

# 四十四年間のプロジェクト研究 を振り返って

中村一男

九州大学応用力学研究所

核融合力学部門

プラズマ表面相互作用分野

高温プラズマ力学研究センター

高温プラズマ表面相互作用分野

九州大学大学院総合理工学府

先端エネルギー理工学専攻

高エネルギー物質理工学講座

プラズマ材料学教育分野

# 四十四年間のプロジェクト研究を振り返って 『弱者』の理論

- はじめに: 『弱者』の生立ち
  - HYBTOK-Iaプロジェクト研究
  - TRIAM-1プロジェクト研究
  - TRIAM-1Mプロジェクト研究
  - CPDプロジェクト研究
  - QUESTプロジェクト研究
  - おわりに: 『弱者』の論理
- 

# はじめに:『弱者』の誕生

昭和48年4月

名古屋大学工学部電気電子工学科奥田研究室に配属

1972:浅間山荘事件

昭和45年4月

名古屋大学工学部電気電子工学科に入学

1969:東大入試中止

質実剛健。卓球部

昭和42年4月

愛知県立一宮高校に入学

農家がいやなら勉強せよ。卓球部

昭和39年4月

一宮市立千秋中学校に入学

かわいい子には夏火を焚かせよ。

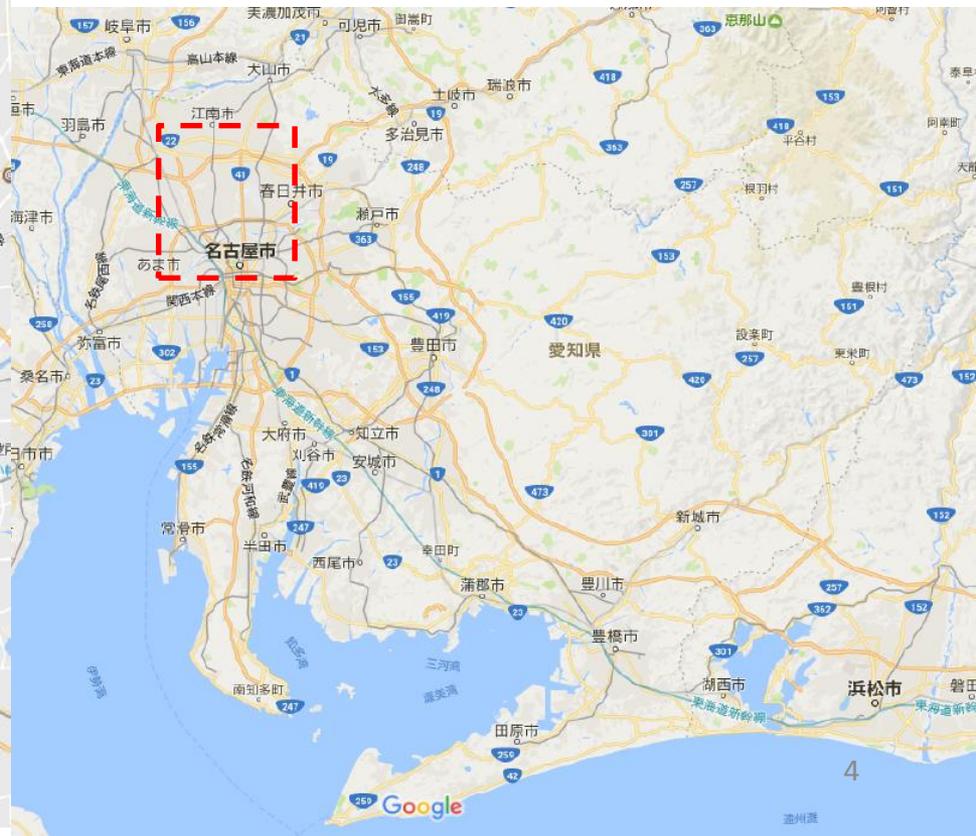
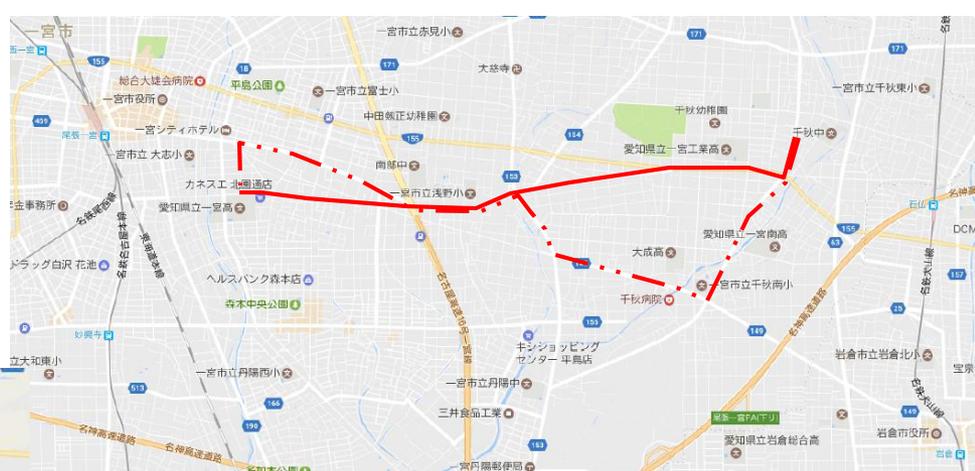
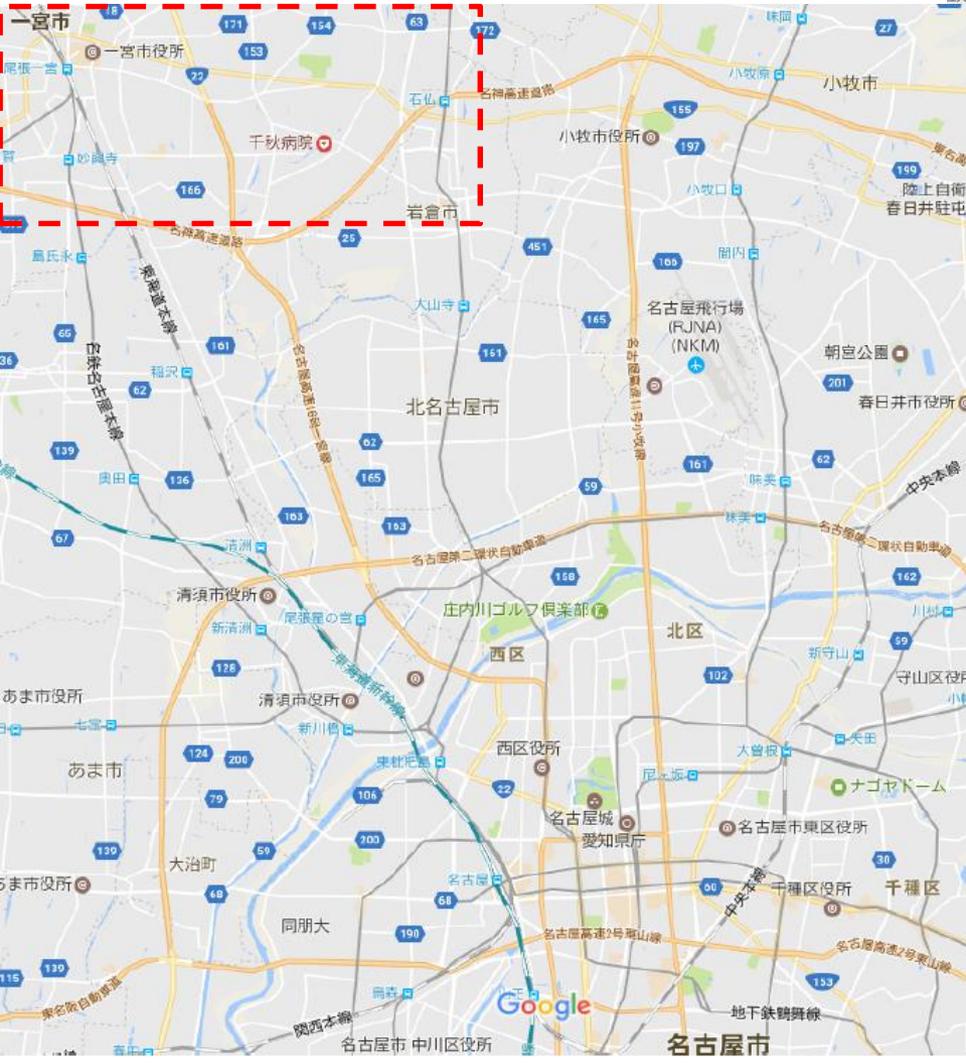
昭和33年4月

一宮市立千秋小学校に入学

昭和26年12月

愛知県一宮市千秋町の農家で誕生

1951:日米安全保障条約



# 『弱者』の生立ち

- 戦後の農家に生れる
- 農家の貧乏から這い上がるために勉強する
- 質実剛健
- アルバイト
  - 農園→生協→大学
- 衣食足りて礼節を知る。
- 核融合に進む。
- 輸送現象
  - 平衡→安定性→輸送→核融合
  - 新しい計測→新しい理論

# 四十四年間のプロジェクト研究

平成29年 定年により退職予定

平成22年 応用力学研究所の組織改編に伴って、核融合力学部門  
プラズマ表面相互作用分野に配置部門名変更

CPD, QUESTプロジェクト

平成9年 応用力学研究所の改組に伴って、新設されたプラズマ・材料力学部門  
プラズマ表面相互作用分野に配置

昭和62年 強磁場プラズマ・材料実験施設が新設され、同施設に配置換え

昭和58年 工学博士の学位を名古屋大学から授与

TRIAM-1Mプロジェクト

昭和54年 高エネルギー工学研究部高エネルギープラズマ力学部門に配置換

TRIAM-1プロジェクト

昭和52年 九州大学応用力学研究所高エネルギー工学研究部高エネルギー流体力学部門に配属

昭和52年 名古屋大学大学院工学研究科電気電子工学専攻博士課程後期課程を中途退学

昭和51年 名古屋大学大学院工学研究科電気電子工学専攻博士課程後期課程に進学

昭和49年 名古屋大学大学院工学研究科電気電子工学専攻修士課程に入学

HYBTOK-Iaプロジェクト

昭和48年 名古屋大学工学部電気電子工学科奥田研究室に配属

# HYBTOK-Iaプロジェクト研究

小型オクタポールトカマクにおける炭素不純物量の直接測定(核融合研究)

昭和52年6月 名古屋大学大学院工学研究科電気電子工学専攻博士課程後期課程を中途退学

Study of Magnetic Shaping in a Shell-Less Hybrid Tokamak with Octopole (EPS, Prague)

Equivalent Circuit Model and Magnetic Field Diffusion Equation in the Tokamak Simulation (Jpn. J. Appl. Phys.)

ベローズ中への磁場の浸込時間(核融合研究)

ラングミュアプローブによる周辺分布計測、1mツェルニ・ターナー型可視分光器による不純物計測

昭和51年4月 名古屋大学大学院工学研究科電気電子工学専攻博士課程後期課程に進学

トカマクシミュレーションにおける等価回路モデルと磁場の拡散方程式(核融合研究)

ブートストラップ電流による核融合エネルギーの取り出し

硬X線測定による電子温度計測

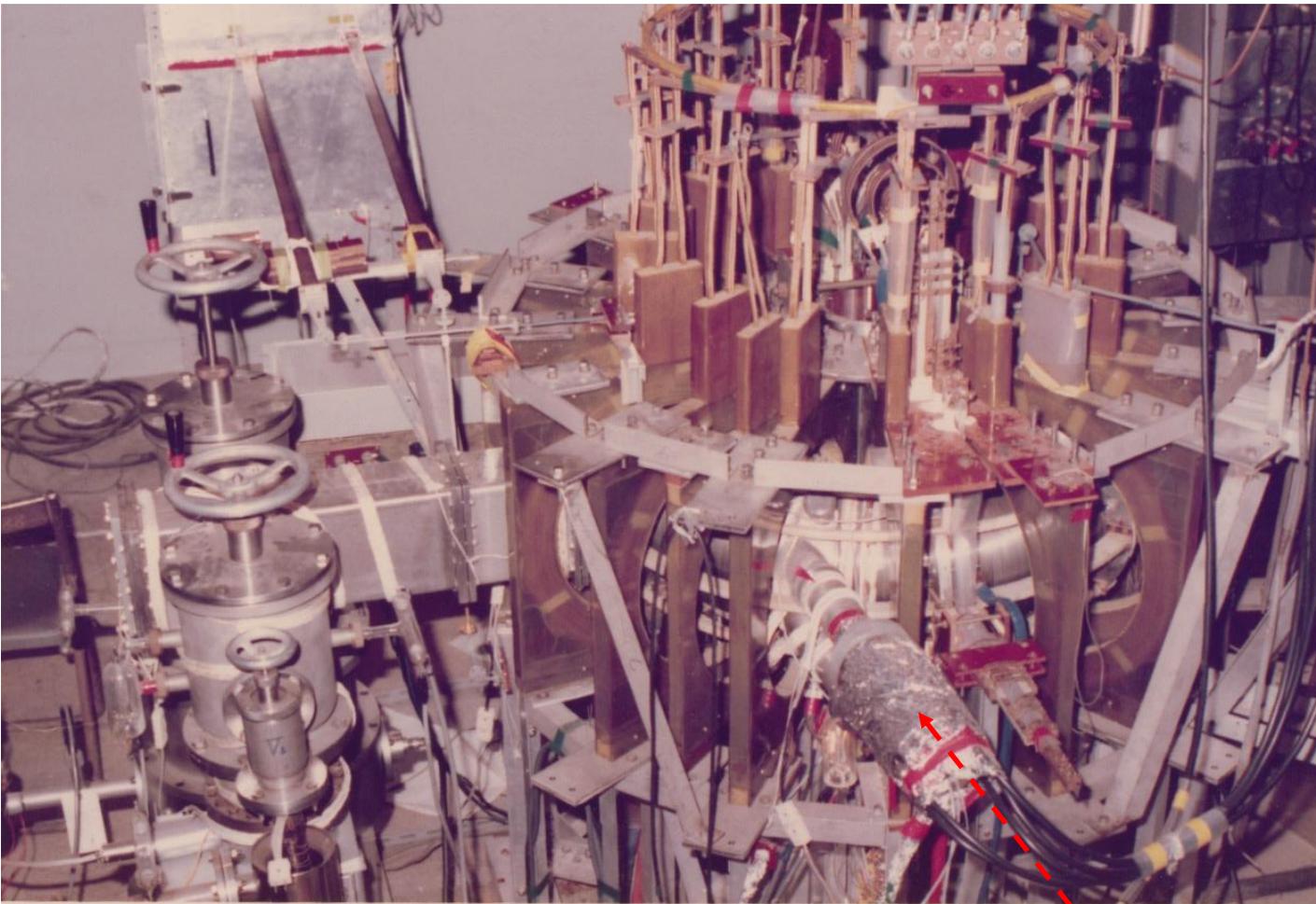
ポロイダル磁場コイル、インダクタンス変成器の設計・製作

昭和49年4月 名古屋大学大学院工学研究科電気電子工学専攻修士課程に入学

トロイダル磁場のリップルの計算

昭和48年4月 名古屋大学工学部電気電子工学科奥田研究室に配属

# ハイブリッドトカマクHYBTOK-Ia



大半径 : 30 cm  
小半径 : 8 cm  
トロイダル磁場 : 3.4 kG

D形断面トカマク

真空 :  
バイトンリング  
油拡散ポンプ

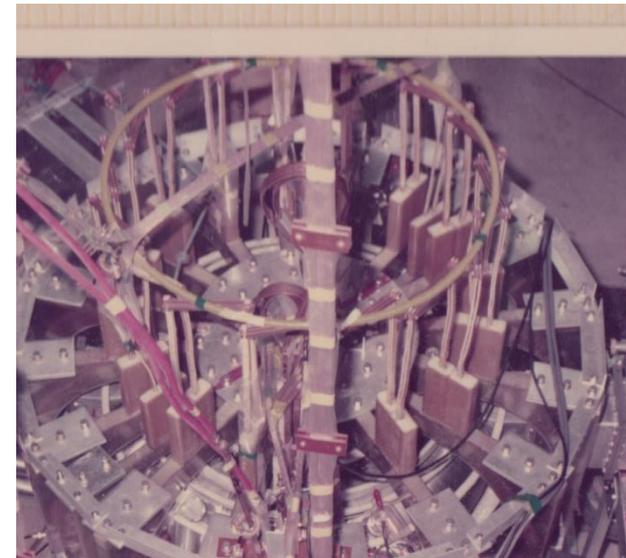
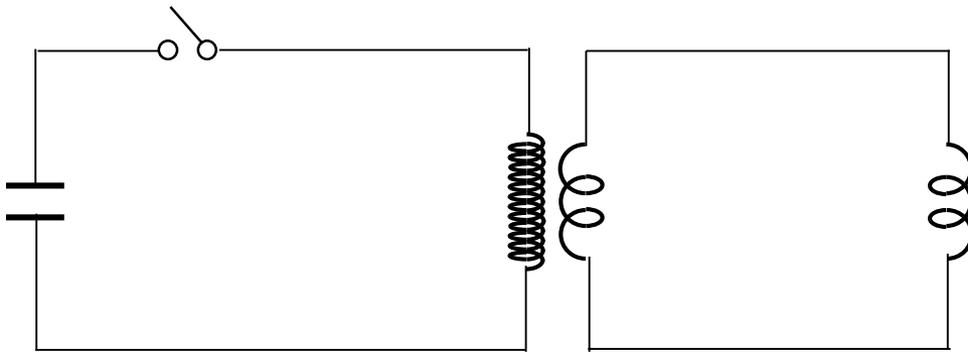
リーク試験 :  
アルコール  
+ ガイスメーター管

空心 (鉄心なし)

同軸銃

# 『弱者』の選択

- PFコイル製作を担当
- PFコイルのインピーダンス変成器製作を担当
  - 平角銅線をガラステープで絶縁しながら巻く。
  - エポキシ樹脂にて固める。
  - フィーダとネジで接続する。



接続部が機械的に弱く、毎年補修していました。

# Study of Magnetic Shaping in a Shell-Less Hybrid Tokamak with Octopole (EPS, Prague, 1977)

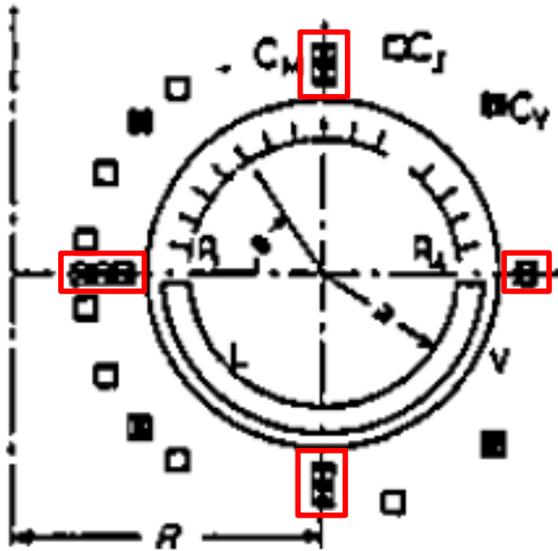


Fig. 1. Minor cross section of HYBTOK I-a.

