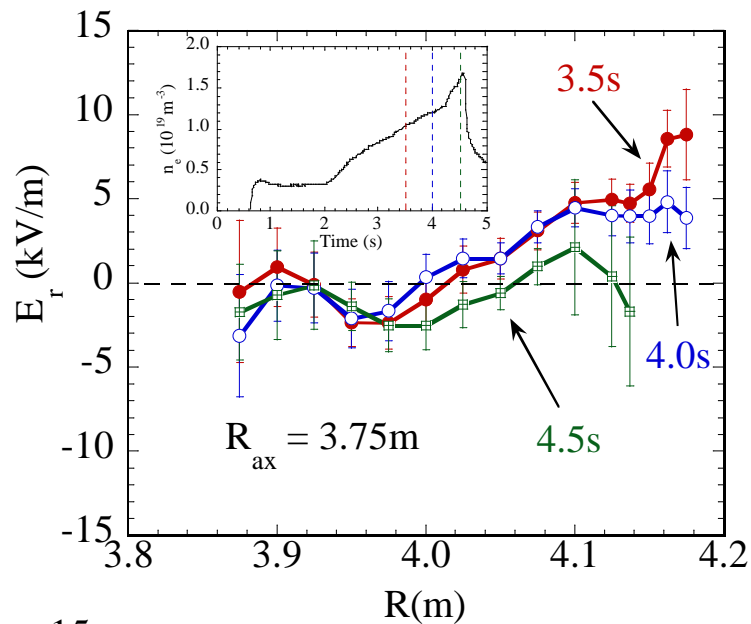
$$t_E^{ISS95} \propto t_B r^{*-0.71} b^{-0.16} n^{*-0.04}$$

$$v^* < 0.1-0.2$$



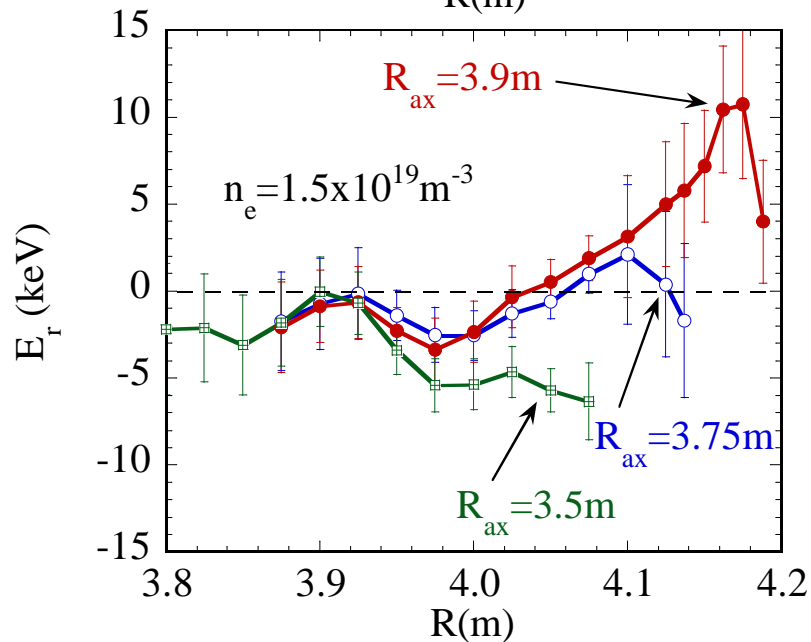
新古典拡散が電場により低減された

リップルの大きさととの電場との関係

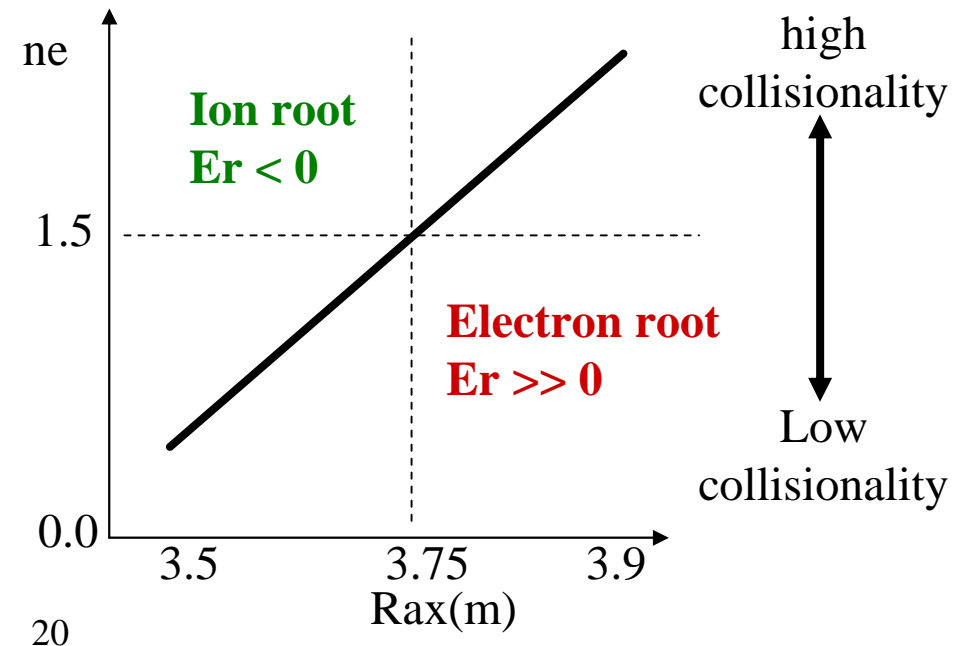


リップルが大きい配位ほど、電場形成
(電子ルート)が容易

→ リップル損失を自己修復的に抑える
性質を持つ。



small ripple loss \longleftrightarrow Large ripple loss



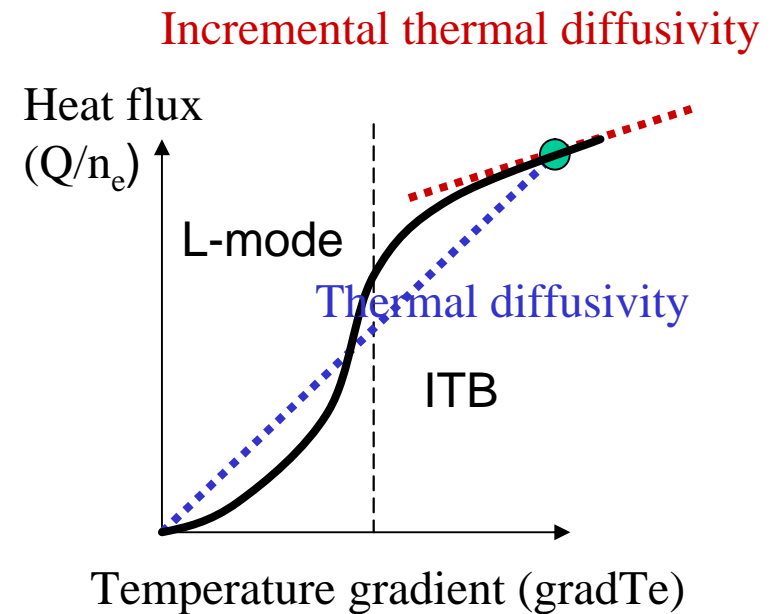
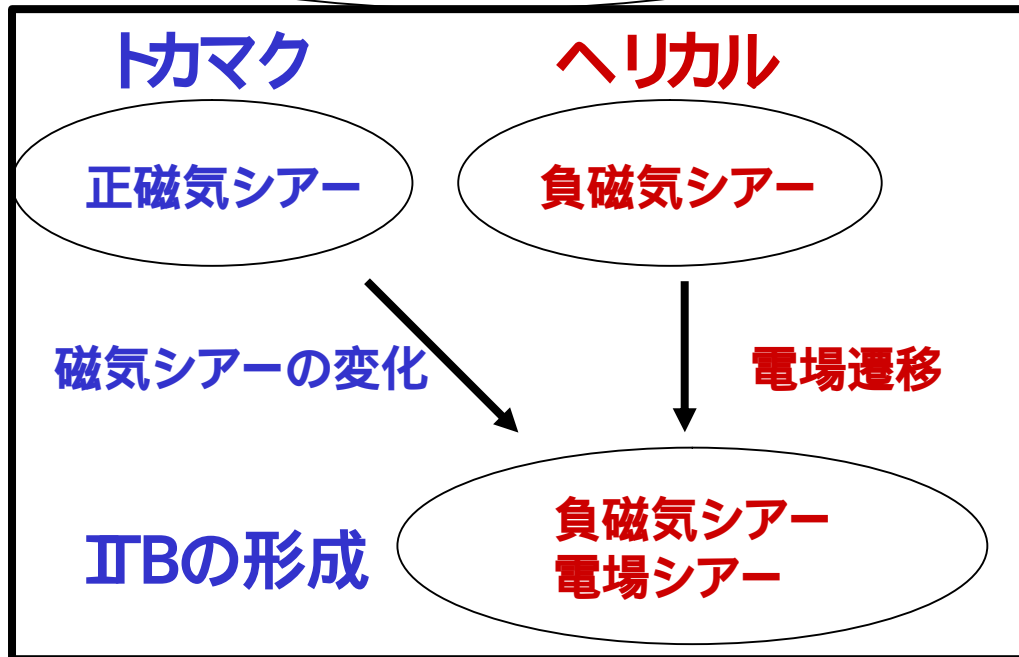
内部輸送障壁

ITBの形成メカニズムをトカマクと異なった配位で研究することにより、ITBに関する普遍的な知見を得た。

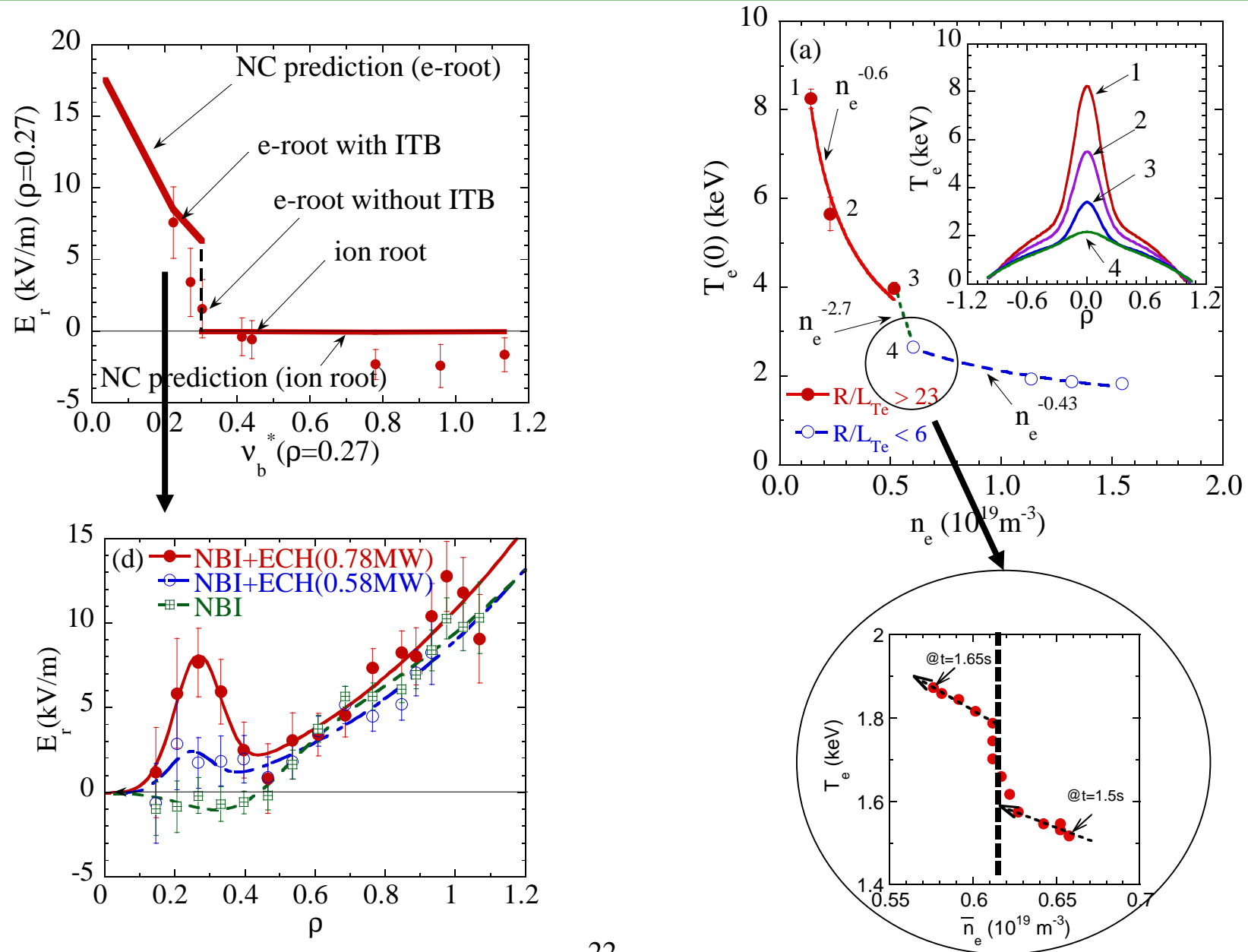
イオンルートから電子ルートへの遷移
(衝突周波数のしきい値)

ECH の中心加熱
(パワーのしきい値)