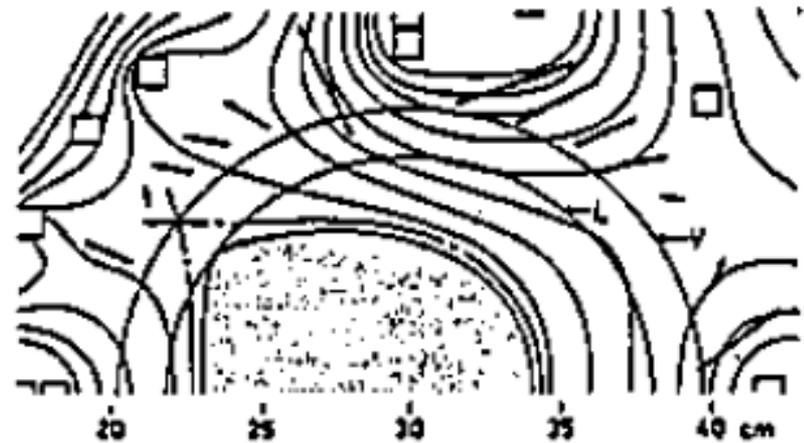


Fig. 2. An example of poloidal-field measurements for the case of D-shaped cross section. The values of the current

flowing in  $C_M$ ,  $C_J$  and  $C_V$  are 3.0 kA per one conductor, 5.1 kA and -0.18 kA, respectively, and the plasma current is  $-8.0$  kA.

# ラングミュアプローブ群

- 窒化ボロン絶縁の平板プローブ群
- ガラス絶縁の電流導入端子



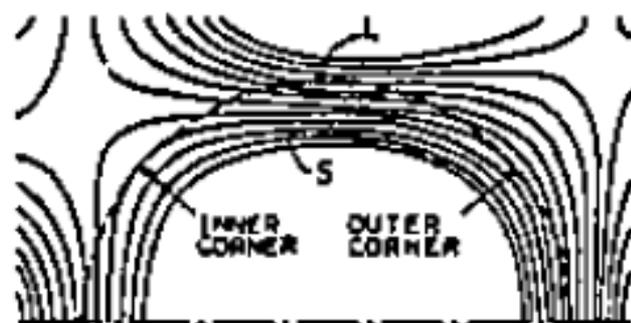


Fig. 3. Magnetic field configuration for the case of square cross section. The values of the current flowing in  $C_M$ ,  $C_J$  and  $C_V$  are 1.7 kA per one conductor, 3.0 kA and -0.04 kA, respectively, and the plasma current is -5.0 kA.

the poloidal angle indicated in Fig. 1.  $t_1 = 50 \mu\text{sec}$  and  $t_3 = 250 \mu\text{sec}$  are the time after the discharge firing.

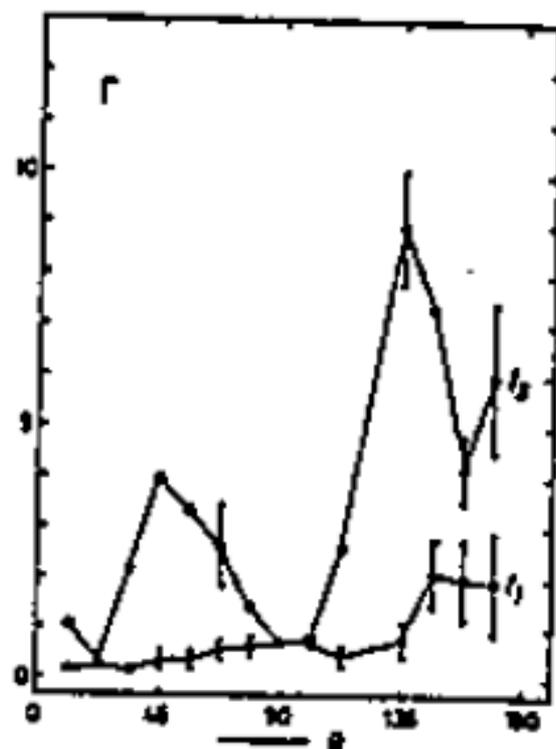
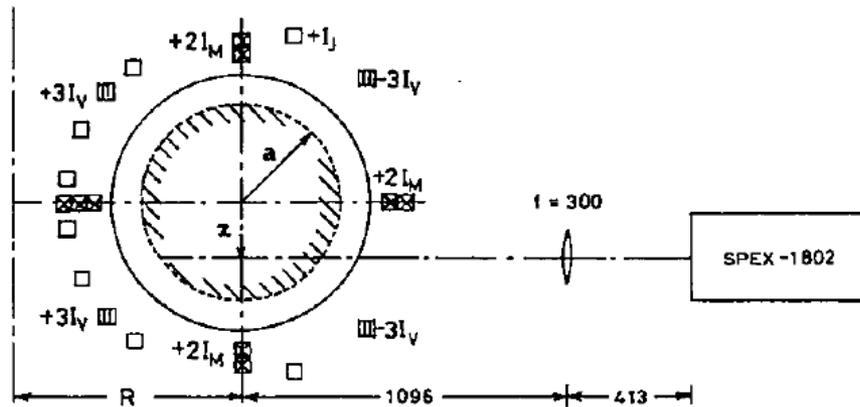


Fig. 4. Experimental results of the time variation of the poloidal distribution of the radial ion flux  $\Gamma$  ( $10^{21} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ) to  $L$ .  $\theta$  (deg.) is

# 小型オクタポールトカマクにおける炭素不純物量の直接測定(核融合研究, 1978)



第1図 実験装置 (HYBTOK I-a および可視分光器)

プラズマ電流ピーク時において

$I_J$  (空心変流器一次コイル電流) = 5.0 kA

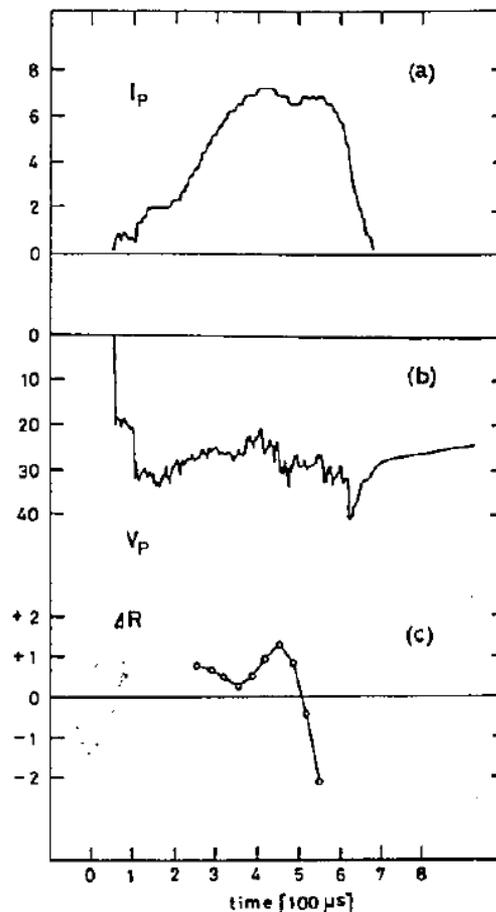
$I_M$  (オクタポール磁場コイル電流) = 3.3 kA

$I_V$  (垂直磁場コイル電流) = 1.0 kA

可視分光器 (SPEX-1802  $f/8.4$  1-m Czerny-Turner

Spectrometer - Spectrograph) は接線ポートを通してプラズマ ( $R=30\text{cm}$ ,  $z=-4.5\text{cm}$ ) を見ている。

- 水素+メタンにて放電: 5% C



第2図 本実験における典型的な放電波形

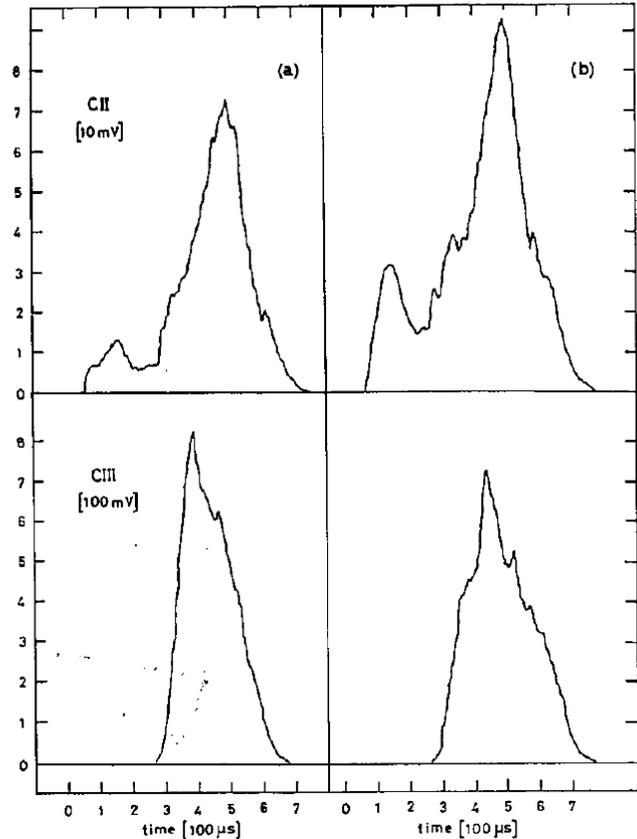
$I_p$  [kA] : プラズマ電流

$V_p$  [V] : ワンター-ホール電圧

$\Delta R$  [cm] : プラズマの水平方向変位

# 小型オクタポールトカマクにおける炭素不純物量の直接測定(核融合研究, 1978)

- $t \sim 100 \mu\text{sec}$ 
  - 同軸銃から3%C
- $t \sim 200 \mu\text{sec}$ 以降
  - リミターおよび
  - ライナーから
  - 3%C /  $100 \mu\text{sec}$



第3図 リザーバタンク内の水素にメタンを混入しない場合(a)と混入した場合(b)における炭素ラインCII 4 2 6 7.2 ÅおよびCIII 4 6 4 7.4 Åの強度の時間変化。ただし、入射スリットは $100 \mu\text{m} \times 2\text{cm}$ 、フォトマルはRCA 7265 (出力抵抗1 kΩ)。

# TRIAM-1プロジェクト研究

昭和58年 工学博士の学位を名古屋大学から授与

Electron and Ion Energy Distribution Functions in Slide-Away Regime of TRIAM-1 Tokamak (Jpn. J. Appl. Phys.)

Relaxation of Ion Energy Spectrum Just after Turbulent Heating Pulse in TRIAM-1 Tokamak (Jpn. J. Appl. Phys.)

High-Energy Ion Tail Formation due to Ion Acoustic Turbulence in the TRIAM-1 Tokamak (RIAM Reports)

Ion Energy Spectrum Just after the Application of Current Pulse for Turbulent Heating in the TRIAM-1 Tokamak (RIAM Reports)

Derivation of the Radial Profile of Ion Temperature from the "Measured" Energy Spectra of Charge-Exchanged Neutrals (RIAM Reports)

Ion Temperature Measurement by Neutral Energy Analyzer in High-Field Tokamak TRIAM-1 (RIAM Reports)

昭和54年 高エネルギー工学研究部高エネルギープラズマ工学部門に配置換

TRIAM-1の電磁気パラメータ、機械強度、伝熱設計、コンデンサ電源

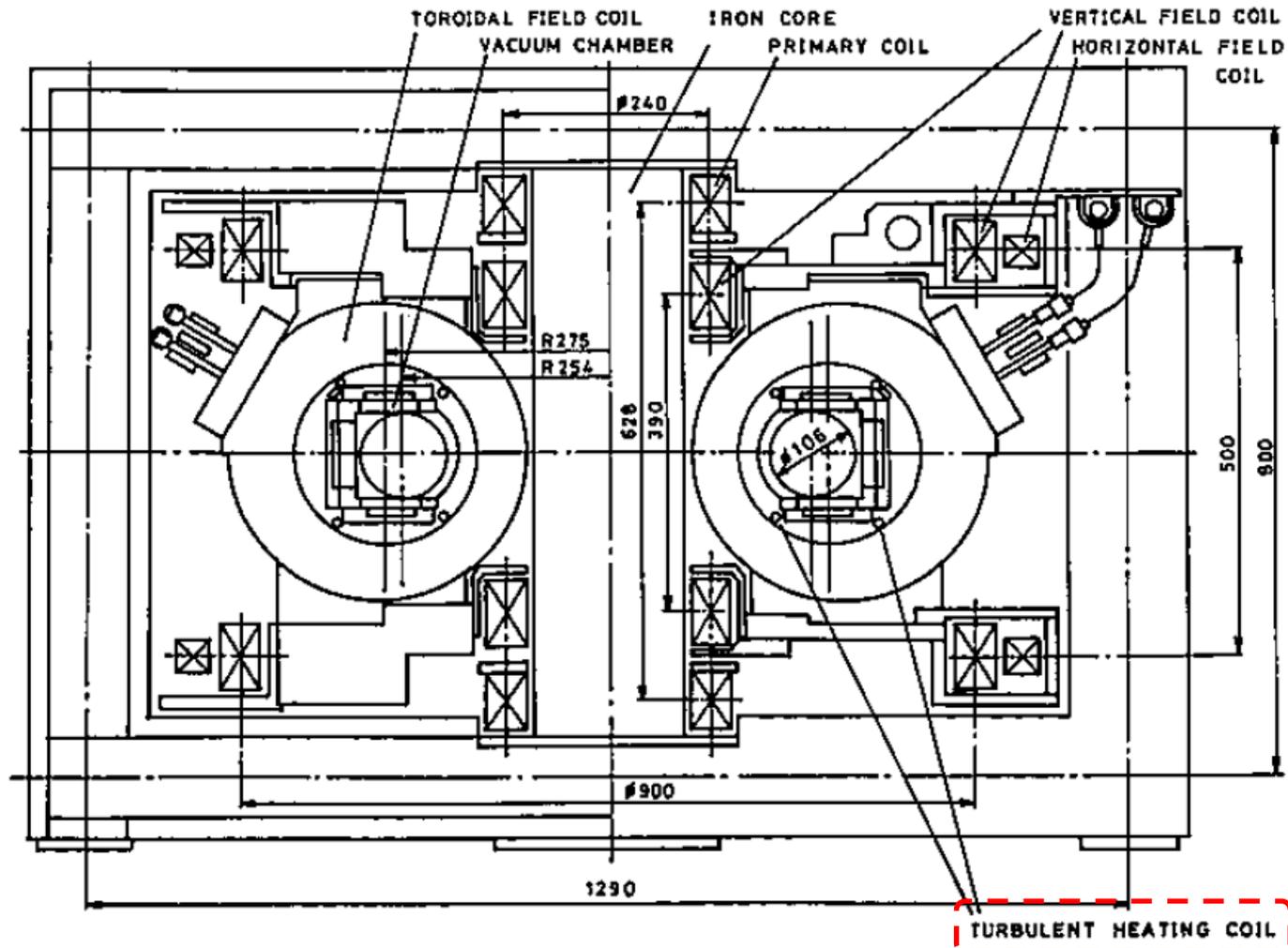
暖房器コントローラの製作、銅ガスケット、トルクレンチ、マス分析計を用いたリーク試験

昭和52年 九州大学応用力学研究所高エネルギー工学研究部高エネルギー流体工学部門に配属

チャンスはいつも黄信号でやって来る。迷っていたら赤信号で渡れなくなる。  
『弱者』の気持ち

# 強磁場トカマクTRIAM-1

- $R=25.4\text{cm}$ ,  $a=4\text{cm}$ ,  $B_t=40\text{kG}$
- 強磁場→機械的強度計算を念入りに実施
- 真空: 銅ガスケット、トルクレンチ、ターボ分子ポンプ



# Ion Temperature Measurement by Neutral Energy Analyzer in High-Field Tokamak TRIAM-1 (Rep. RIAM, 1980)

- 乱流加熱→イオン加熱→イオン温度測定

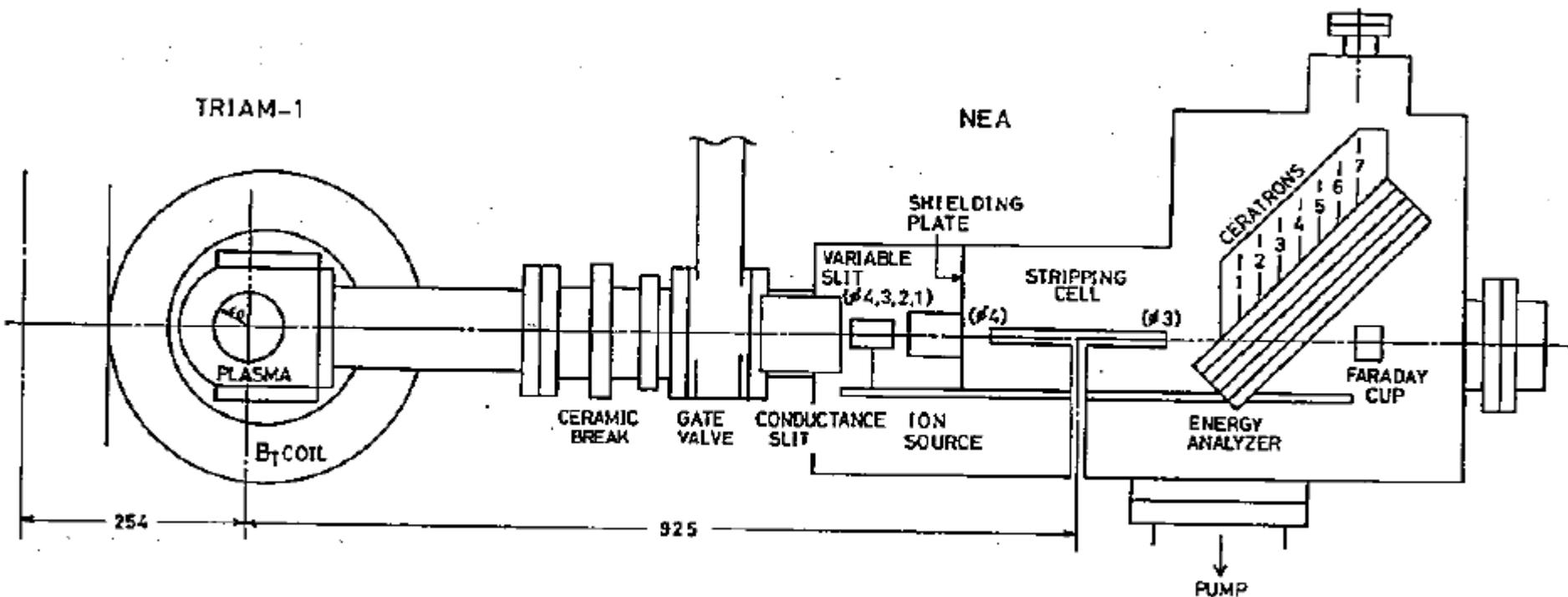


Fig. 2 Cross-sectional view of neutral energy analyzer (NEA) in TRIAM-1.