LモードからITBプラズマ
への遷移

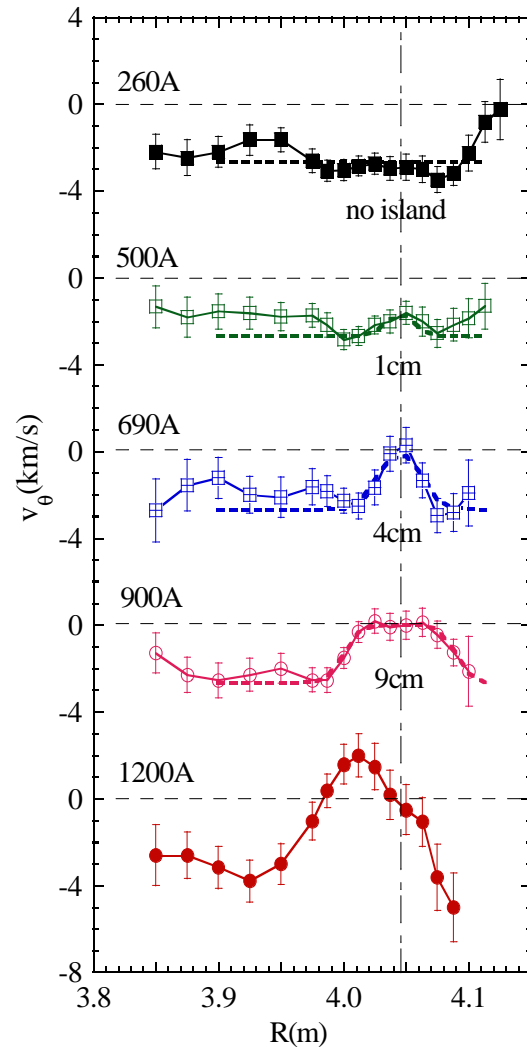


イオンルートから電子ルートへの遷移

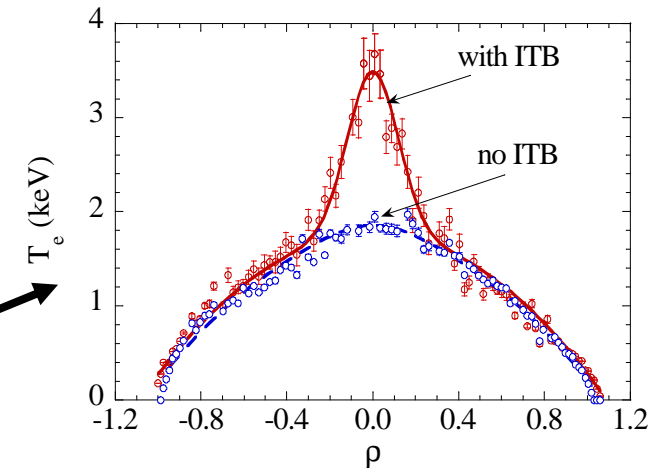


磁気島における電場構造と輸送

磁気島における電場の構造形成



内部輸送障壁の観測



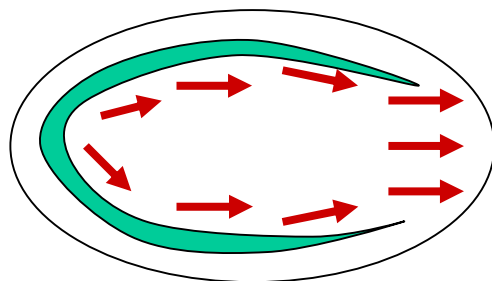
研究の進展

コールドパルス伝播
による輸送の研究

磁気島内の輸送

磁気島内部の熱伝導
係数は小さい。

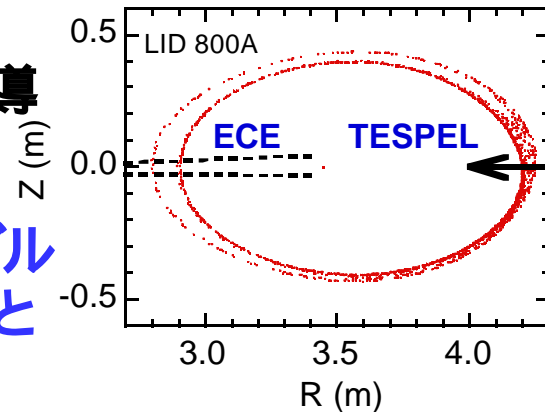
■磁気島はポロイダル
非対称は輸送障壁と
考えられる



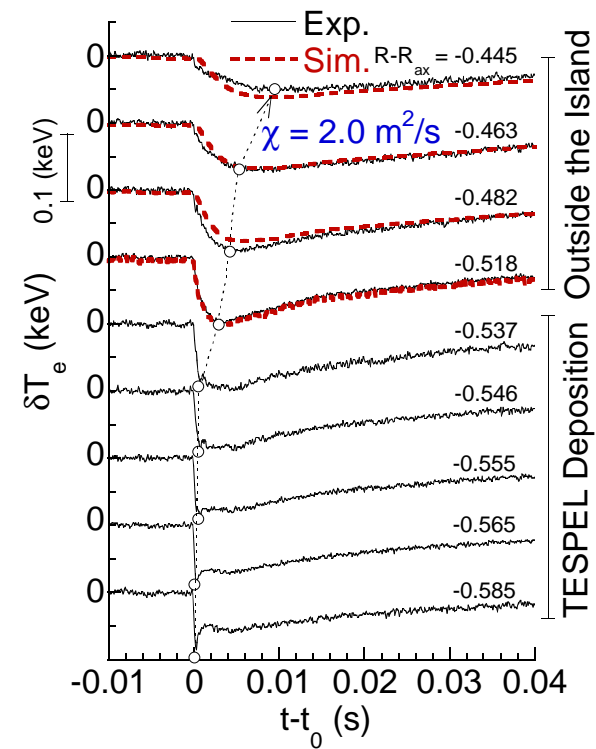
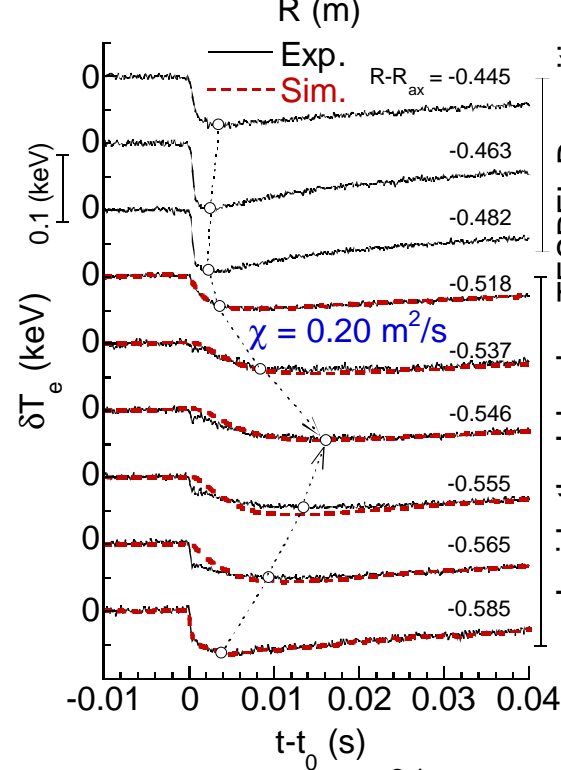
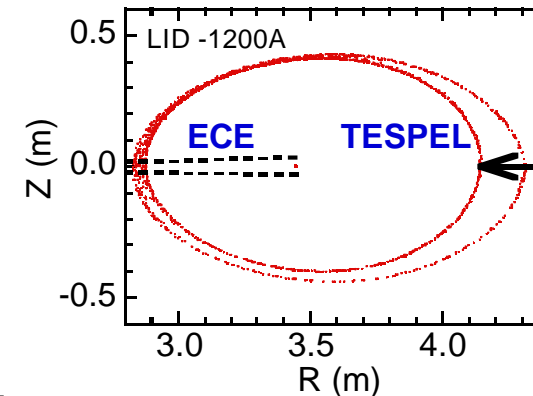
Heat Flux

S.Inagaki

Inside the island



Outside the island



ITBにおける熱輸送

L-mode



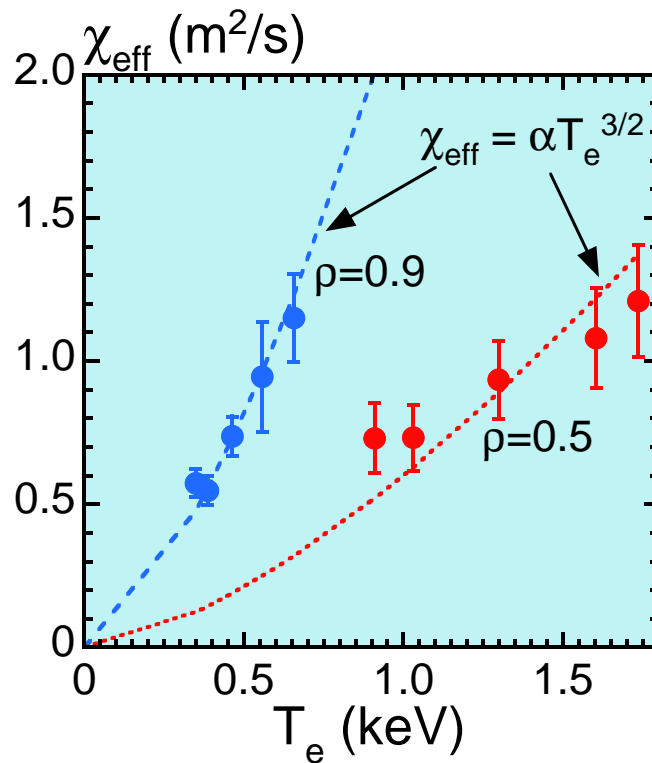
ITB plasma

閉じ込め時間 : $t_E \mu (n/P)^{0.6}$
局所輸送 : $c \mu T^{3/2}$

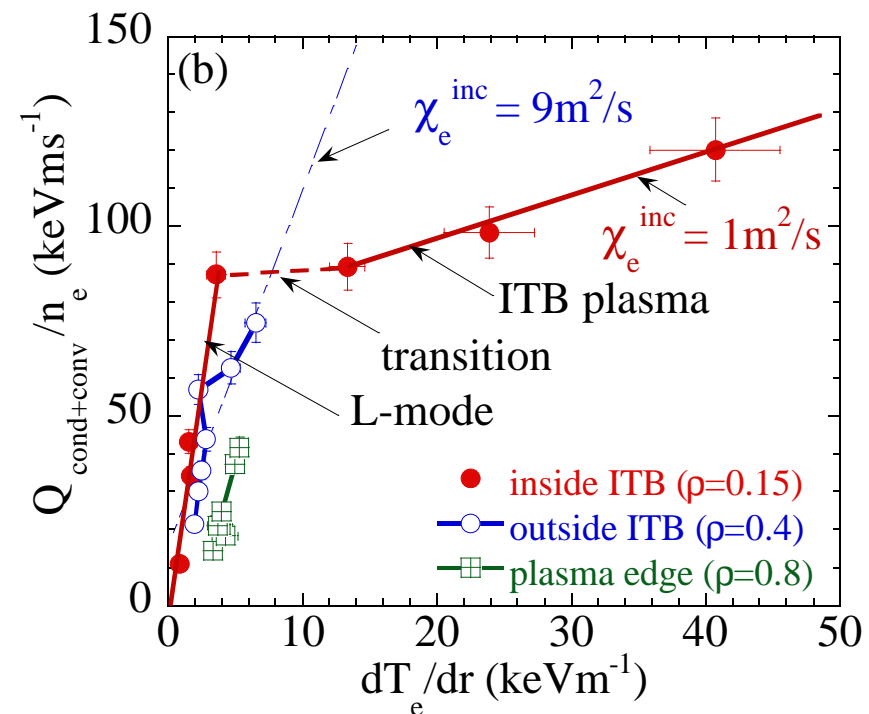
増分熱伝率係数 $\chi_e = d(Q/n_e) / d(\text{grad} T_e)$
の大幅な低減

$c_e(\text{inside ITB}) = 1 \text{ m}^2/\text{s}$

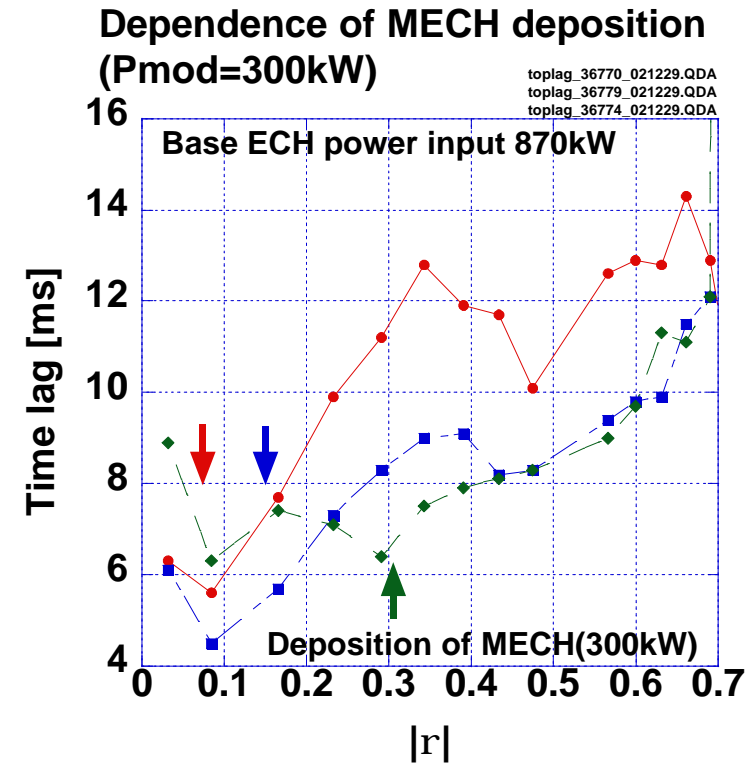
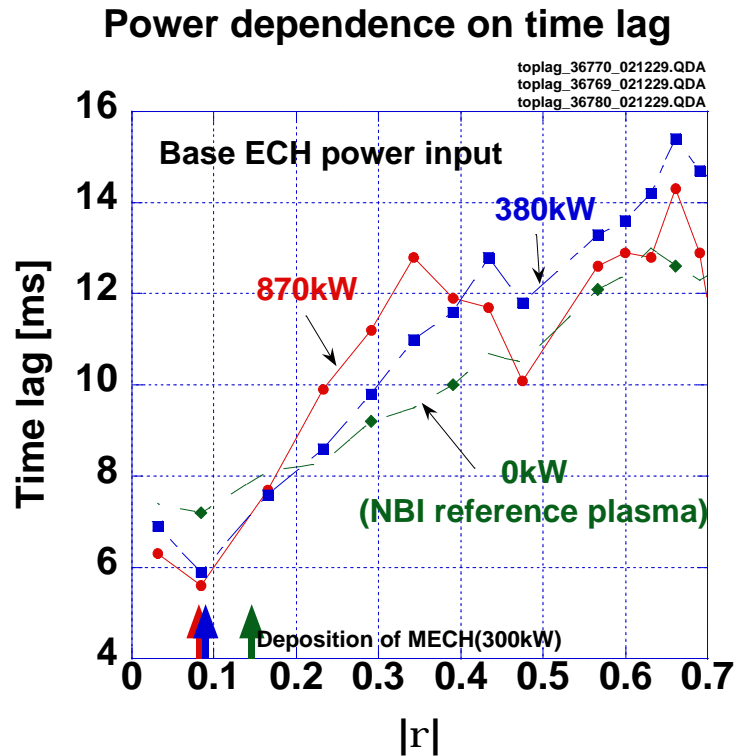
$c_e(\text{outside ITB}) = 9 \text{ m}^2/\text{s}$



H. Yamada



熱パルス伝播



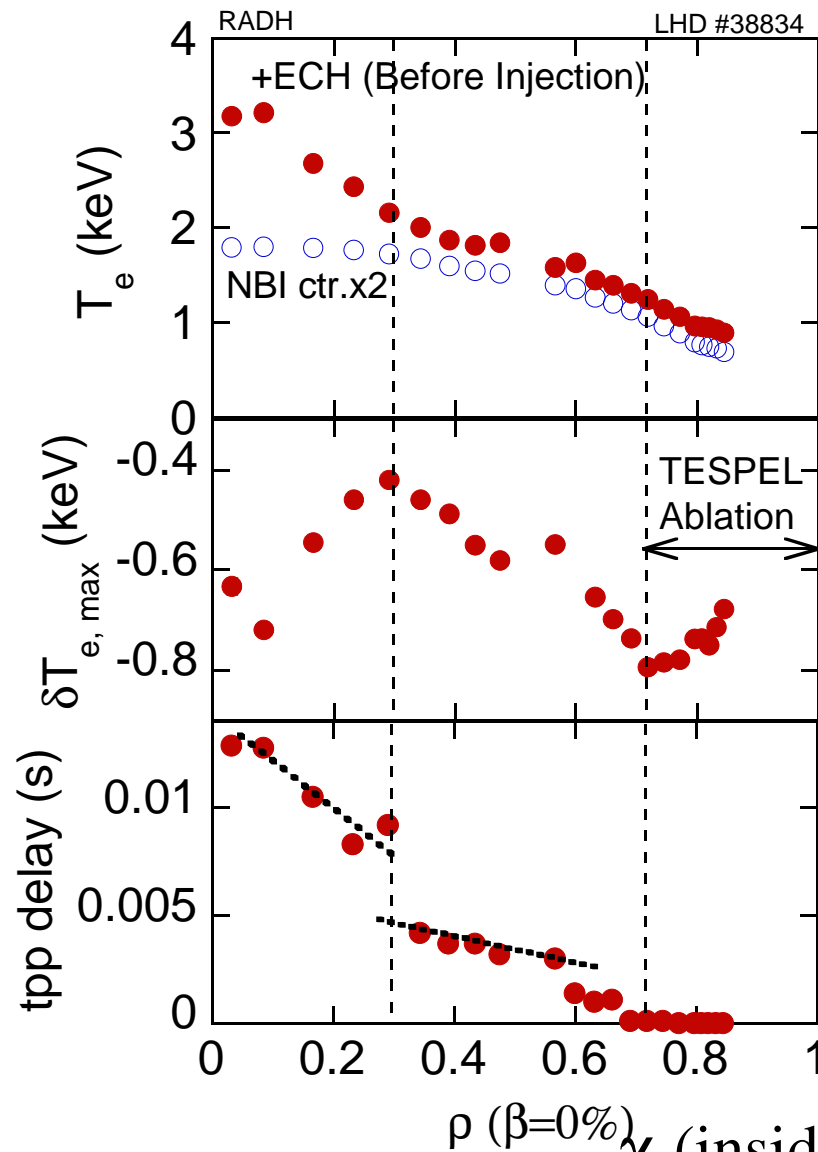
ヒートパルスから評価した増分熱
伝導係数 ($\rho = 0.3$)