# Relaxation of Ion Energy Spectrum Just after Turbulent Heating Pulse in TRIAM-1 Tokamak (JJAP, 1982)

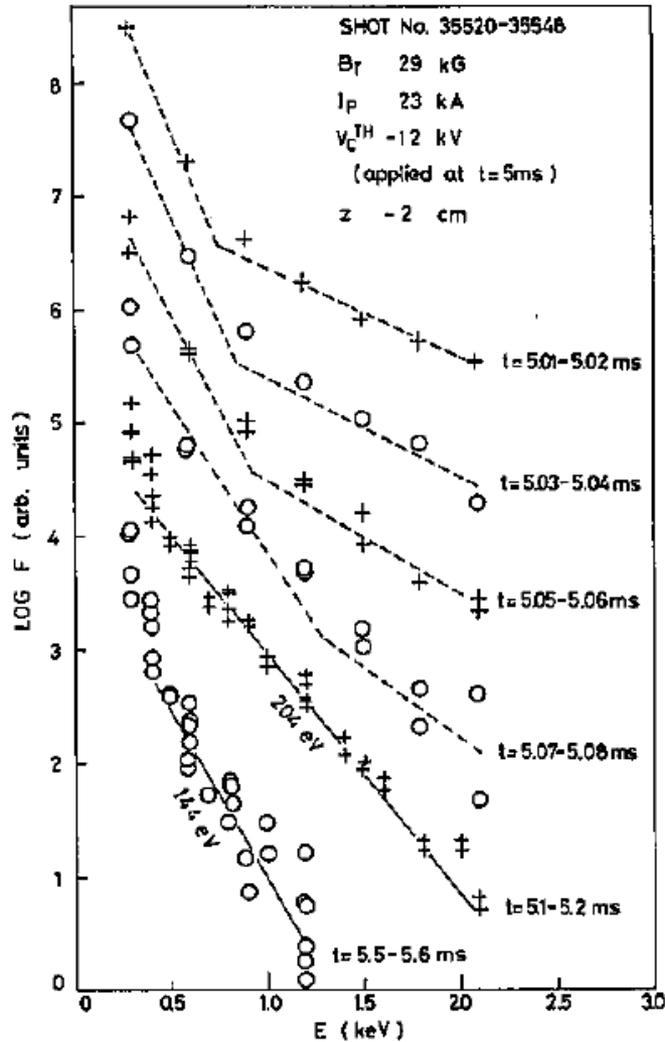


Fig. 4. Temporal evolution of ion energy spectrum observed at height  $z = -0.02$  m (under torus midplane). Minus sign of charged voltage  $V_C^{TH}$  of fast condenser bank for turbulent heating means current pulse of negative polarity.

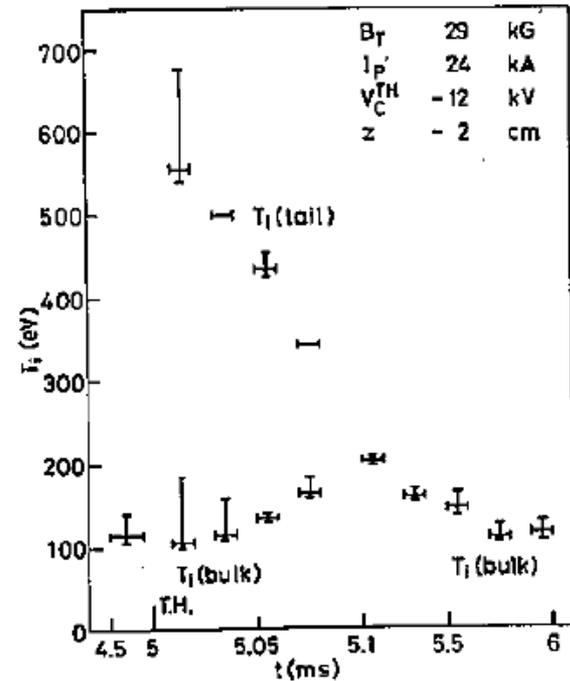


Fig. 5. Temporal evolution of tail and bulk ion temperature observed at  $z = -0.02$  m. Toroidal current pulse for turbulent heating is applied at time  $t = 5$  ms.

# Acceptable Turbulent Heating for Large Tokamak Devices (EPS, Aachen, 1983)

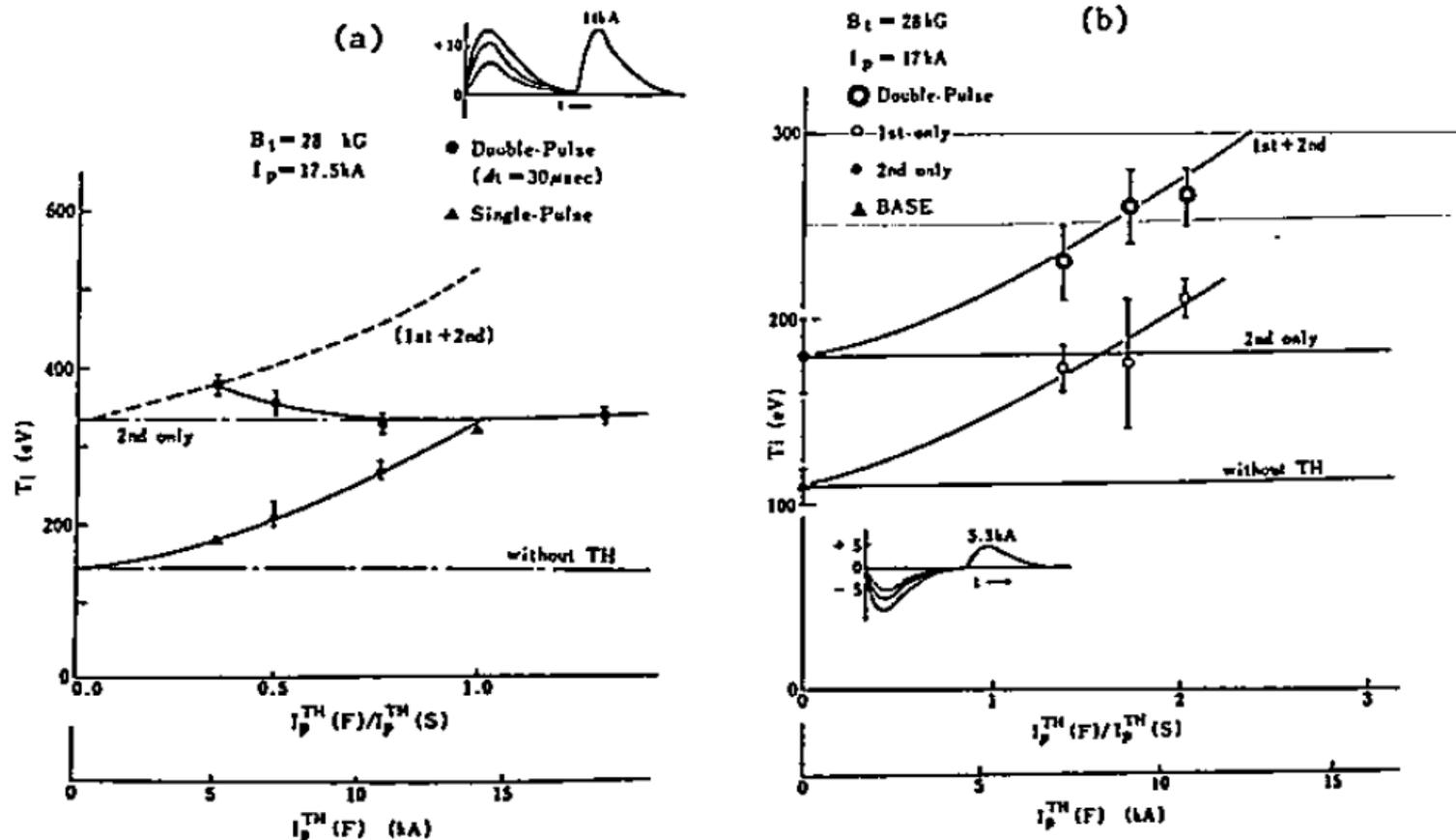
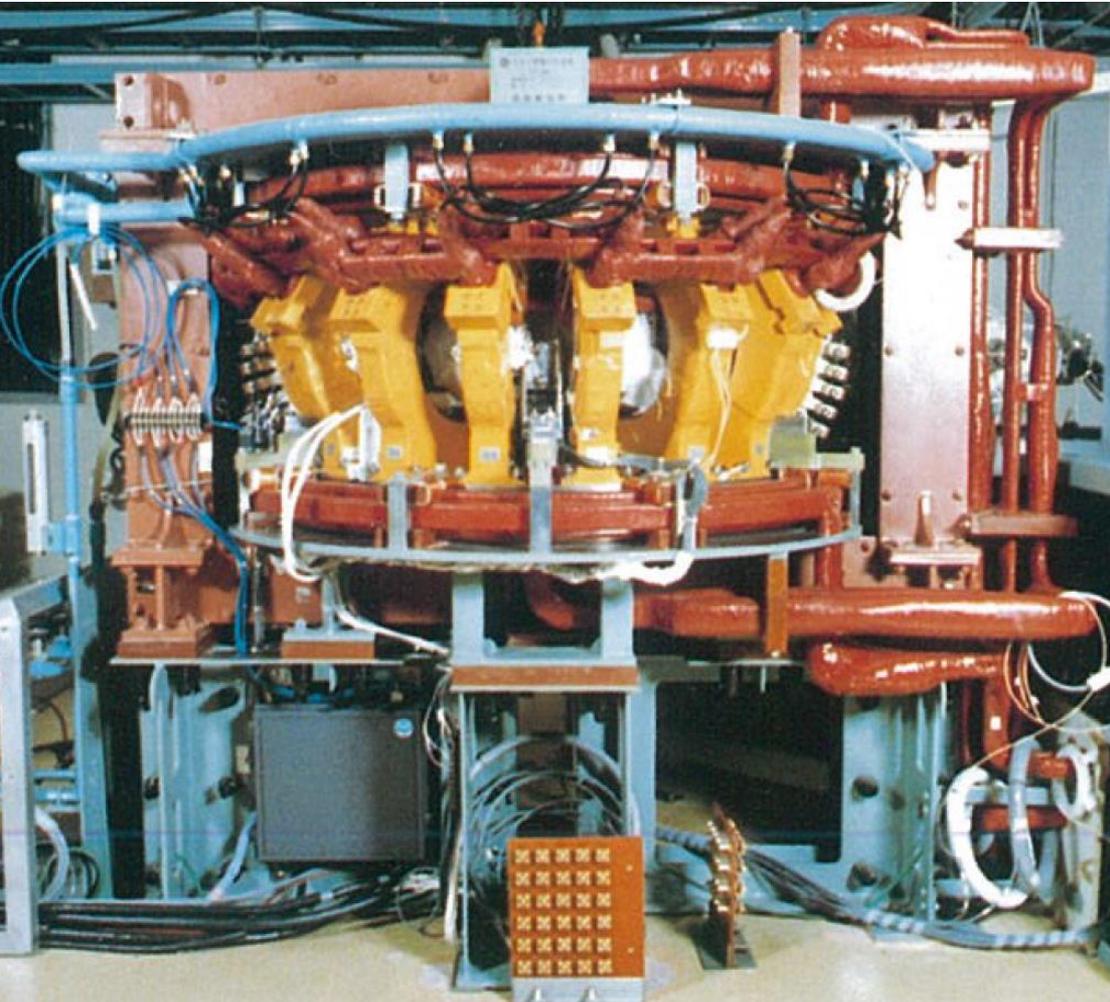


Fig. 3 The relation between the central ion temperature and the current ratio of double pulse in the case of same polarity (a) and opposite polarity (b).

- 同極性では加熱が加算されない。
- 異極性では加熱が加算される。

# TRIAM-1移設



- 昭和58年:筑紫キャンパスへの移転
- 昭和59年:トリアム実験棟の建設
- TRIAM-1移設
- ボロメータアレイ

# Radiation (UV-IR) Measurements in the TRIAM-1 Tokamak (Rep. RIAM, 1981)

Radiation detector:  
Si photodiode S1337-16BQ



15mm

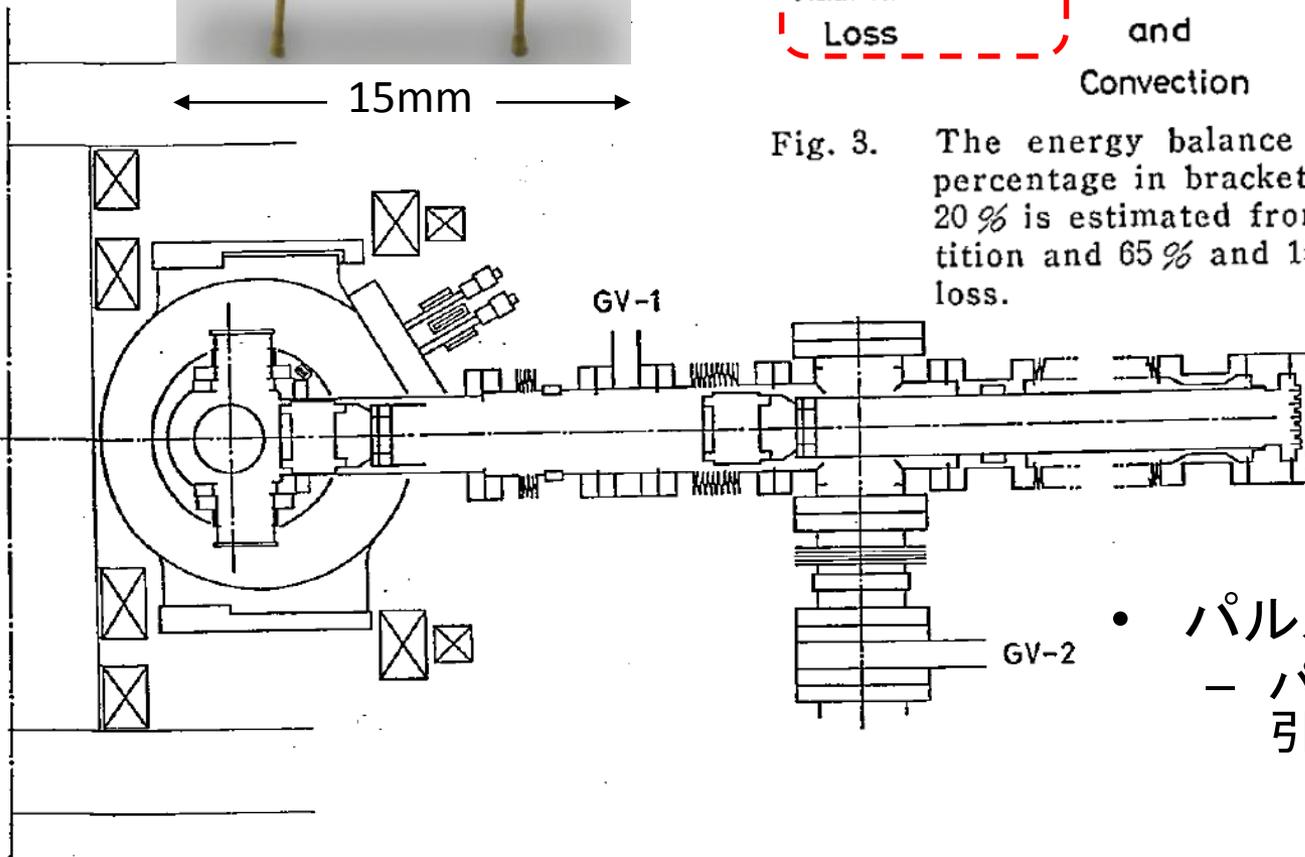


Fig. 8. The schematic diagram of the TRIAM-1 tokamak and the apparatus for measuring the radiation loss.

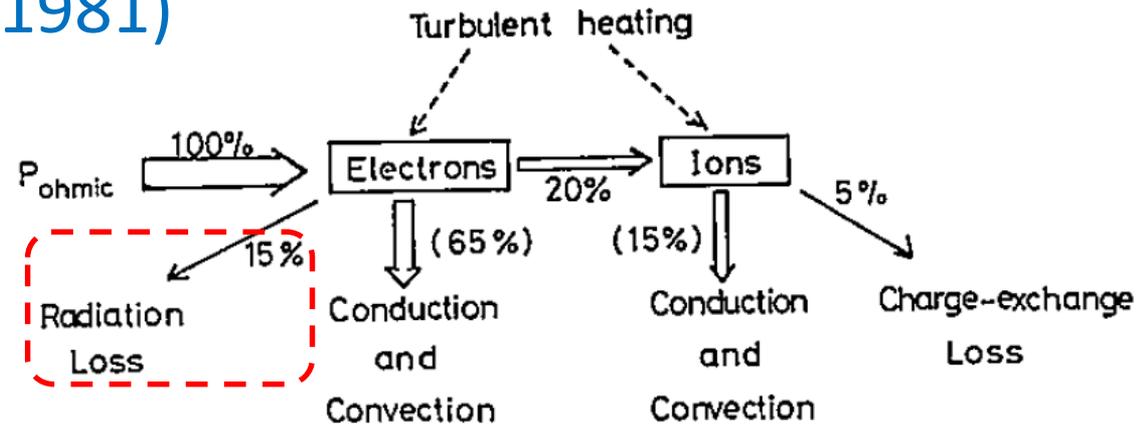


Fig. 3. The energy balance in the TRIAM-1 tokamak. The percentage in bracket is not measured but calculated: 20% is estimated from the classical theory of equipartition and 65% and 15% are estimated as the residual loss.

- パルス強磁場による電磁力  
- パルス→渦電流→ヘッド部が引き込まれる

# TRIAM-1Mプロジェクト研究

平成22年 応用力学研究所の組織改編に伴って、核融合力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置部門名変更

Current profile control experiments in the LHCD plasma on TRIAM-1M (Nucl. Fusion)

平成9年6月 応用力学研究所の改組に伴って、新設されたプラズマ・材料力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置

Magnetic Analysis of Ohmic Discharges in the Superconducting Tokamak TRIAM-1M (Nucl. Fusion, 1996)

平成6年: VUV、平成7年: ゲッタポンプ

Experiments on Steady-State Tokamak Discharge by LHCD in TRIAM-1M (IAEA, Washington, D.C., 1989)

平成元年: PIN、平成3年: VUV

TRIAM-1M のCTコイル補正コイルの最適化を担当

TRIAM-1Mのポロイダル磁場コイル増力電源整備を担当

Steady State Current Drive by Lower Hybrid Wave in TRIAM-1M Tokamak (IAEA, Nice, 1988)

Initial Operation of the High Field Superconducting Tokamak TRIAM-1M (IAEA, Kyoto)

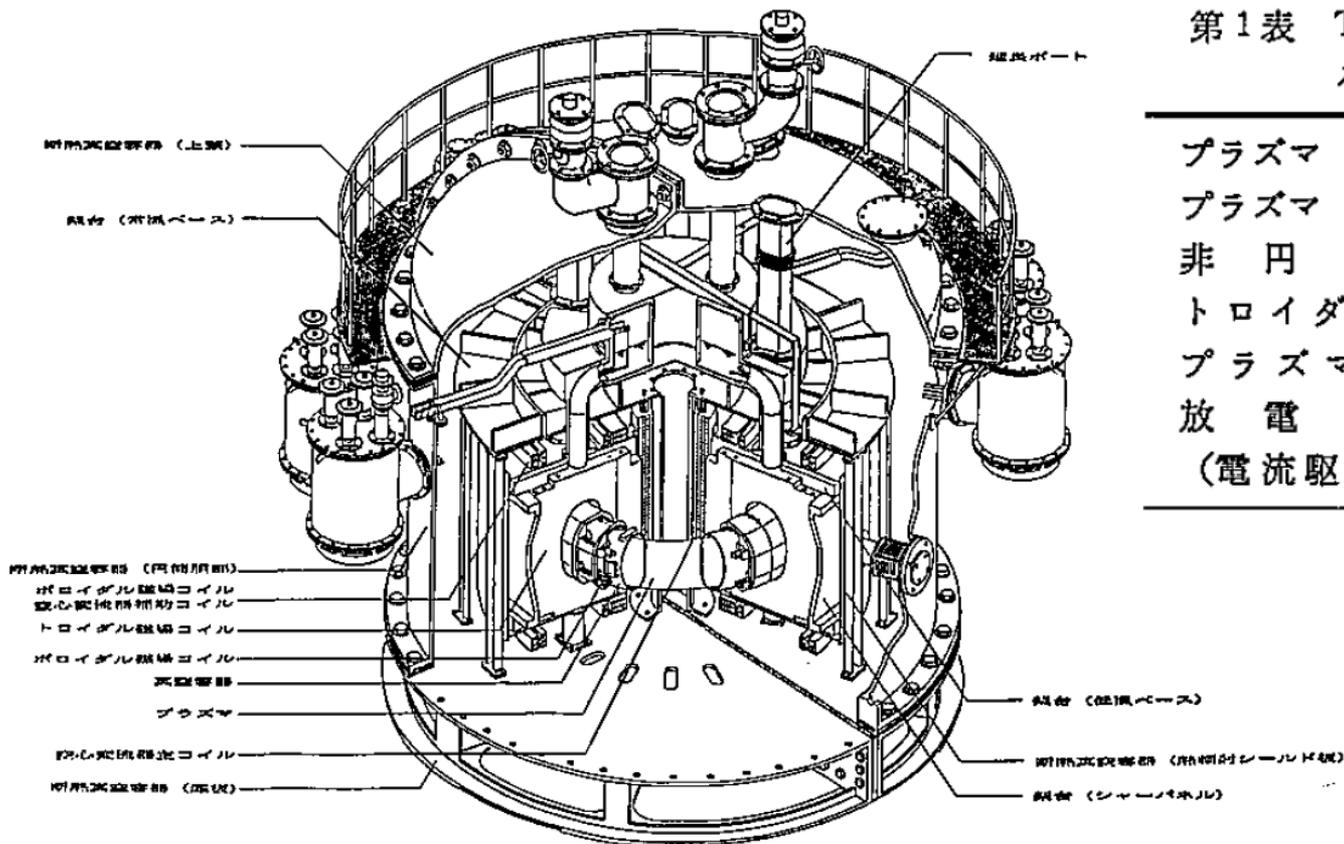
昭和62年 強磁場プラズマ・材料実験施設が新設され、同施設に配置換え

TRIAM-1M のポロイダル磁場コイルのフラクショナルターン方式を担当

TRIAM-1M の受変電設備、力率改善装置、コンデンサ電源、サイリスタ電源、超電導コイル電源、真空排気装置制御系を担当

昭和58年 工学博士の学位を名古屋大学から授与

# High-Field Tokamak TRIAM-1M with Superconducting Toroidal Magnets (EPS, Aachen, 1983)



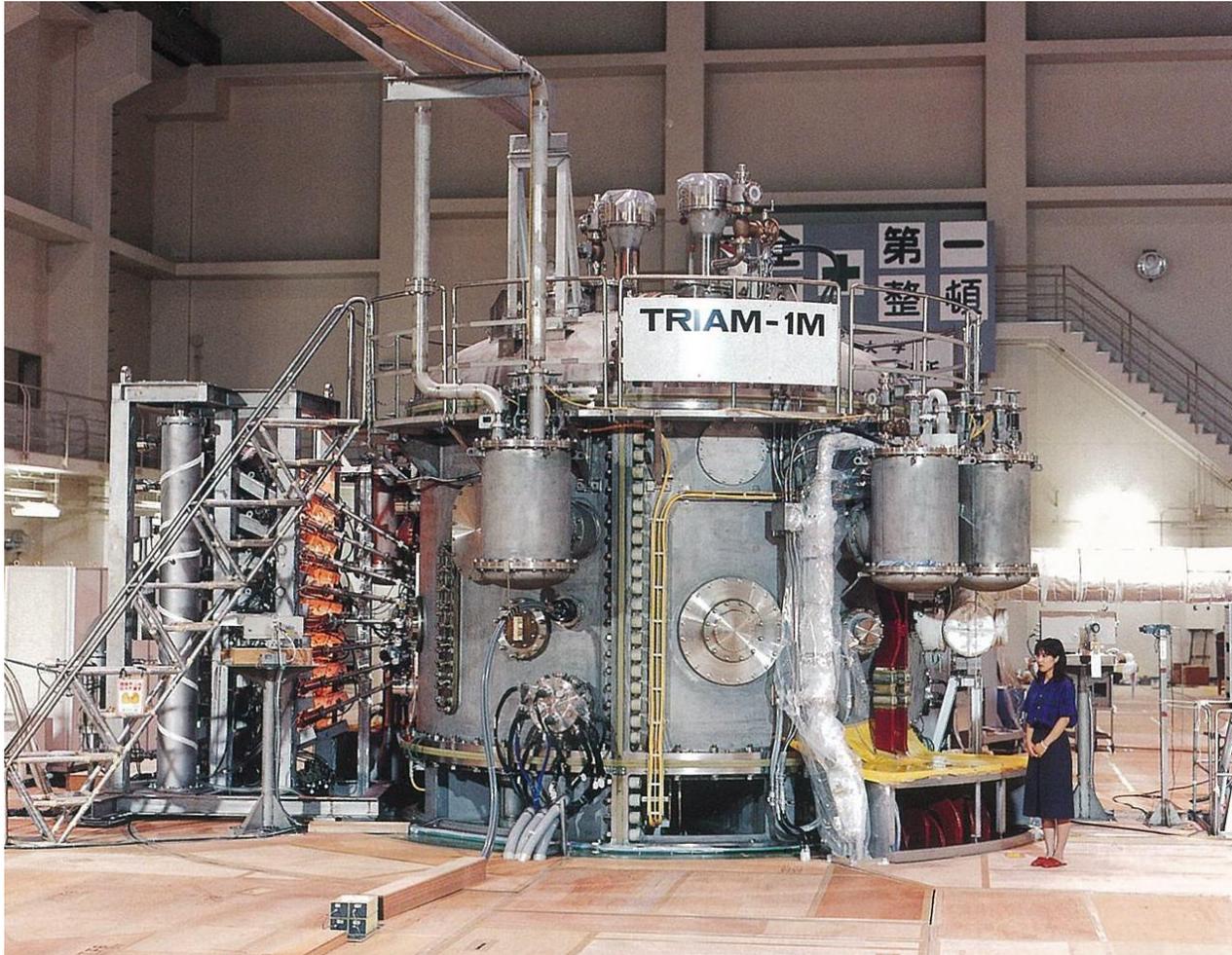
第1表 TRIAM-1M 装置の主なパラメーター

プラズマ 大半径	0.8 m
プラズマ 小半径	0.12 m × 0.18 m
非円形度	1.6
トロイダル磁場	8 T
プラズマ電流	0.5 MA
放電時間 (電流駆動時)	0.5 sec > 10 sec

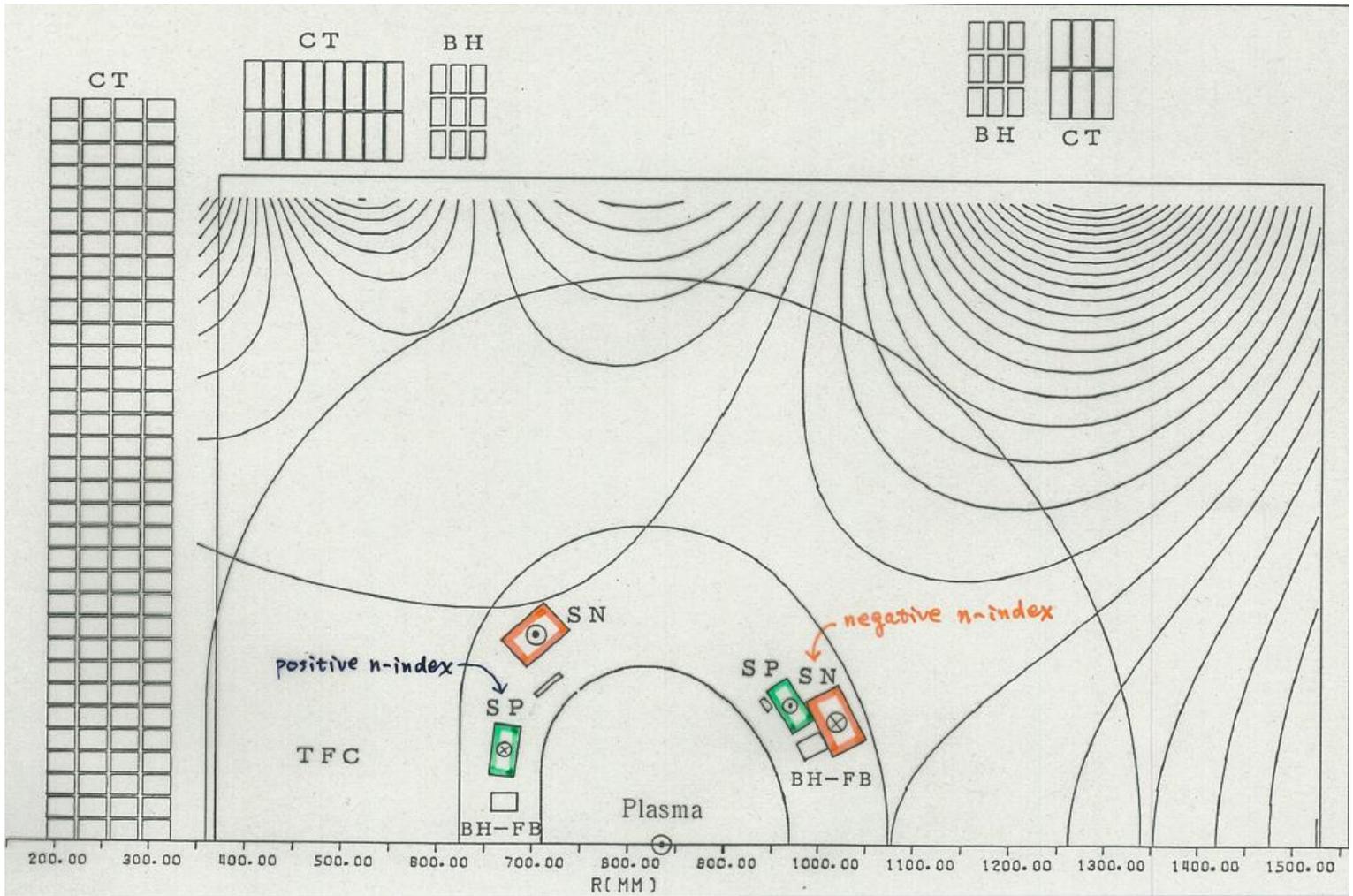
第1図 強磁場トカマク TRIAM-1M 鳥瞰図

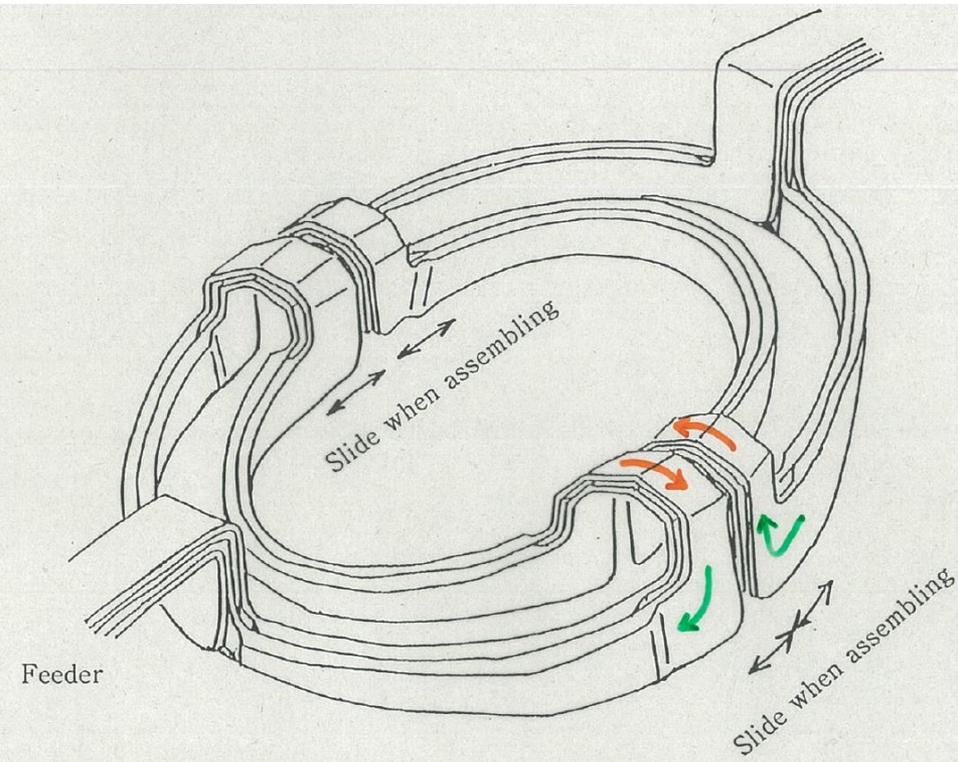
ポスター発表に来てくれたKadomtsevに名前を尋ねてしまいました。  
日ソ協会まで通って勉強したロシア語もとっさには出て来ませんでした。

# 超伝導トカマクTRIAM-1M

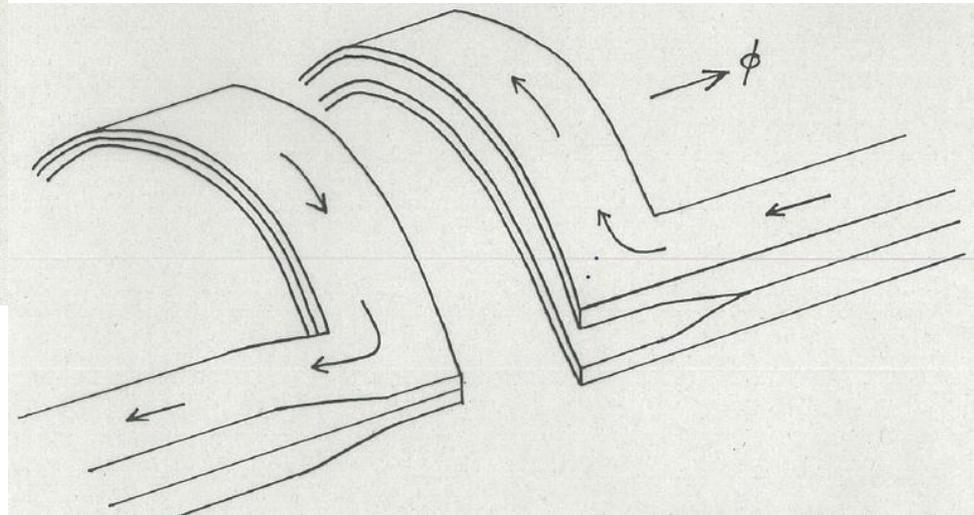


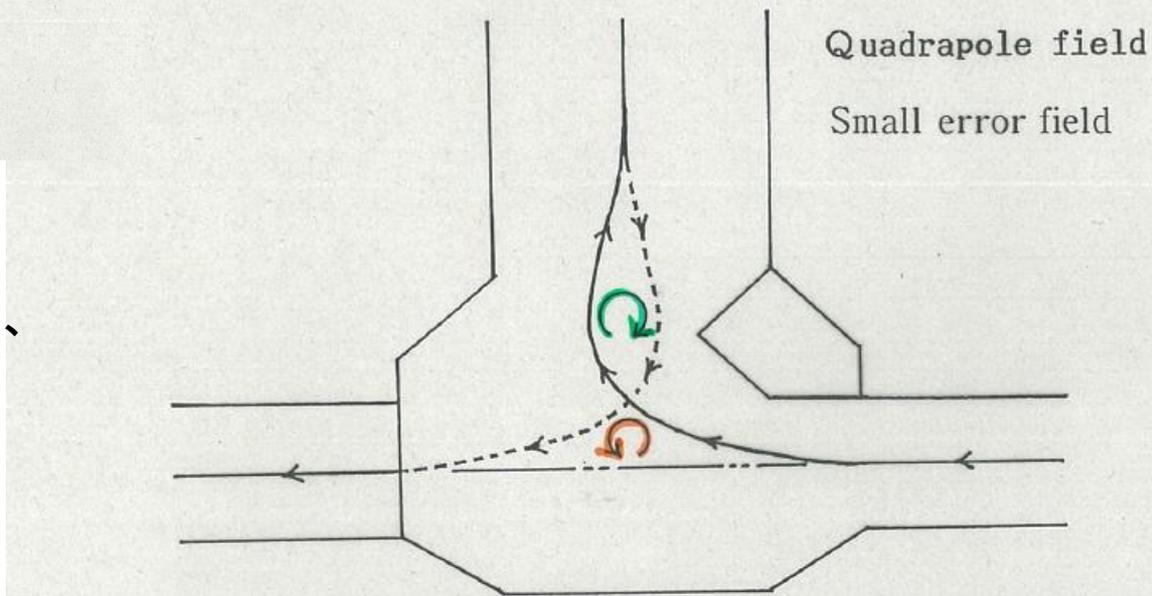
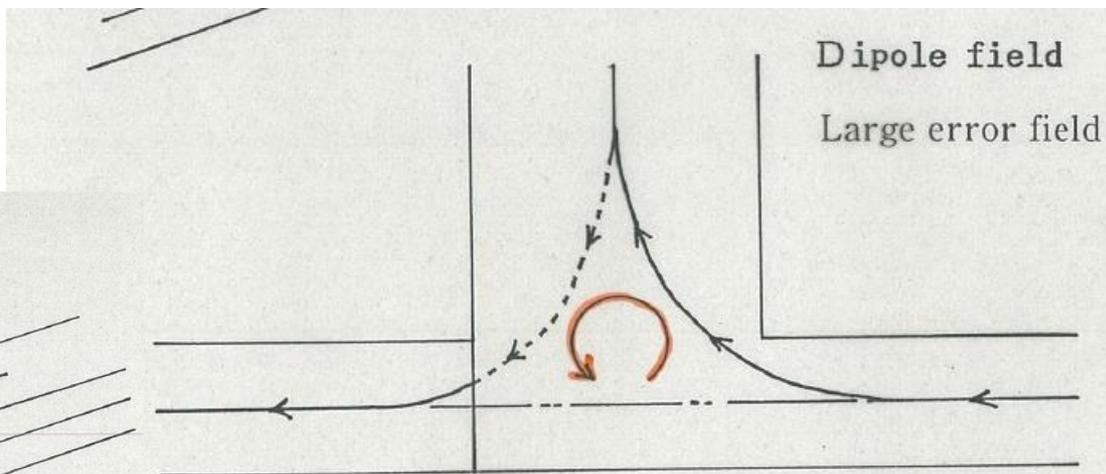
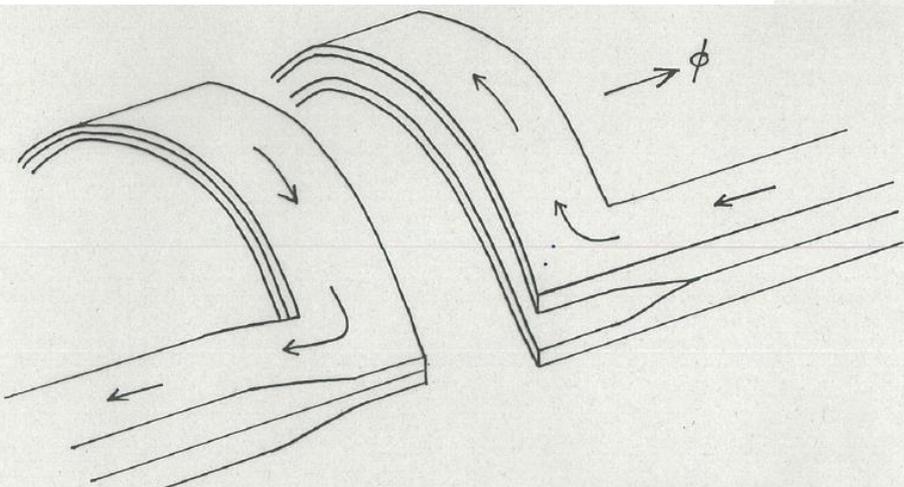
- 強磁場
- 超伝導トロイダル磁場コイル
  - $\text{Nb}_3\text{Sn}$
- 電磁誘導に制限
  - フラクショナルターン方式
- 空心(鉄心なし)
  - 不整磁場補正