$$\chi_e \text{ (ITB plasma)} = 1.7 \text{ m}^2/\text{s}$$

$$\chi_e \text{ (NBI plasma)} = 8.8 \text{ m}^2/\text{s}$$

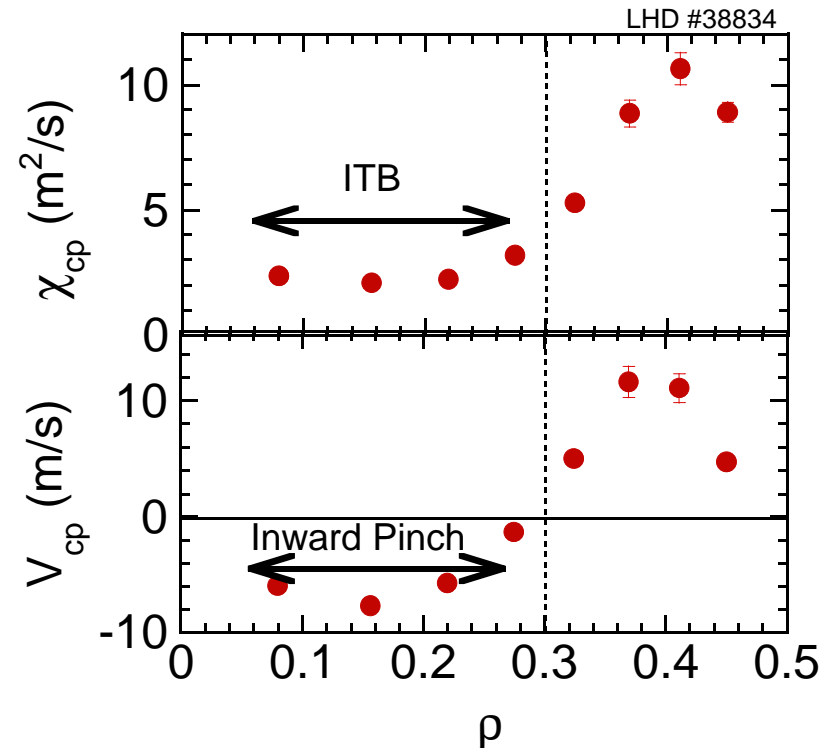
電子加熱分布を中心 ($\rho < 0.3$) に集中
させる必要がある。

ITB プラズマの輸送



S.Inagagi

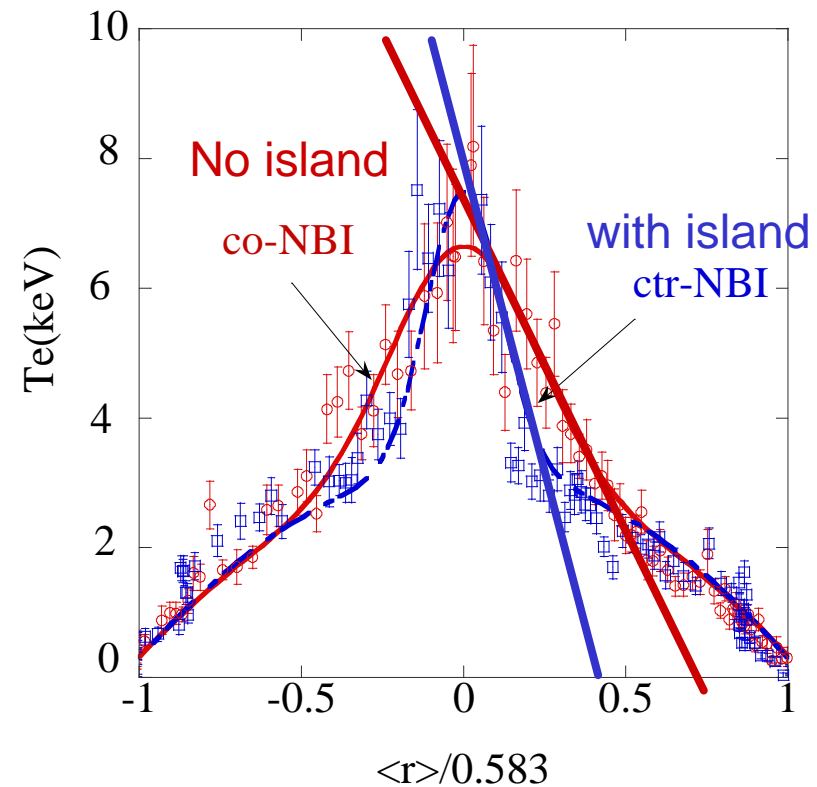
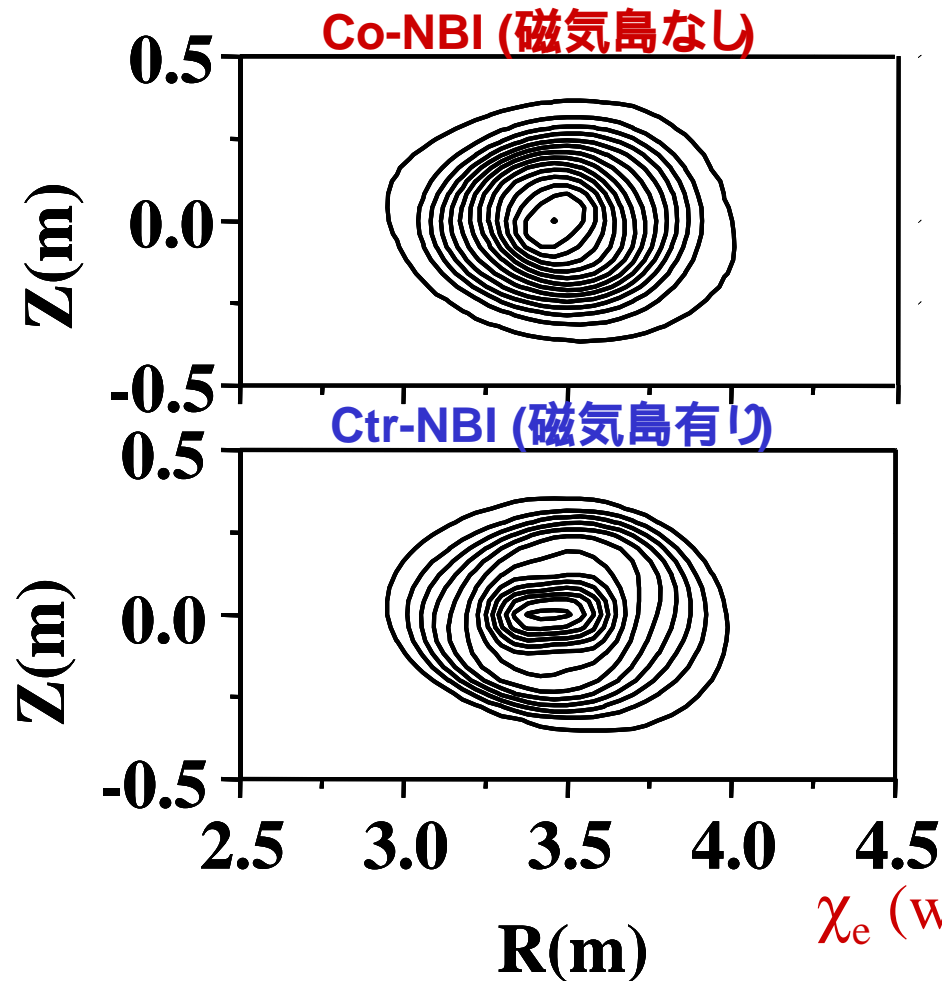
ITBの内部では輸送が1桁近
小さくなっている



$\chi_e(\text{inside ITB}) = 2m^2/s : \chi_e(\text{outside ITB}) = 10m^2/s$

磁気島の輸送障壁への影響

磁気島の中心部の熱輸送への影響

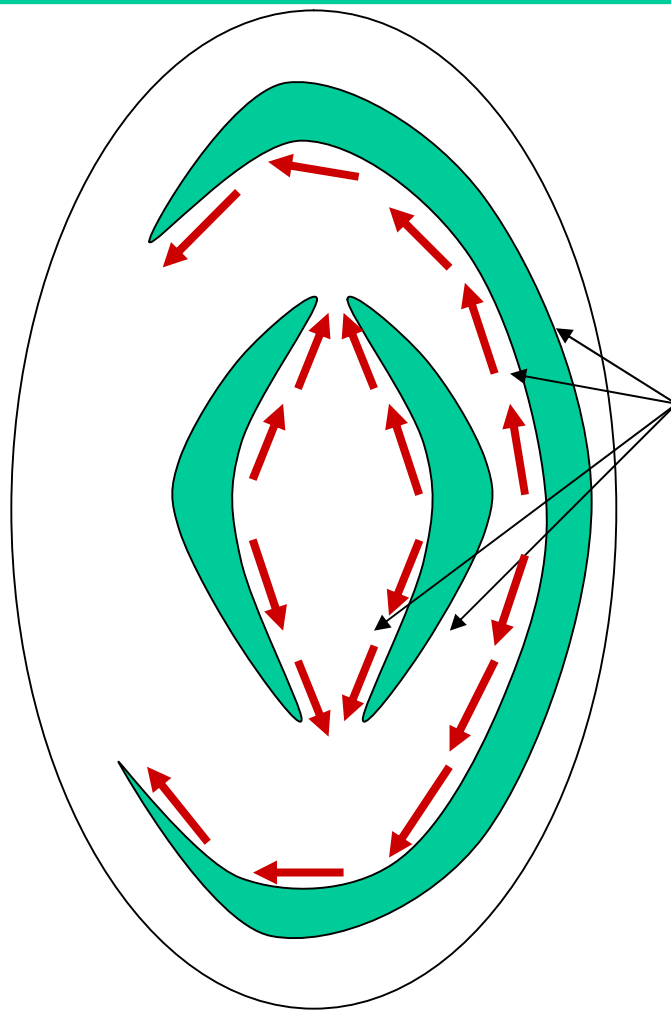


磁気島の形成に伴い内部の輸送がさらに改善

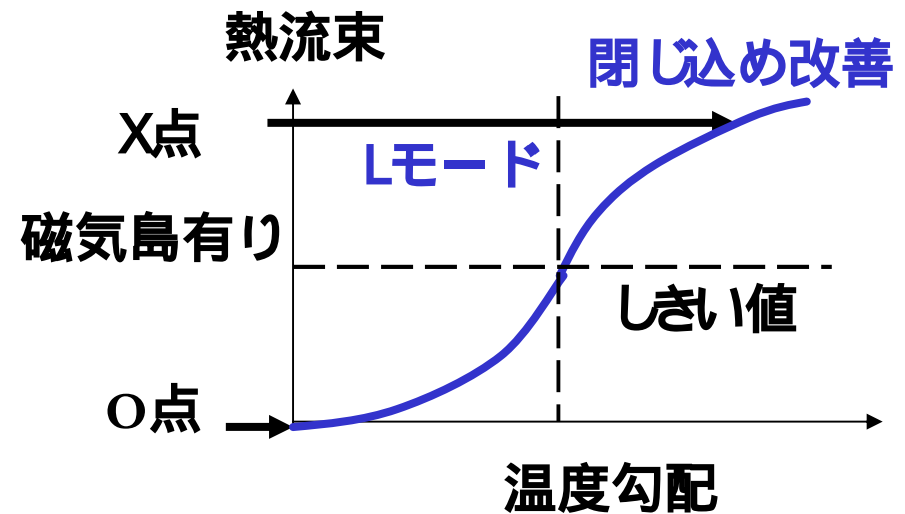
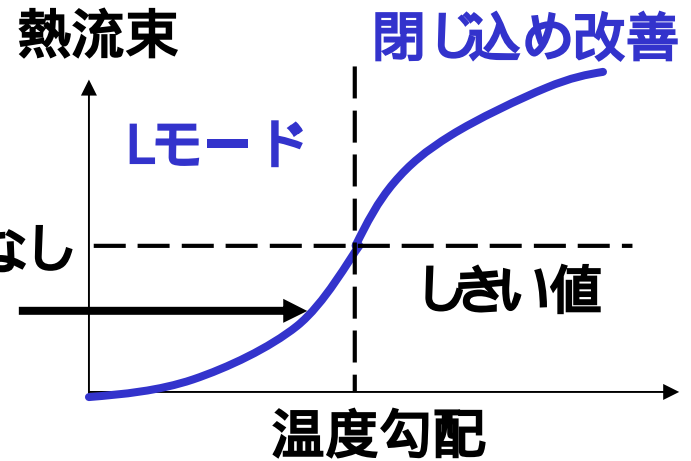
$$\chi_e (\text{with island}) = \frac{1}{2} \chi_e (\text{without island})$$