- 巻き戻し可能
- 分割組立て可能
- 少ない巻数
  - 不整磁場対策が必要





電流密度分布を実験と計算で求め、  
不整磁場が最小となるようにエンド  
コーナー部の形状を最適化した。

Shape optimization of end corner



# Magnetic Analysis of Ohmic Discharges in the Superconducting Tokamak TRIAM-1M (Nucl. Fusion, 1996)

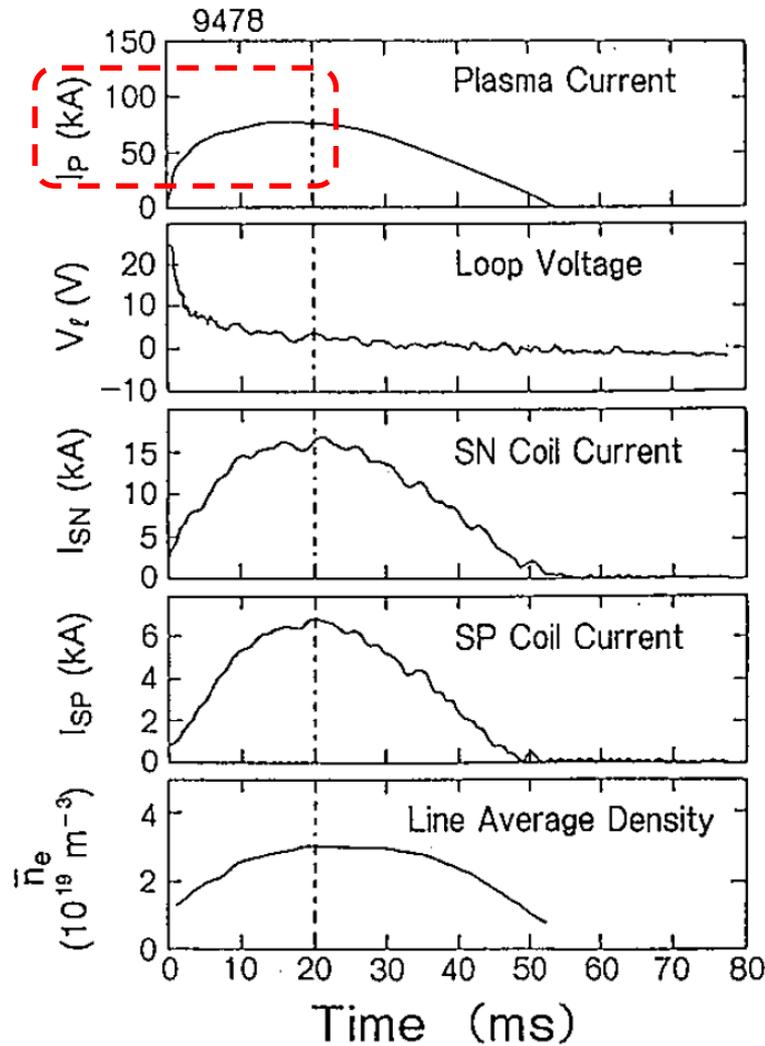


FIG. 2. Typical waveform of TRIAM-1M ohmic discharge of this experimental series.

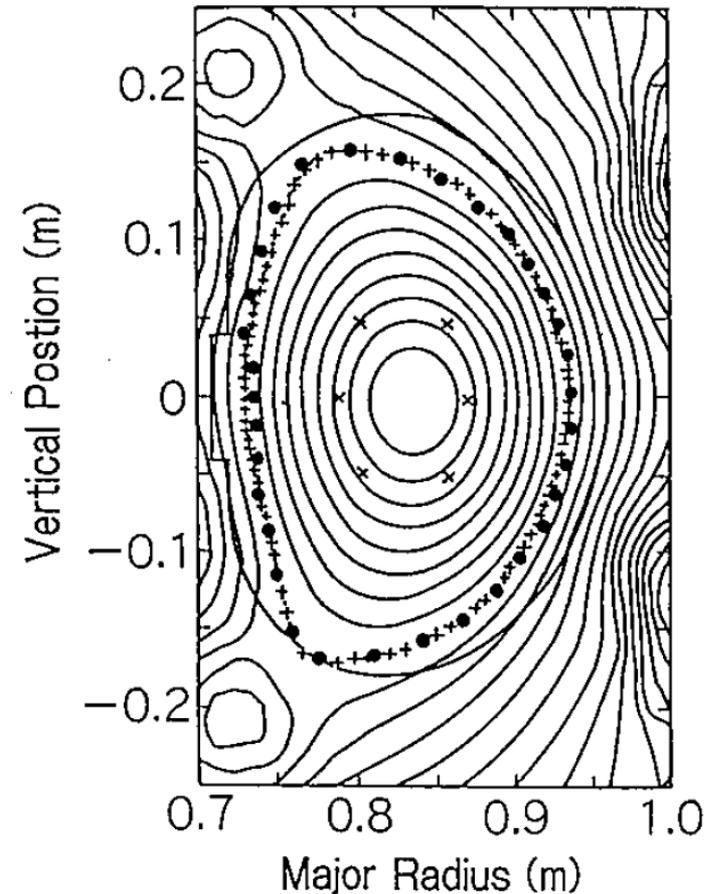


FIG. 6. Comparison of plasma surfaces obtained by the FITEQ and SHP codes. For the SHP code, the surface is shown by full circles,  $\beta_P + I_i/2 = 0.94$ , the vertical field is  $-3.05 \times 10^{-2}$  T and  $n_V = -6.29$ . For the FITEQ code, the surface is shown by plus signs,  $\beta_P + I_i/2 = 0.98$ , the vertical field is  $-3.02 \times 10^{-2}$  T and  $n_V = -6.25$ .<sup>29</sup>

# TRIAM-1MにおけるPINダイオードによる軟X線測定 (Rep. RIAM, 平成元年)

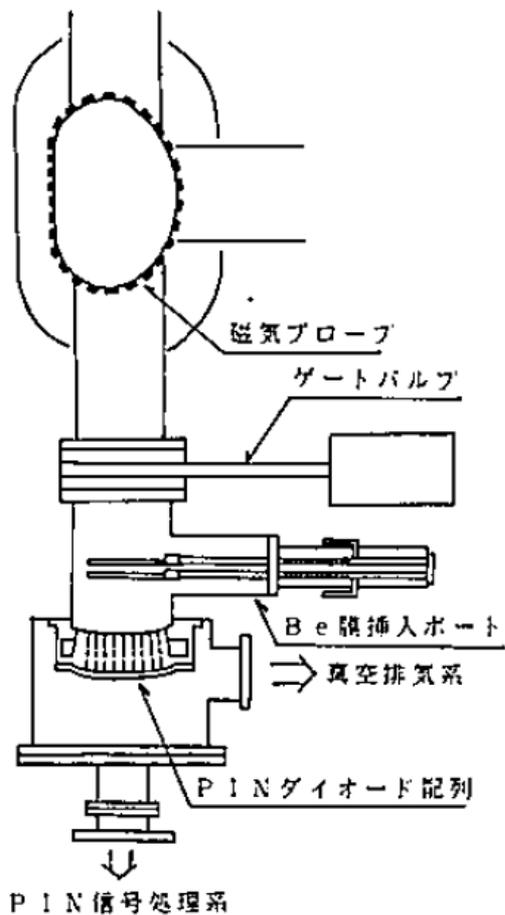


図 1 (a) 軟 X 線測定装置概略図

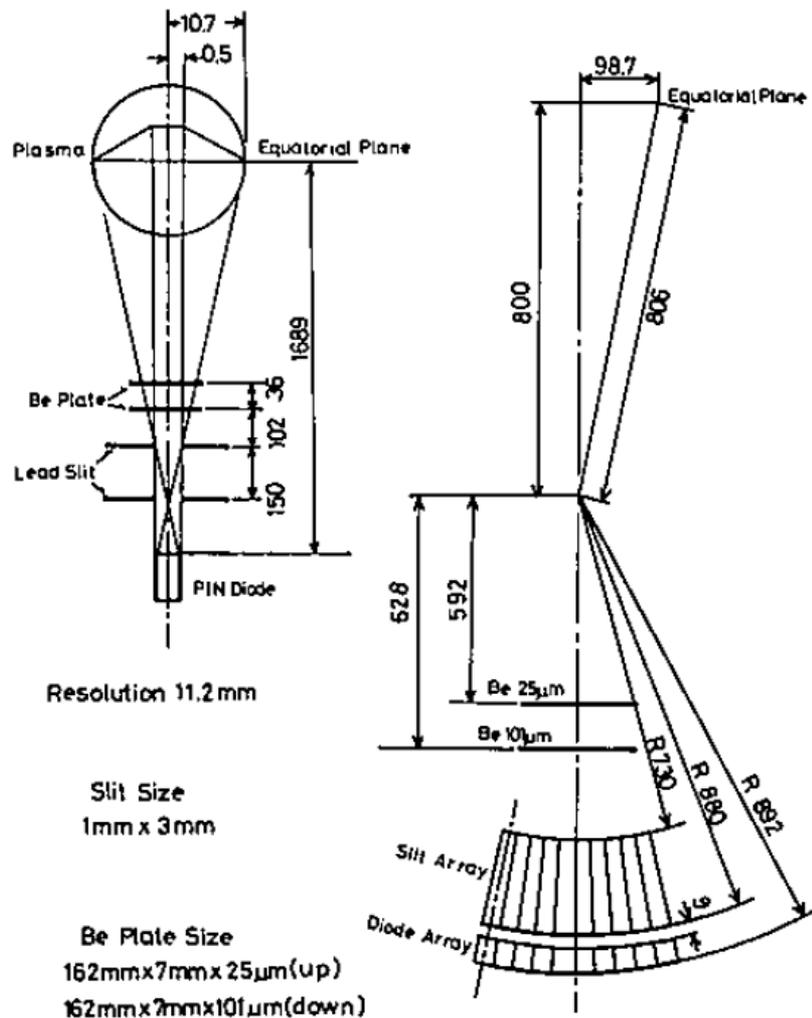


図 1 (b) PIN ダイオードの空間分解能および立体角

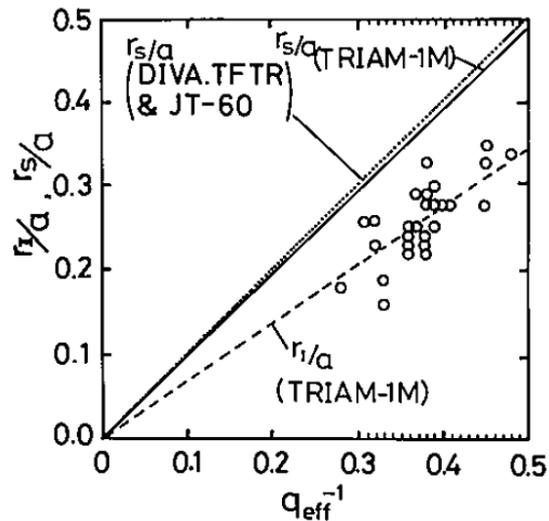
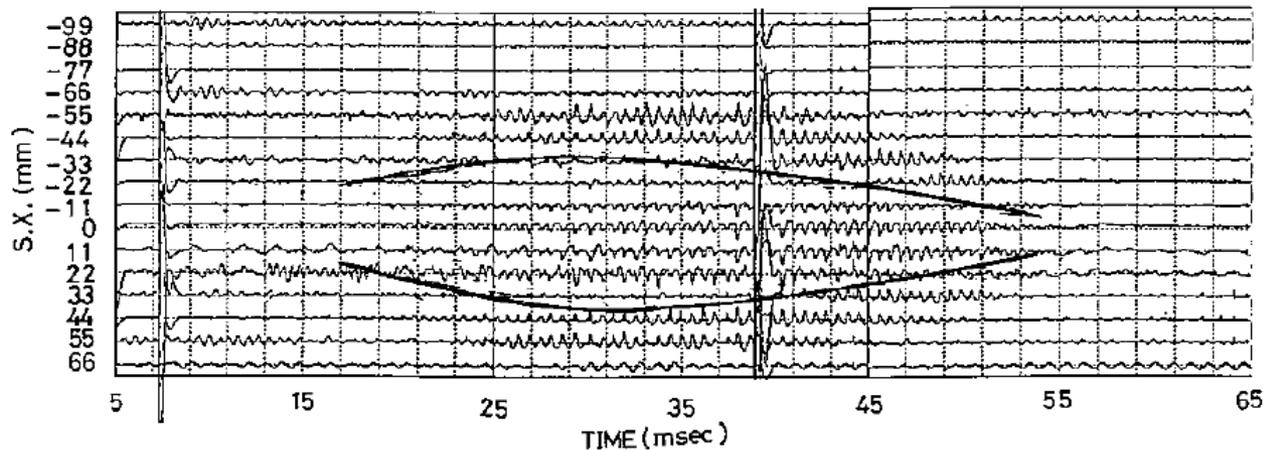


図5 反転半径の  $q_{eff}$  依存性

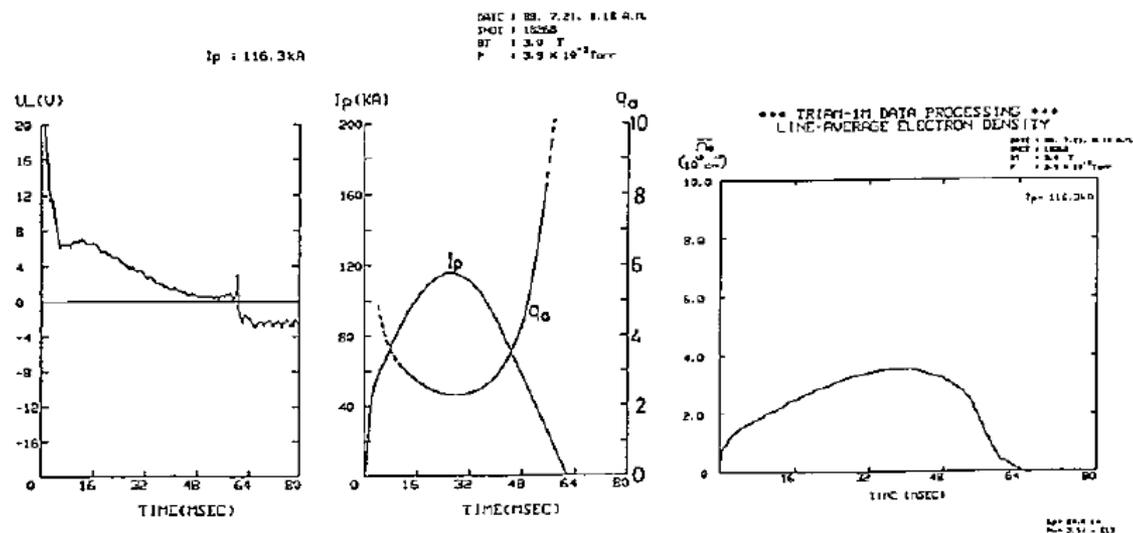


図7 鋸歯状波振動及びプラズマパラメータの時間変化  
 図中に鋸歯状波振動の位相が反転する半径を実線で示す。

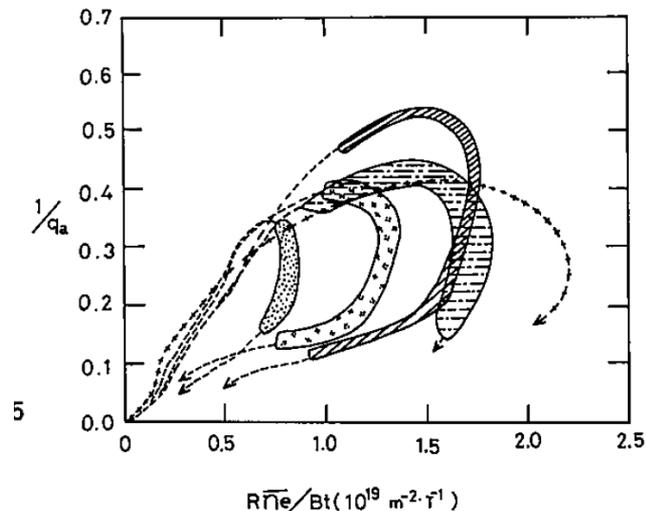


図6 Hugill ダイアグラム上における鋸歯状波振動の現れる領域  
 破線で示した軌跡に沿って放電が進み、鋸歯状波振動が模様で示した領域で観測された。このような軌跡を描いた代表的なショットのパラメータを以下に示す。

□	19182	$\bar{n}_e = 4.3 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$	$I_p = 134 \text{ kA}$	$q_a = 3.1$	$B_t = 4.5 \text{ T}$
▤	19156	$\bar{n}_e = 4.3 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$	$I_p = 137 \text{ kA}$	$q_a = 2.7$	$B_t = 4.0 \text{ T}$
▥	19127	$\bar{n}_e = 3.9 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$	$I_p = 115 \text{ kA}$	$q_a = 2.4$	$B_t = 3.0 \text{ T}$
▧	19145	$\bar{n}_e = 4.6 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$	$I_p = 137 \text{ kA}$	$q_a = 2.9$	$B_t = 3.0 \text{ T}$
.....	20478	$\bar{n}_e = 10.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$	$I_p = 144 \text{ kA}$	$q_a = 2.6$	$B_t = 4.0 \text{ T}$

この高密度オペレーションでは鋸歯状波振動は観測されなかった

# Steady State Current Drive by Lower Hybrid Wave in TRIAM-1M Tokamak (IAEA, Nice, 1988)

- コンデンサ電源

- クローバ部のループ電圧を利用して種プラズマを生成

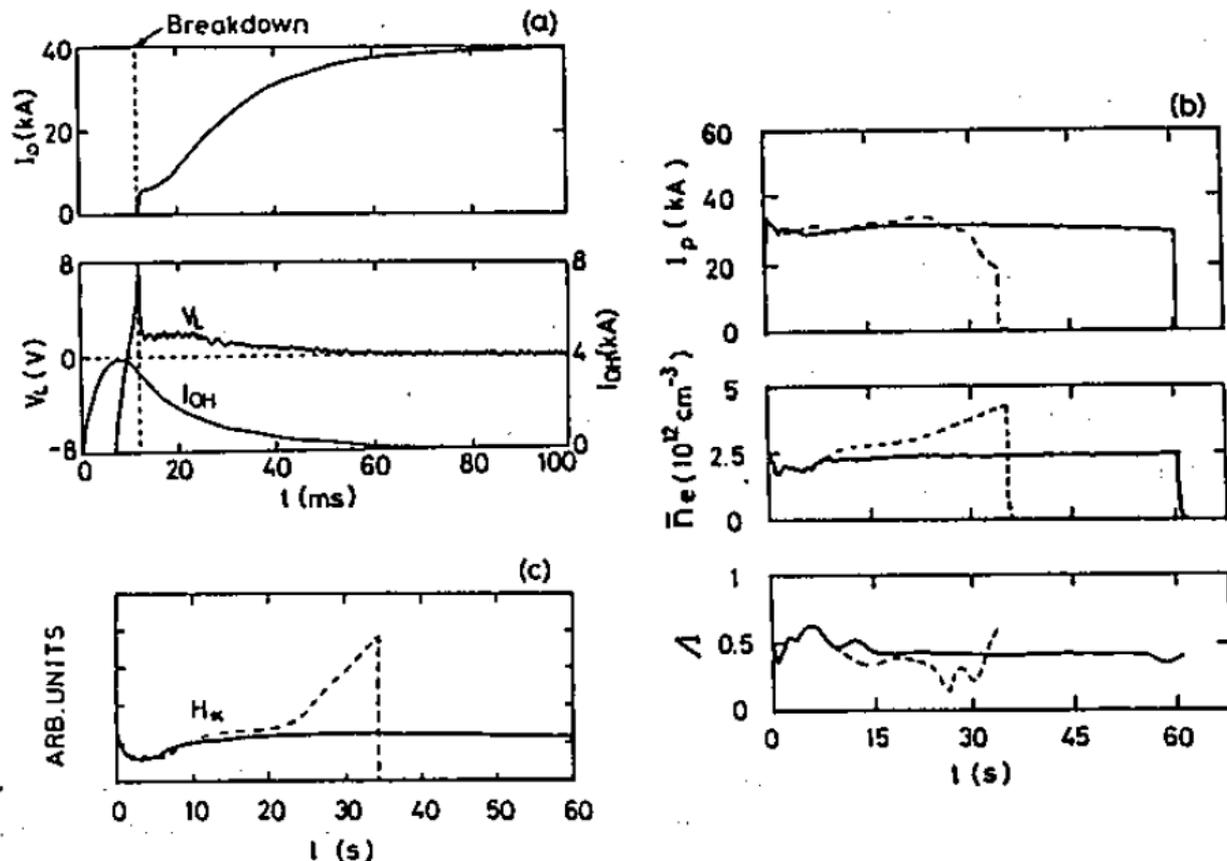
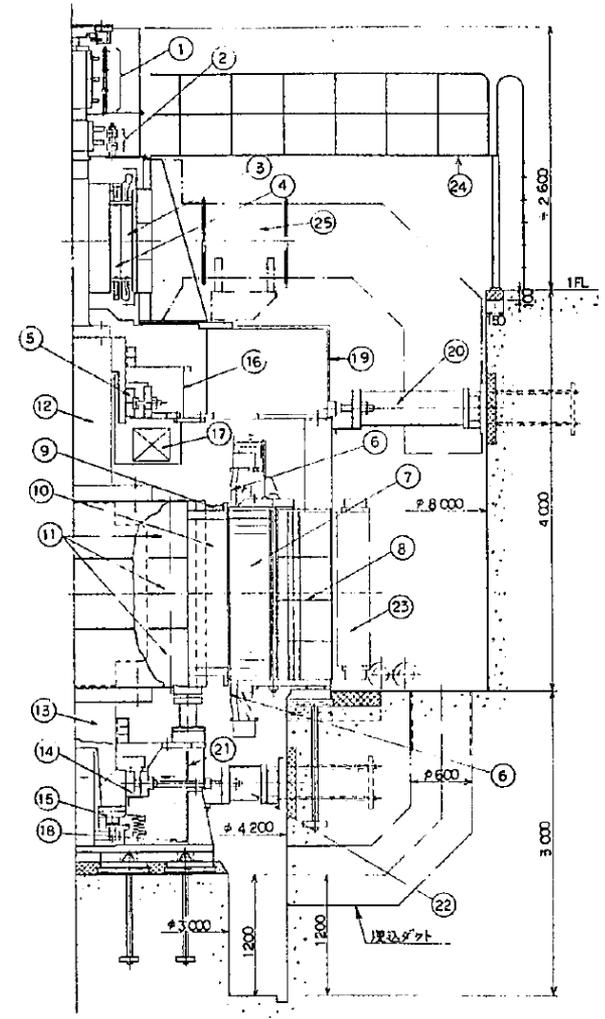
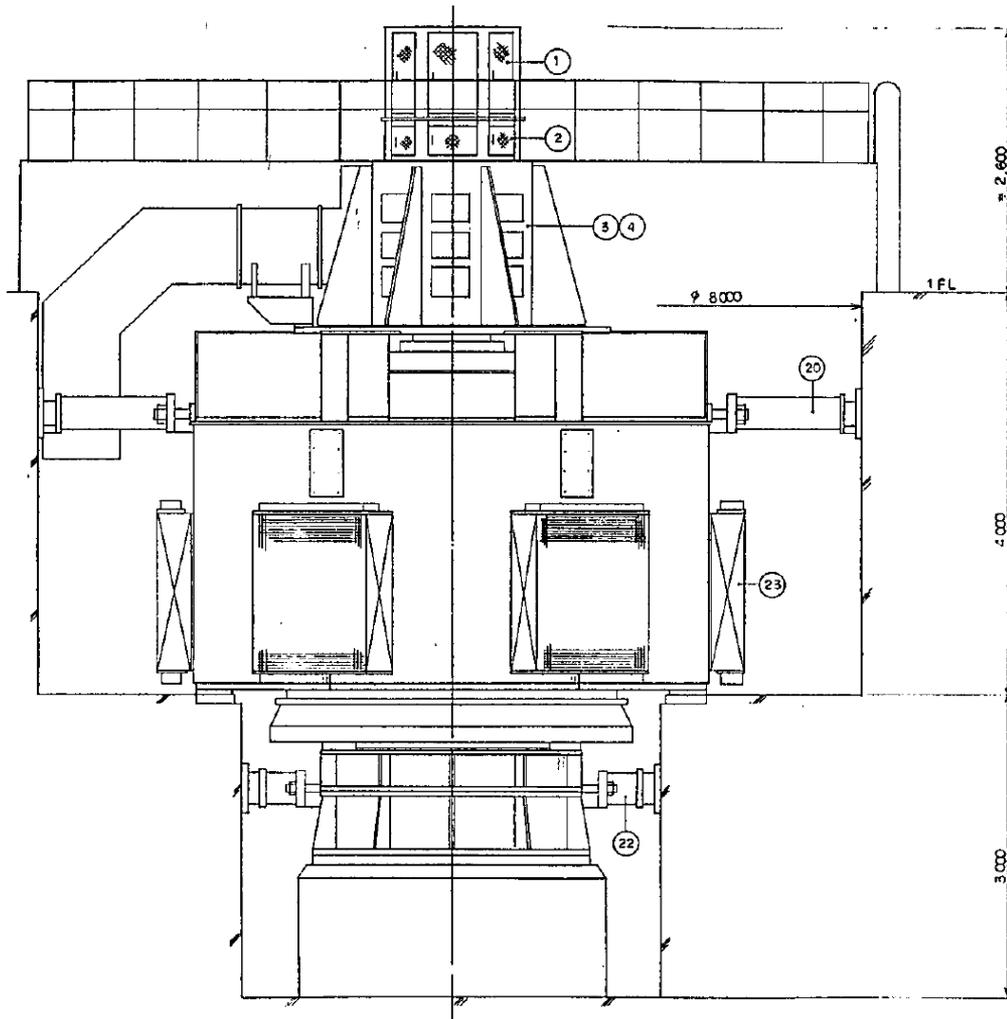


FIG. 1. Oscillograms of long duration discharges with and without gas feed control. Full and dashed lines indicate cases with and without gas feed control, respectively: (a) plasma current, loop voltage and OH coil current waveforms during ramp-up stage; (b) overall waveforms of plasma current, line average density and Shafranov parameter; (c) time variation of  $H_\alpha$  line intensities. An RF power of 23 kW was injected into the target OH plasma. The parameter  $\Delta$  ( $= \beta_p + l/2 - 1$ ) was measured by magnetic probes.

# 電動発電機

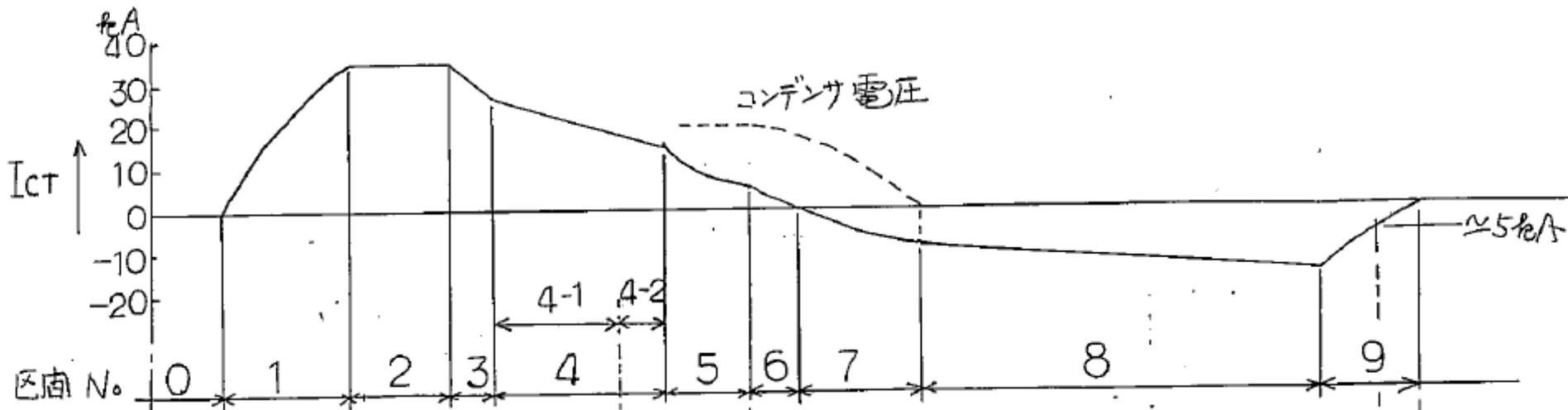
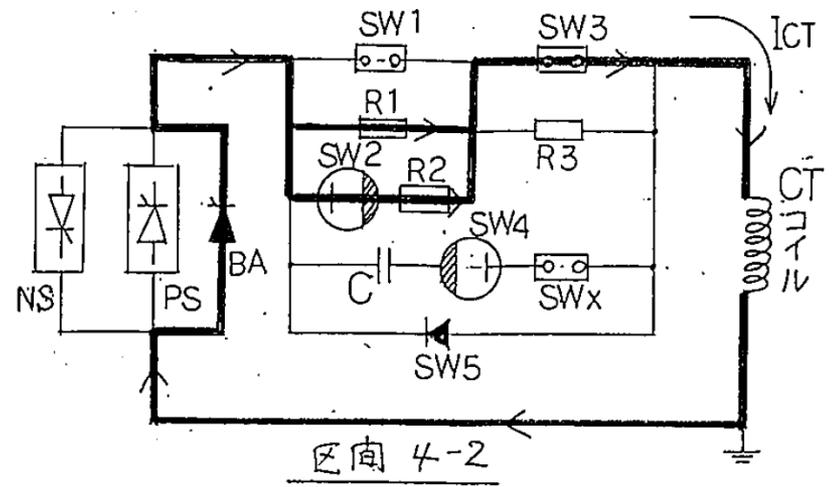
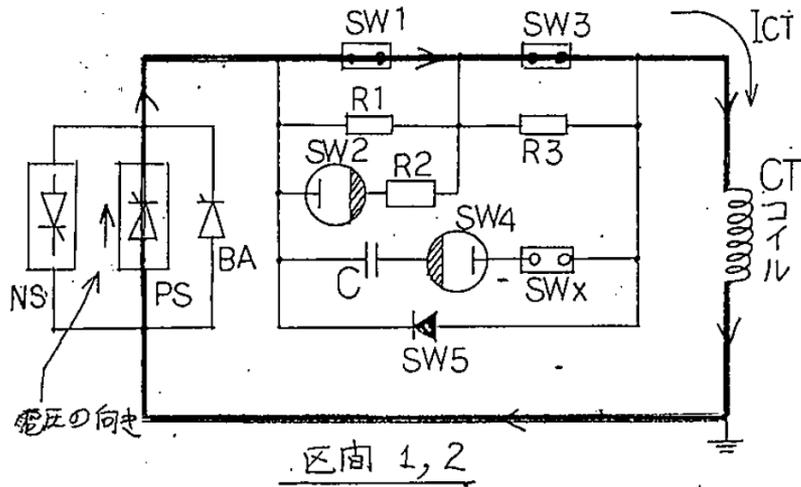
- 電力増幅器

– 1,400kW x 300sec → 125MVA x 3sec



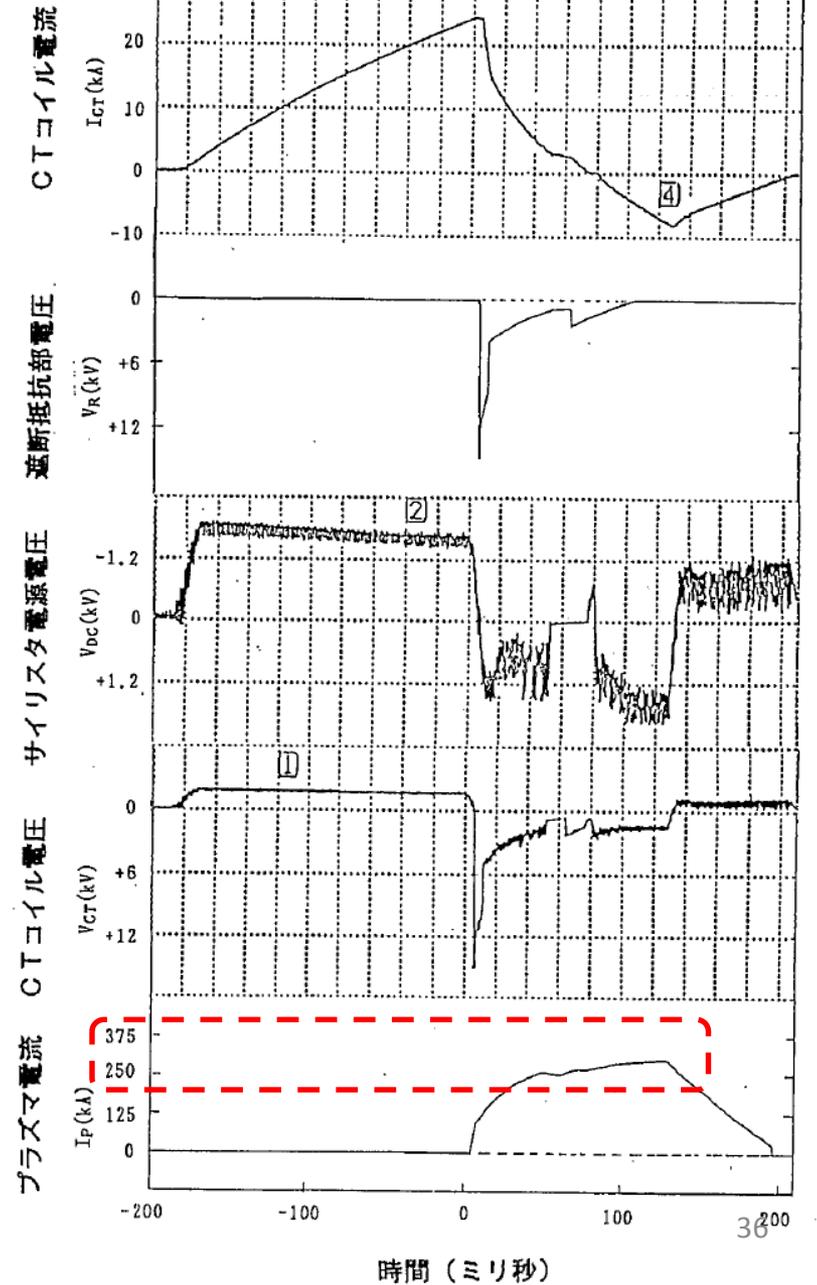
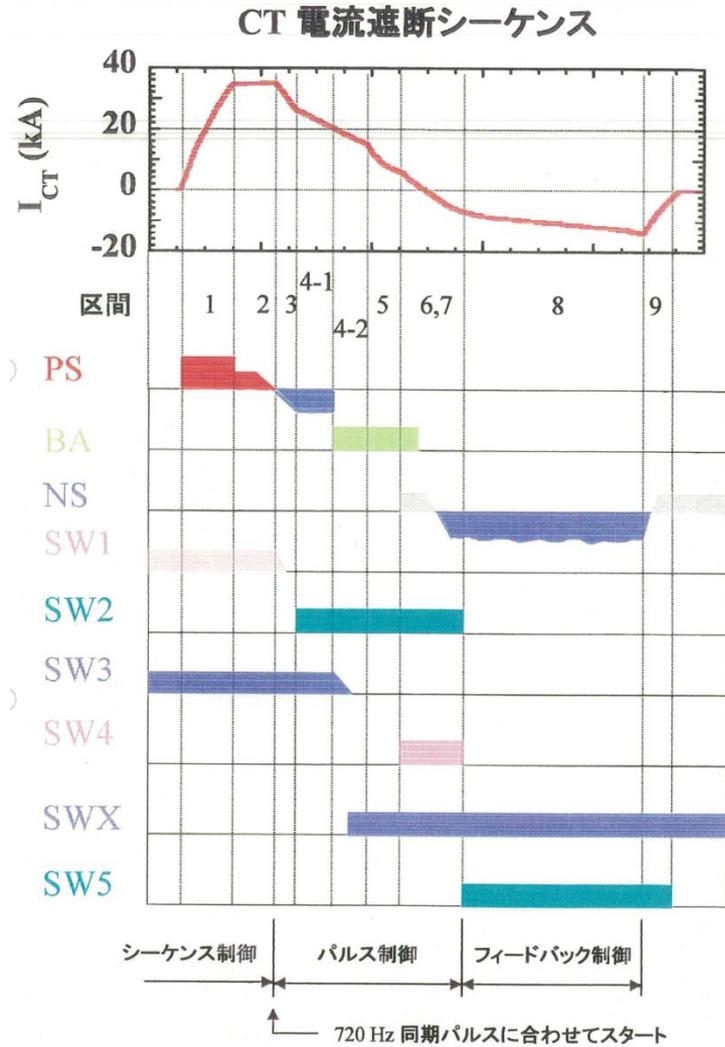