Y.Liang

磁気島の輸送障壁への効果

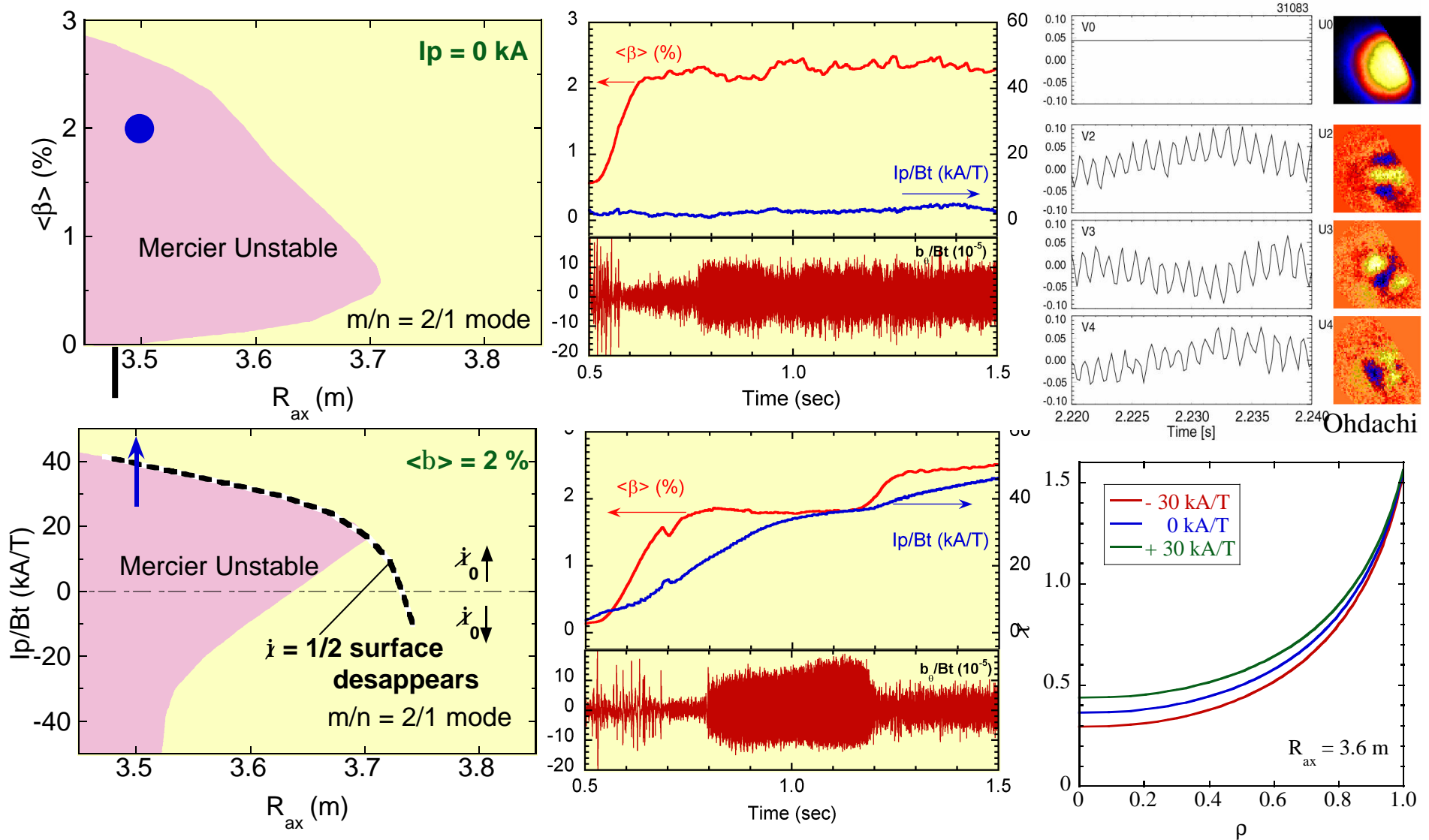


電場シアー



磁気島との境界に電場シアーが発生→ 熱流をXポイントの集中
→ 閉じ込め改善のしきい値を超える→ ITBの形成を引き起こす

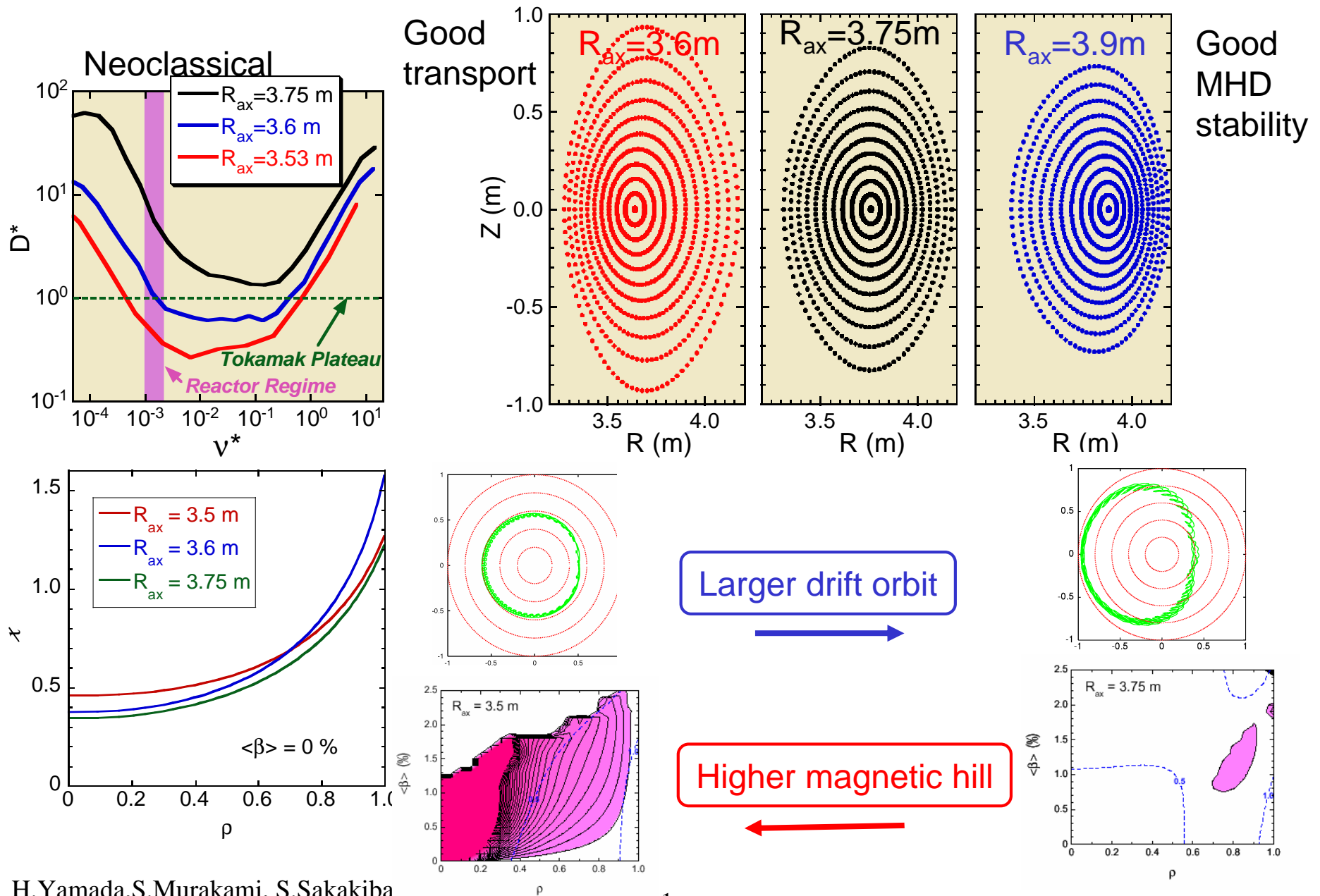
MHD 安定性



理論予想の基準となるメルシエ条件で不安定と予想される領域においても、実験的には安定なプラズマが得られた。 30

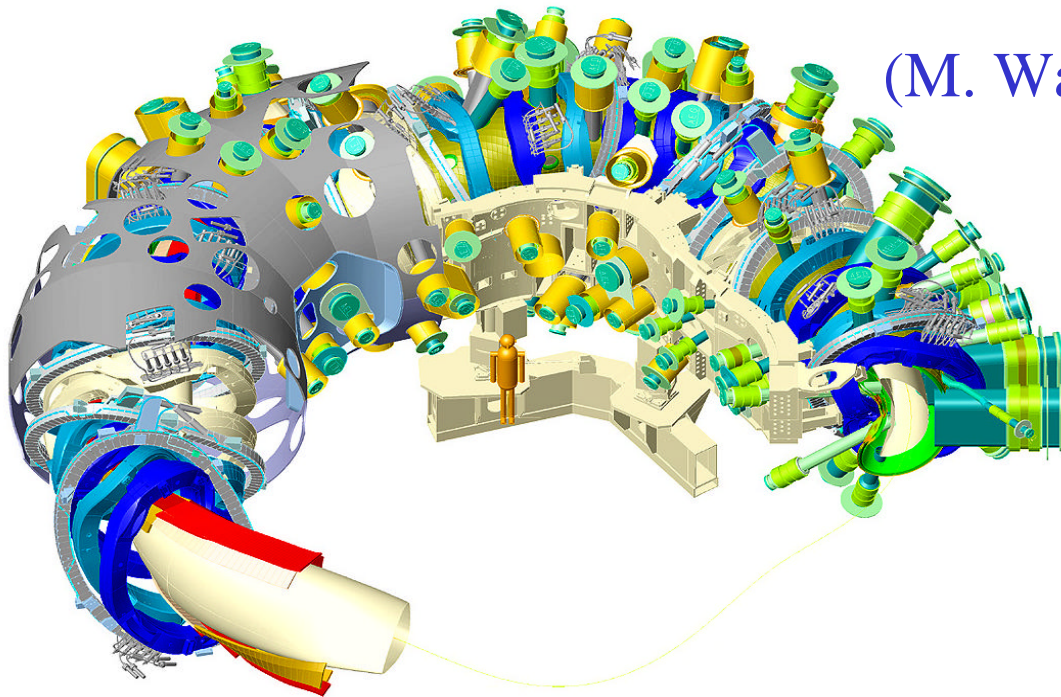
S.Sakakibara

磁場配位の最適化



Wendelstein 7-X: Status

(M. Wanner and W7-X project team)



$R = 5.5 \text{ m}$, $a = 0.55 \text{ m}$,
 $\ell = 1, 2, 3, \dots$, $m = 5$; $B = 3 \text{ T}$
 $0.8 < \iota < 1.2$, medium shear

Steady-state operation
Superconducting coils
10 MW ECRH (st.st.),
20 MW NBI (10s),
3-9 MW ICRH (st.st.)
Island divertor

“fully” optimized system

Demonstration of reactor
potential of Wendelstein line

NCSX と QOS

QOS Complements NCSX

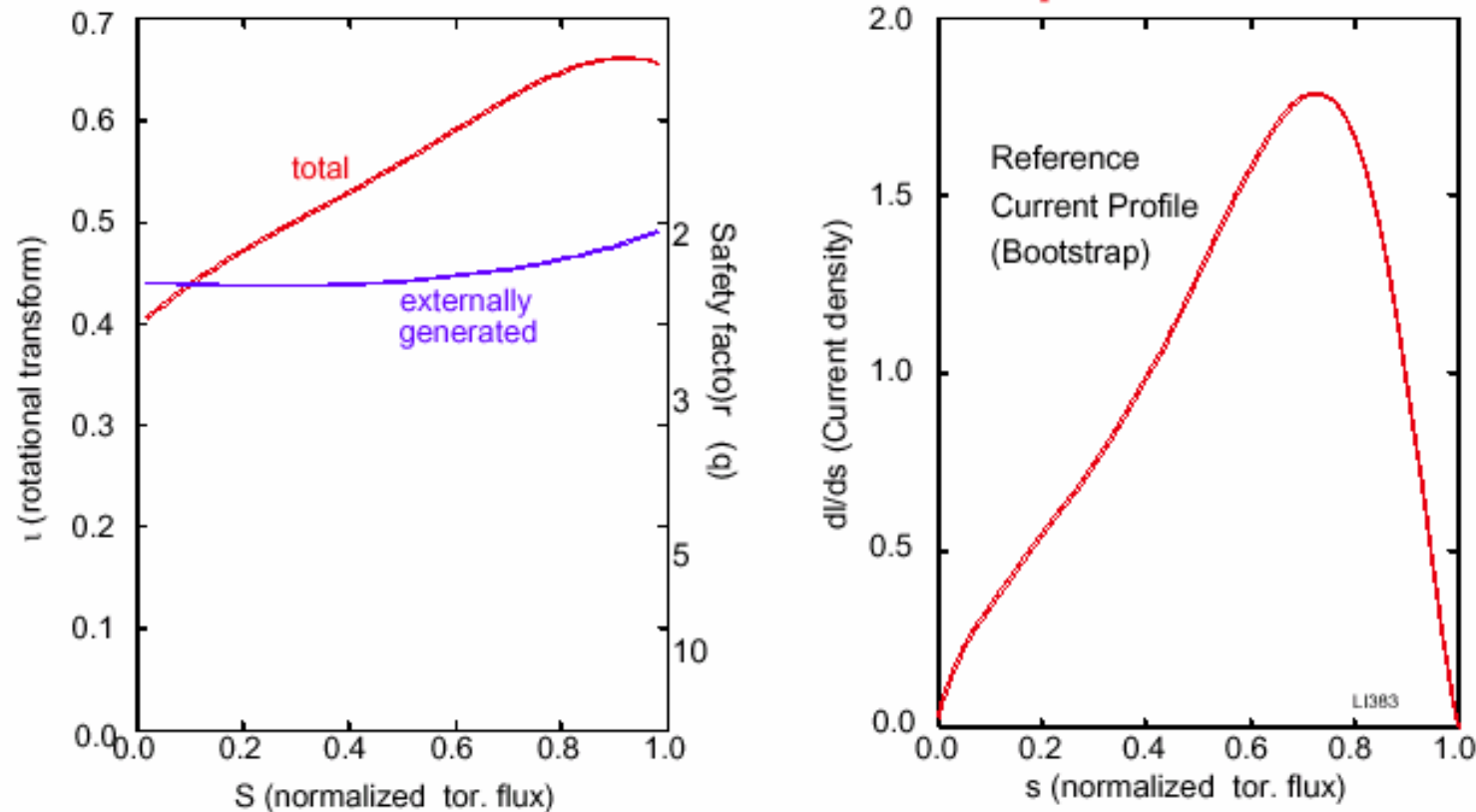
Feature	NCSX	QOS
Magnetic Symmetry	Quasi-Axial	Quasi-Poloidal
$R/\langle a \rangle$	4.3	2.6
Key physics issue	Disruption immunity at high- β (4%), low v^* , low- $R/\langle a \rangle$	Toroidal mode coupling effects at very low- $R/\langle a \rangle$, moderate- β (2.5%), high- v^*
Parameters, Capabilities	$R = 1.4$ m, $\langle a \rangle = 0.33$ m, $B = 2$ T $P_{\text{heat}} = 3 \rightarrow 12$ MW (NB, IC) extensive diagnostics	$R = 0.95$ m, $\langle a \rangle = 0.37$ m, $B = 1$ T $P_{\text{heat}} = \rightarrow 3$ MW (EC, IC) limited diagnostics
Basis (justification for scale)	Theory Stellarator + Tokamak expts.	Theory
Scale of exp't / physics program	Proof-of-principle / in-depth	Concept exploration / exploratory

NCSX: QAS design takes advantage of tokamak physics understanding and performance advances \Rightarrow **PoP**.

QOS: explore less-developed QPS physics and very low $R/\langle a \rangle \Rightarrow$ higher risk, potentially high payoff \Rightarrow **CE**.