# TRIAM-1M CTコイル電源



サイリスタにて励磁、抵抗遮断、コンデンサで反転、サイリスタにてフラットトップ生成。

# TRIAM-1M CTコイル電源



# TRIAM-1Mにおける電流駆動時の 真空紫外分光計測 (Rep. RIAM, 平成3年)

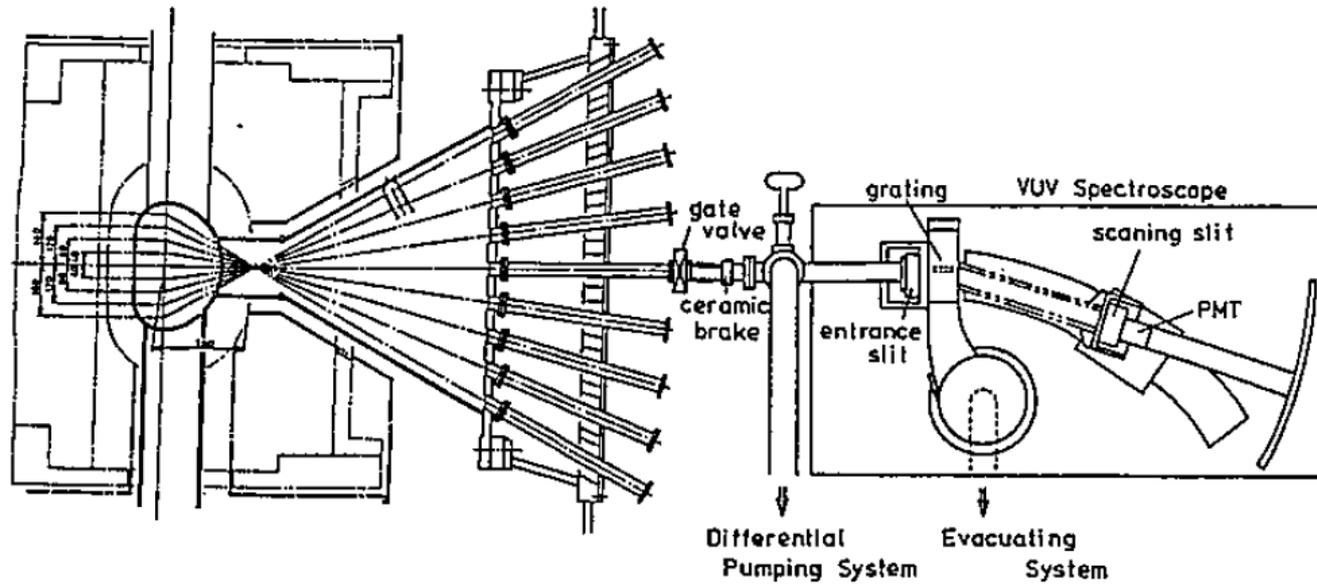


図1 VUV 分光装置

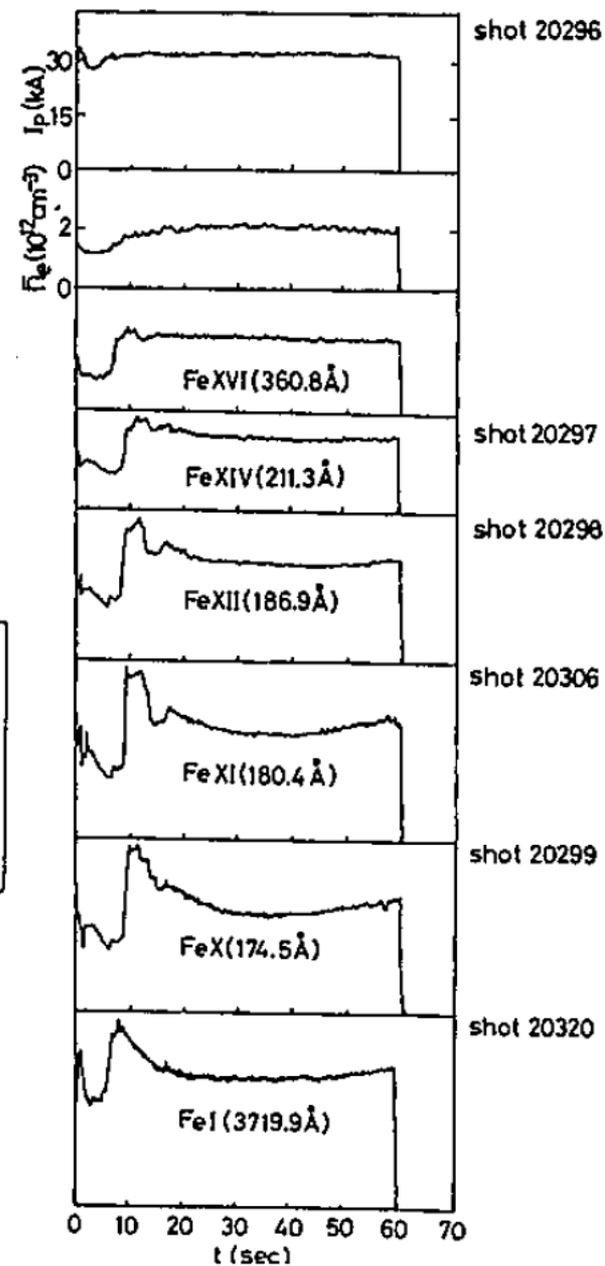


図3 Fe ライン強度の時間変化  
(ステンレスリミタ) 放電時

# TRIAM-1Mにおける不純物挙動 (Rep. RIAM, 平成6年)

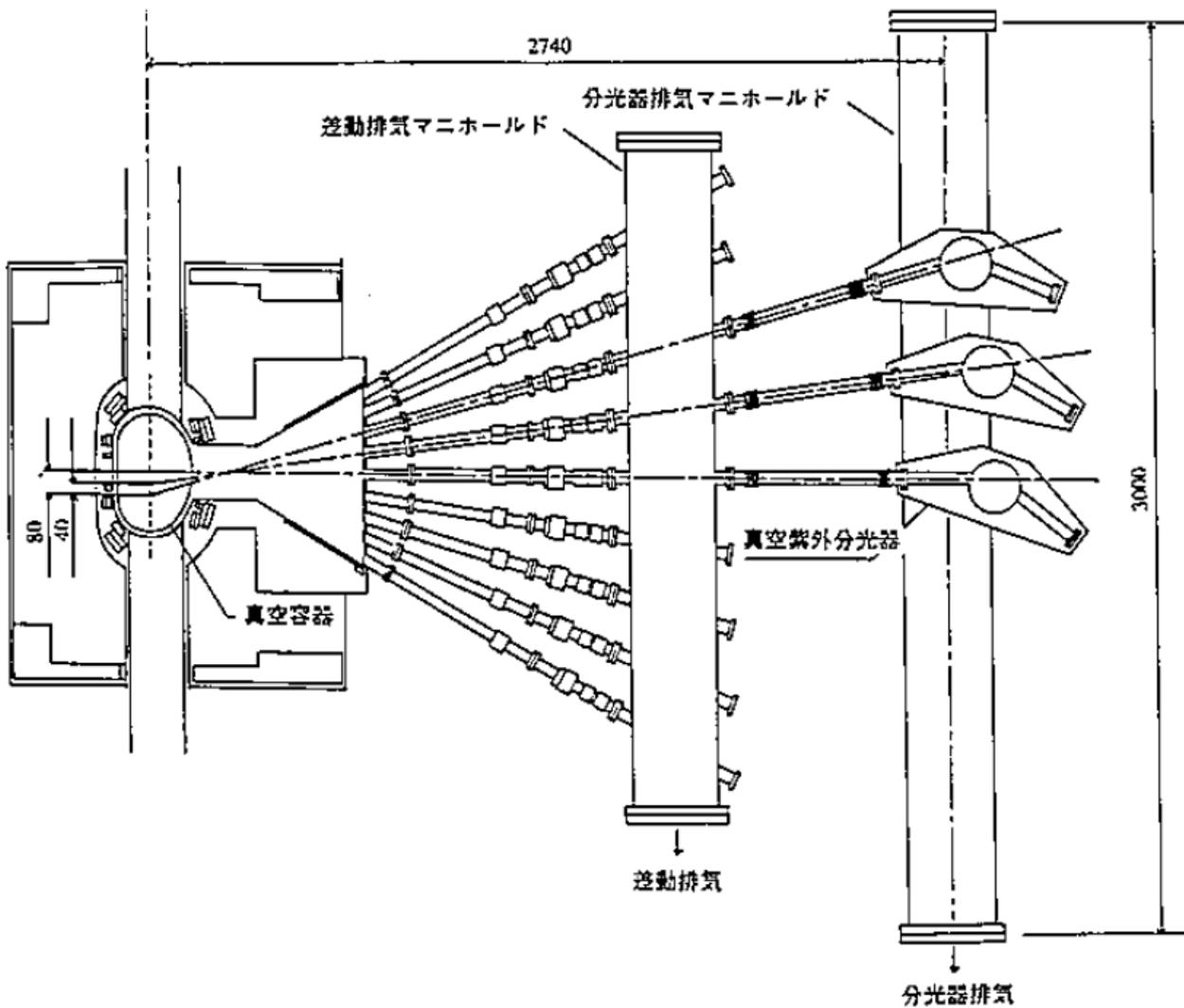


図1 多チャンネル真空紫外分光器システムの概略図

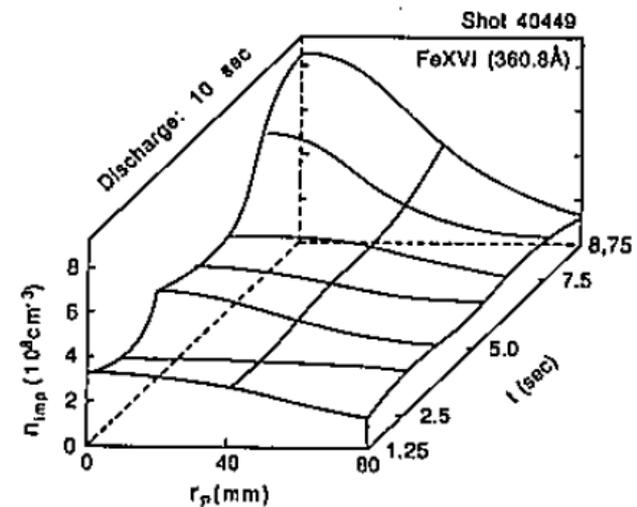


図10 不純物量の径方向分布の時間変化(1)

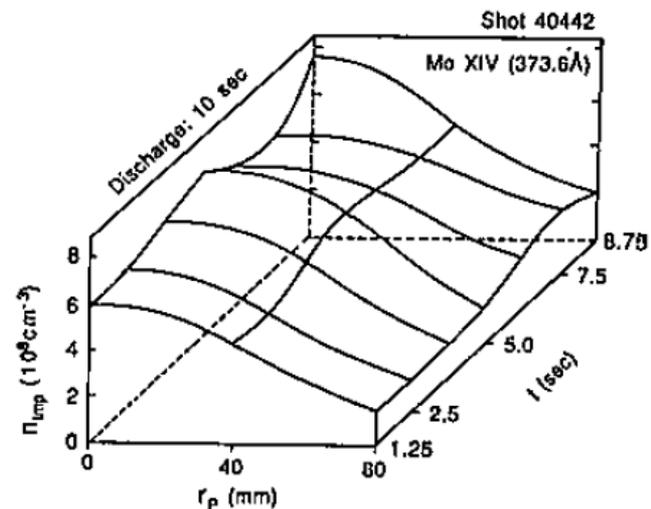


図12 不純物量の径方向分布の時間変化(3)

# IAEAと日米ワークショップ

平成22年 応用力学研究所の組織改編に伴って、核融合力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置  
部門名変更

Current profile control experiments in the LHCD plasma on TRIAM-1M  
(Nucl. Fusion)

平成12年 US-Japan Workshop on RF Physics (Princeton Univ., 2000)

平成11年 Us-Japan Workshop on RF Heating and Current Drive (Kyoto, 1999)

平成9年6月 応用力学研究所の改組に伴って、新設されたプラズマ・材料力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置

Magnetic Analysis of Ohmic Discharges in the Superconducting Tokamak TRIAM-1M  
(Nucl. Fusion)

平成6年 US-Japan Workshop on RF Heating and Current Drive (MIT, 1994)

平成6年 US-Japan Workshop on RF Heating Technology (JAERI, 1994)

平成6年 US-Japan Workshop on Plasma Profile Control (JAERI, 1994)

平成5年 International Workshop on Steady-State Tokamaks (PPPL, 1993)

平成4年 US-Japan Workshop on Non-Inductive Current Drive and Profile Control (PPPL,  
1992)

Experiments on Steady-State Tokamak Discharge by LHCD in TRIAM-1M (IAEA,  
Washington, D.C.)

**TRIAM-1M のCTコイル補正コイルの最適化を担当**

**TRIAM-1Mのポロイダル磁場コイル増力電源整備を担当**

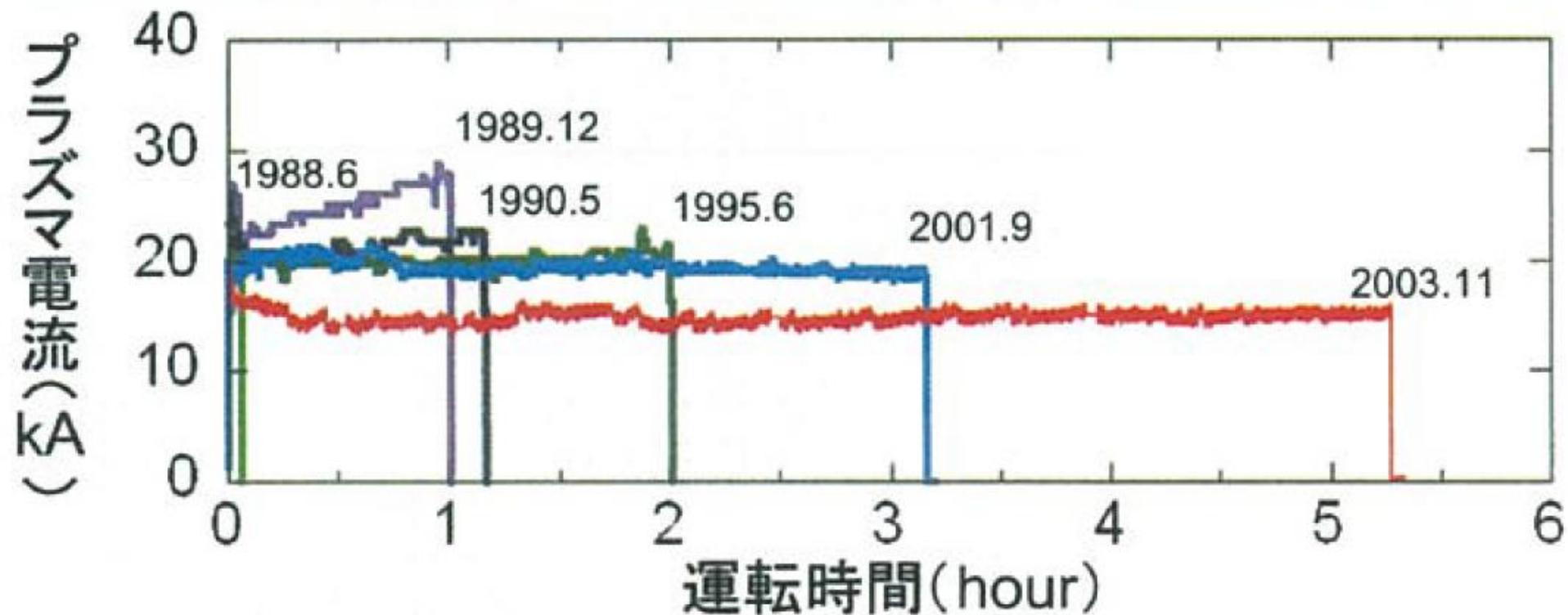
Steady State Current Drive by Lower Hybrid Wave in TRIAM-1M Tokamak  
(IAEA, Nice)

Initial Operation of the High Field Superconducting Tokamak TRIAM-1M  
(IAEA, Kyoto)

昭和62年

強磁場プラズマ・材料実験施設が新設され、同施設に配置換え

# 九州大学におけるトカマクプラズマ連続運動記録の更新

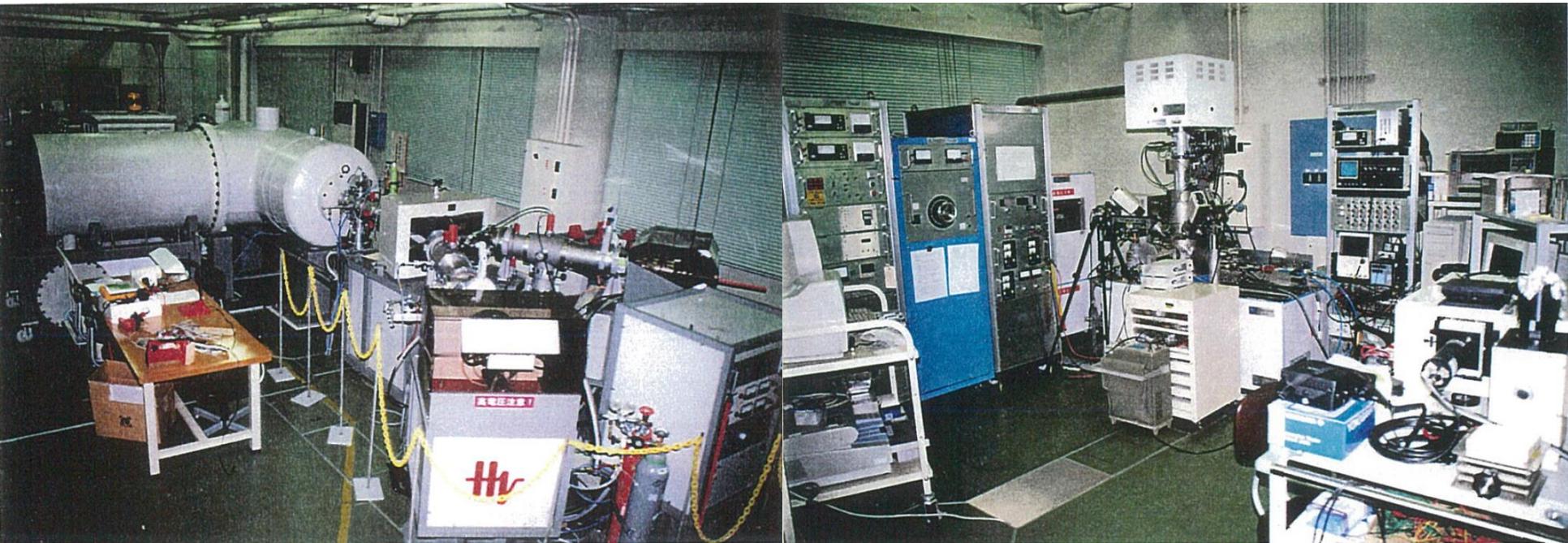


- ホール素子 →  $H\alpha$  一定制御

# 不純物制御観測装置

高エネルギーイオン発生装置

電子ビーム熱負荷発生装置



# Neural Network

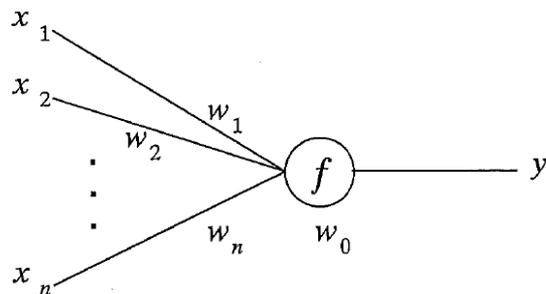


図 2-4 ニューロンユニットの模式図.  $x$  は入力,  $w$  は重み,  $y$  が出力である.  $f$  は活性化関数である.