NCSXの回転変換分布

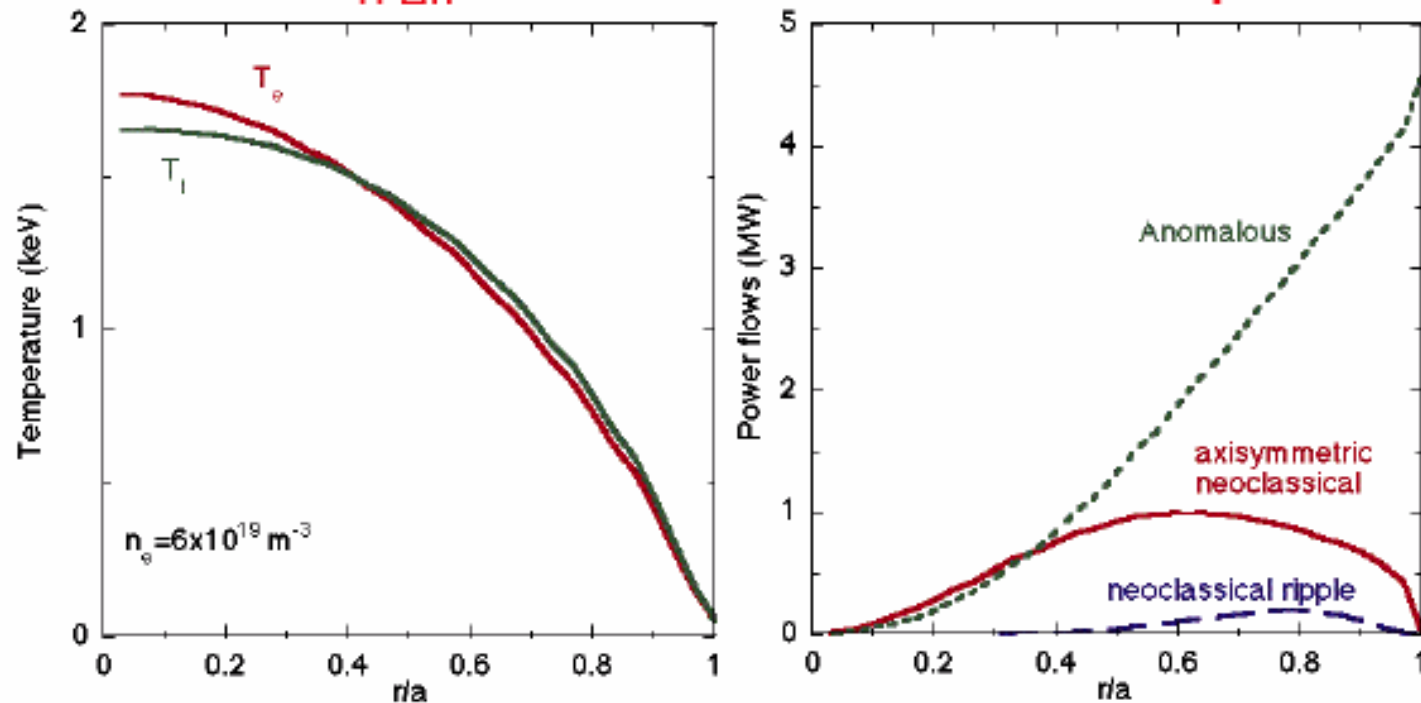
Hybrid Configuration Combines Externally-Generated Fields with Bootstrap Current



- Quasi-axisymmetry \Rightarrow tokamak like bootstrap current
- $\sim 3/4$ of transform (poloidal-B) from external coils \Rightarrow externally controllable
- at $R=1.4\text{m}$, $B=1.2\text{T}$, $I_p = 125\text{ kA}$; $I_p^{\text{Equiv}} = 500\text{kA}$; $\beta=4.1\%$ $\Rightarrow \beta_N^{\text{Equiv}} = 2.5$

ヘリカルリップル輸送

Low $\varepsilon_{h \Delta ff} \Rightarrow$ Low Helical transport

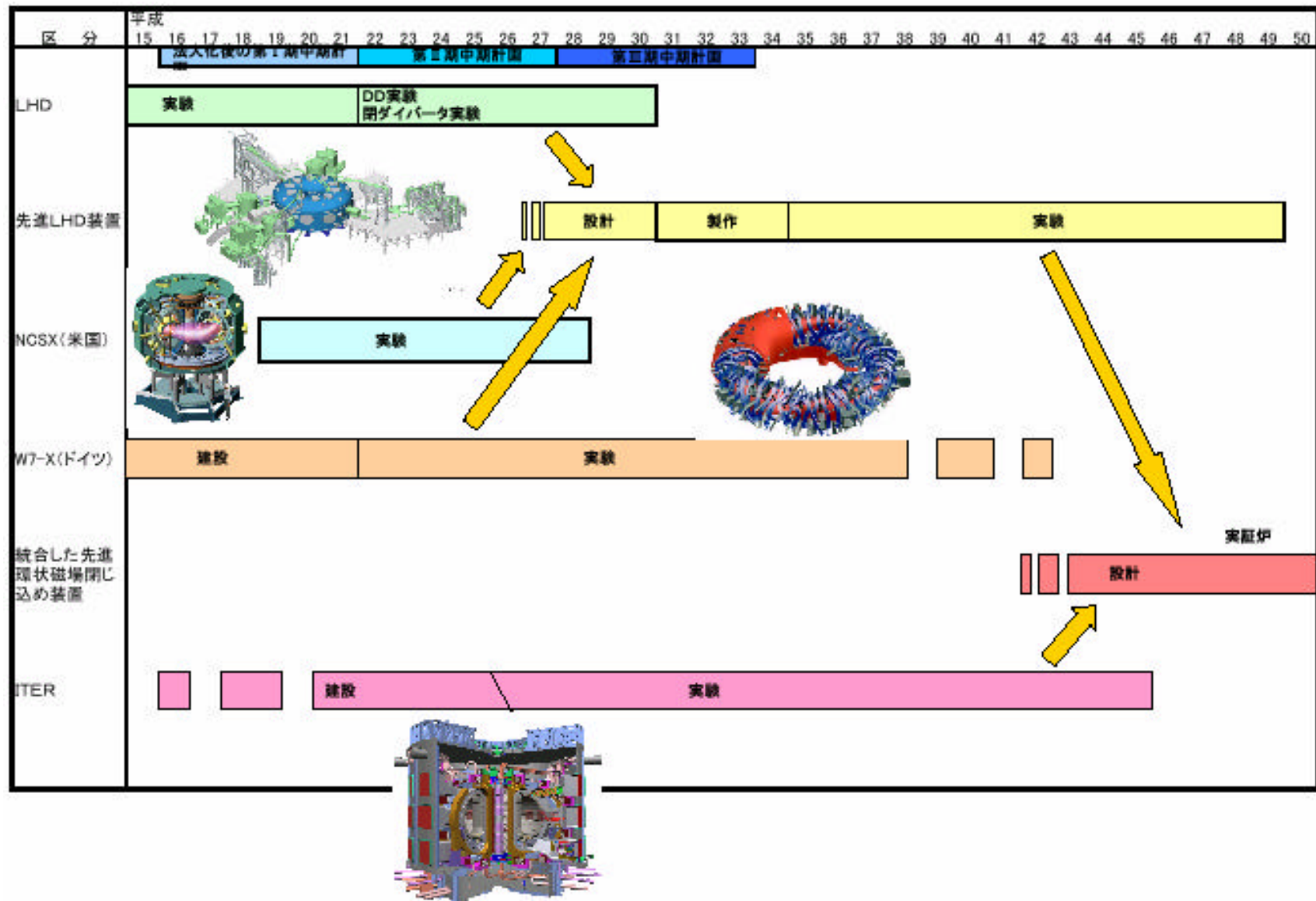


- Helical transport is sub-dominant with self-consistent E_r
- Assume $B=1.2 \text{ T}$, $P_{inj}=6 \text{ MW}$, $R=1.4\text{m}$, $H_{ISS95}=2.9$ ($H_{ITER-97P}=0.9$)
 $\Rightarrow \beta = 4\%$, $\nu^* \sim 0.25$. $B=1.7\text{T}$ gives access to $\nu^* \sim 0.1$, $T_i(0) \sim 2.3 \text{ keV}$
- Shaing-Houlberg for helical transport, benchmarked with Monte-Carlo.
- Uniform anomalous χ used. Similar results obtained with Lackner-Gottardi

See D. Mikkelsen

ヘリカル系の研究のロードマップ

ヘリカル系のロードマップ — 装置



まとめ

輸送

比例則 : 閉じ込め時間に関しては信頼性のあるデータが得られた。

新古典輸送 : 電場による新古典輸送の低減が確認された。

乱流輸送 : 電場シアーに伴うITBが形成が確認され、トロイダルプラズマの乱流輸送の普遍的物理の理解に貢献

MHD安定性

ベータ値 : 理論予想 (メルシェ条件) を超えるベータ値が得られた。

炉への展望

定常性 : プラズマの輸送は安定 (時間的に変化しない) で、定常維持には特に問題点はない。

閉じ込め性能 : コンパクトな炉を作るためには、閉じ込め性能を上げるための磁場構造の最適化が必要