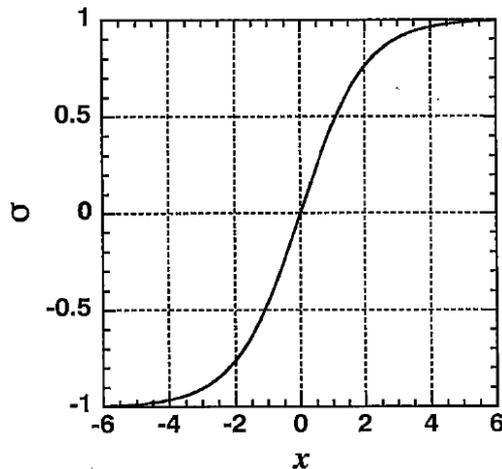


図 2-5 シグモイド関数

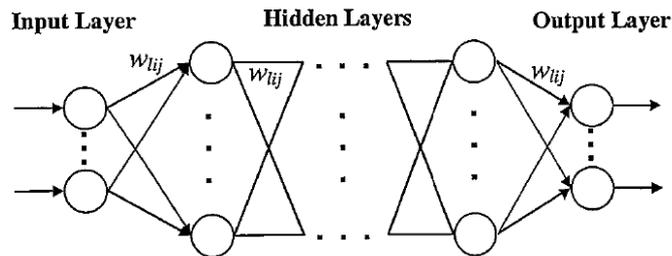
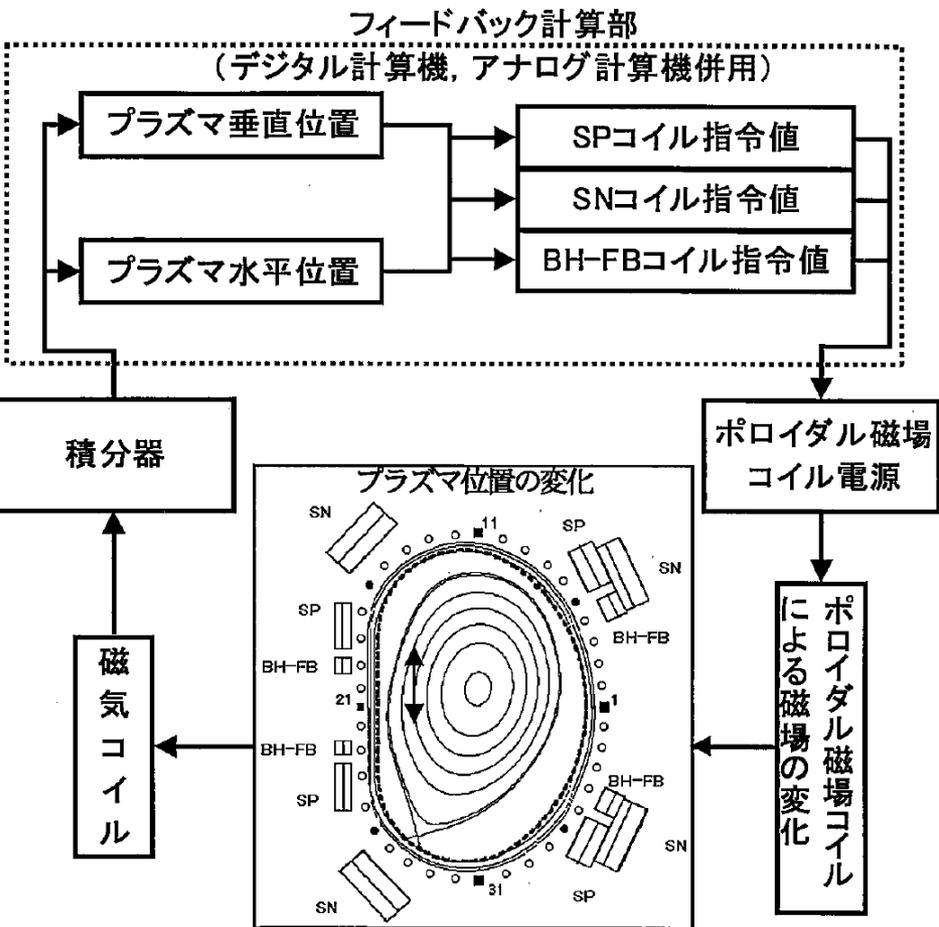


図 2-6 階層型ニューラルネットワークの例

# TRIAM-1Mプラズマ位置制御のためのニューラルネットワークによるプラズマ位置予測(プラズマ・核融合学会誌)

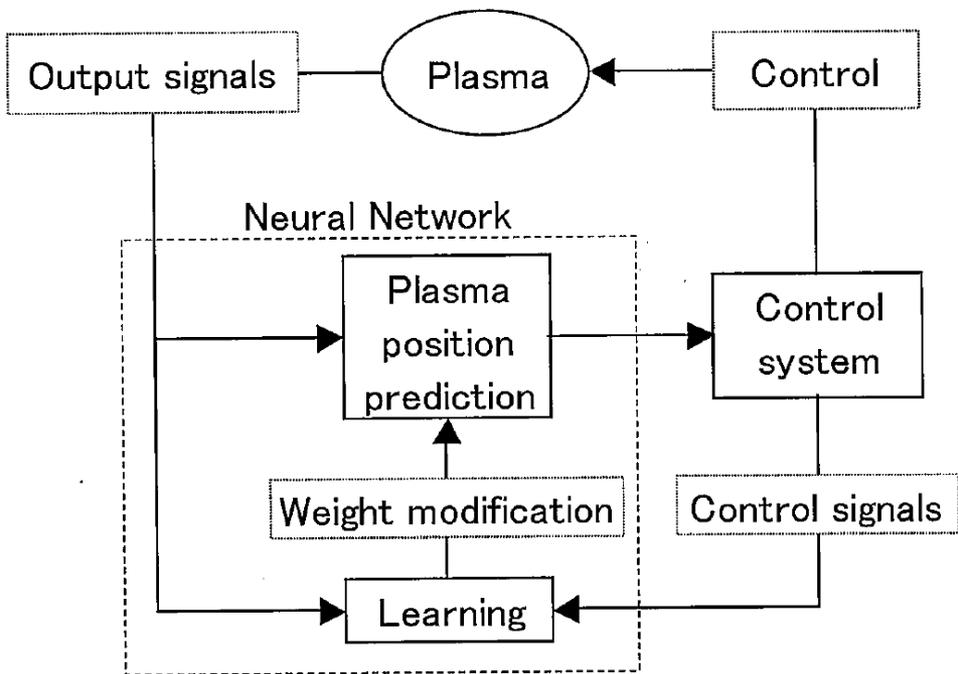
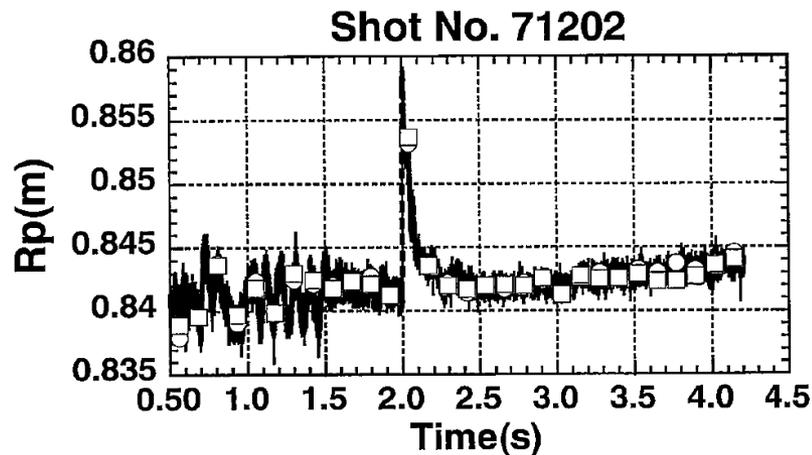


図 5-1 オンラインリアルタイム学習の概念図

(a)



(b)

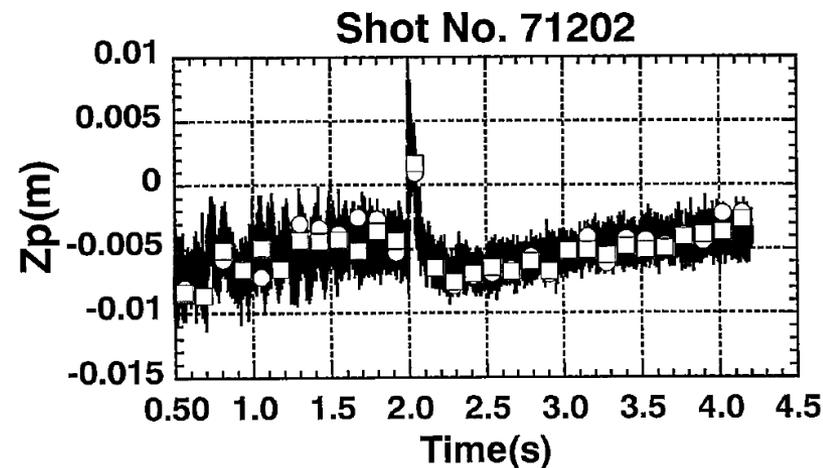


図 5-4 プラズマ位置の予測結果. (a)が  $R_p$ , (b)が  $Z_p$  である.  $\circ$ が解析により求められたプラズマ位置であり,  $\square$ がニューラルネットワークにより予測されたプラズマ位置である.

# Current profile control experiments in the LHCD plasma on TRIAM-1M (Nucl. Fusion, 2002)

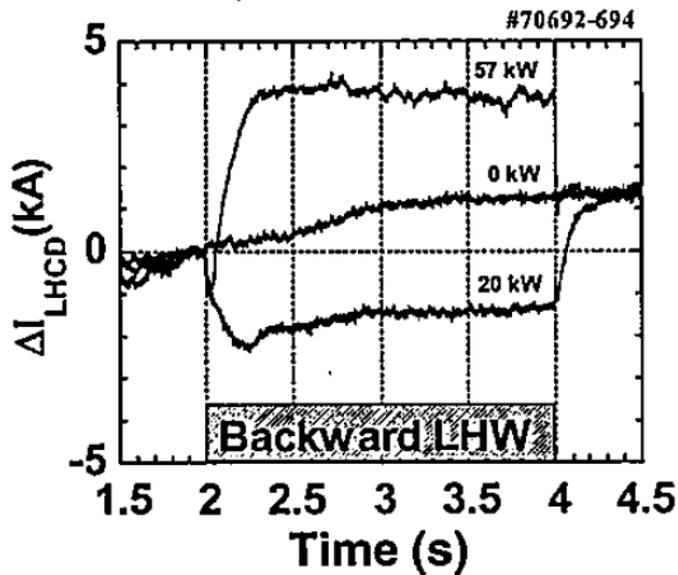


Figure 5. The relative change in the driven current is shown at various values of backwards LHW power. The forward LHW power is fixed at 85 kW.

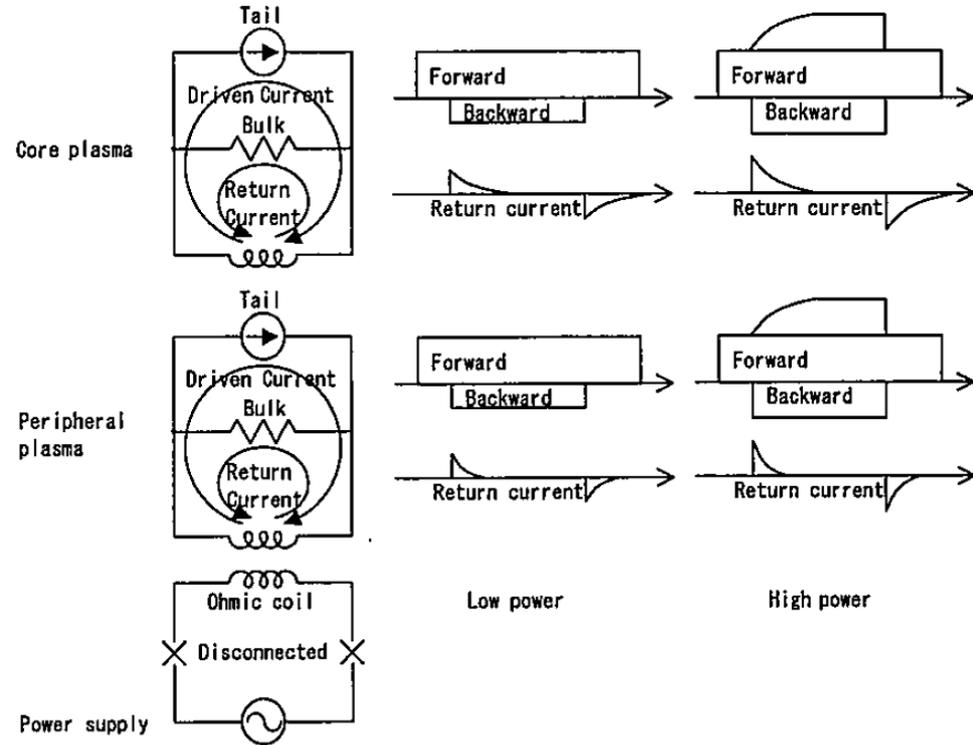


Figure 6. Equivalent circuit model of superposition of RF waves for current drive.

等価電気回路にて考察しました。

# 日中交流 『弱者』の変化

平成29年3月 定年により退職予定

平成22年 応用力学研究所の組織改編に伴って、核融合力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置  
部門名変更  
Current profile control experiments in the LHCD plasma on TRIAM-1M (Nucl. Fusion)

平成14年 任期制スタート

平成13年12月 Japan-China Core University Program (ASIPP, Hefei)

平成13年8月 Japan-China Workshop (Kunming)

平成12年 Japan-China Workshop (JAEA)

平成9年6月 応用力学研究所の改組に伴って、新設されたプラズマ・材料力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置  
Magnetic Analysis of Ohmic Discharges in the Superconducting Tokamak TRIAM-1M (Nucl. Fusion)  
Experiments on Steady-State Tokamak Discharge by LHCD in TRIAM-1M (IAEA, Washington, D.C.)  
TRIAM-1M のCTコイル補正コイルの最適化を担当  
TRIAM-1Mのポロイダル磁場コイル増力電源整備を担当  
Steady State Current Drive by Lower Hybrid Wave in TRIAM-1M Tokamak (IAEA, Nice)  
Initial Operation of the High Field Superconducting Tokamak TRIAM-1M (IAEA, Kyoto)

昭和62年 強磁場プラズマ・材料実験施設が新設され、同施設に配置換え

TRIAM-1M のポロイダル磁場コイルのフラクショナルターン方式を担当

TRIAM-1M の受変電設備、力率改善装置、コンデンサ電源、サイリスタ電源、超電導コイル電源、真空排気装置制御系を担当

昭和58年11月 工学博士の学位を名古屋大学から授与

High-Field Tokamak TRIAM-1M with Superconducting Toroidal Magnets (EPS, Aachen)

# 中国渡航

Kunming		China	2017.02~2017.02
Center of Fusion Science	Southwestern Institute of Physics	China	2015.07~2015.07.
Lee Shau Kee Lecture Centre	The University of Hong Kong	Hong Kong	2015.07~2015.07.
Tsinghua University		China	2014.05~2014.05.
Xiamen International Conference & Exhibition Center		China	2013.07~2013.07.
Tsinghua University	Redwall Hotel in Beijing	China	2013.05~2013.05.
Center for Fusion Science	Southwestern Institute of Physics	China	2012.09~2012.09.
Guilin		China	2011.11~2011.11.
Hong Kong		China	2011.07~2011.07.
Tsinghua University	ASIPP	China	2007.01~2007.01.
Chongqing		China	2006.10~2006.10.
Kunming		China	2005.07~2005.07.
中国科学院プラズマ物理研究所		China	2005.07~2005.07.
中国科学院プラズマ物理研究所		China	2005.04~2005.04.
中国核工業西南物理研究所		China	2004.10~2004.10.
中国科学院プラズマ物理研究所		China	2004.03~2004.03.
Hangzhou		China	2003.10~2003.10.
中国科学院プラズマ物理研究所, Kunming		China	2001.12~2001.12.

# CPDプロジェクト研究

- 変化できるものだけが生き残れる。

平成29年3月 定年により退職予定

Analysis of Plasma Equilibrium Based on Orbit-Driven Current Density Profile in Steady-State Plasma on QUEST (FED)

Shape Reconstruction of RF-Driven Divertor Plasma on QUEST (IEEE, San Francisco)

Eddy current-adjusted plasma shape reconstruction by Cauchy condition surface method on QUEST (FED)

平成22年 応用力学研究所の組織改編に伴って、核融合力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置部門名変更

Plasma Current Ramp-Up Experiments in QUEST (JPFR)

Characteristics of SVD in ST Plasma Shape Reproduction Method Based on CCS (JPFR)

Control system and the controllability of CPD and QUEST (FED)

QUEST 磁場コイルを担当

QUEST トロイダル磁場コイル電源を担当

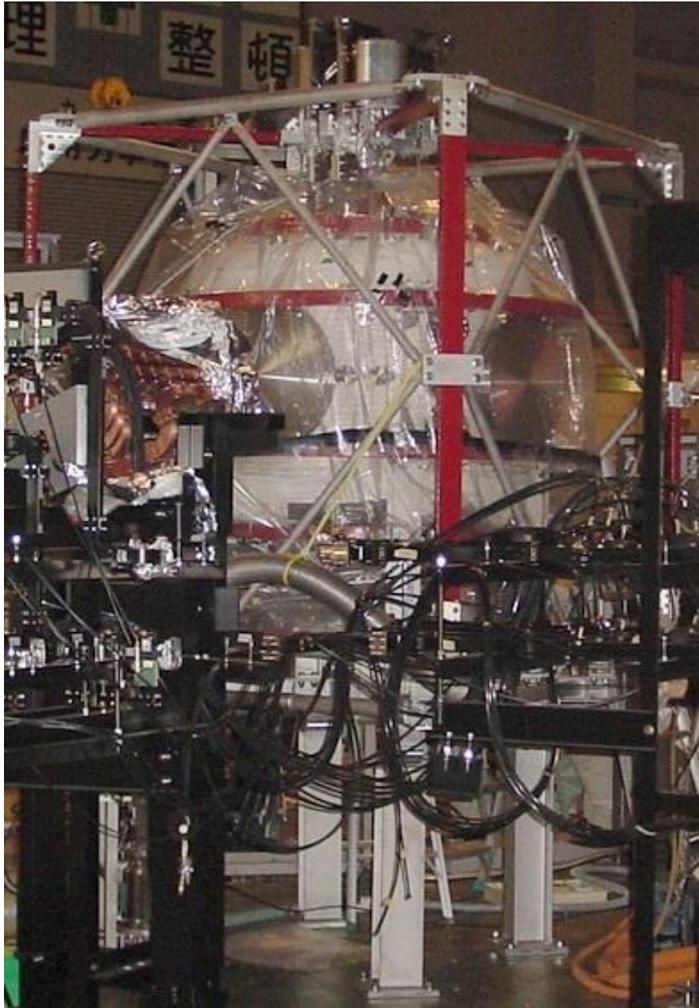
CPD 排気系シーケンスを担当

CPD 磁場コイルと電源間の電力ケーブル接続を担当

Current profile control experiments in the LHCD plasma on TRIAM-1M (Nucl. Fusion)

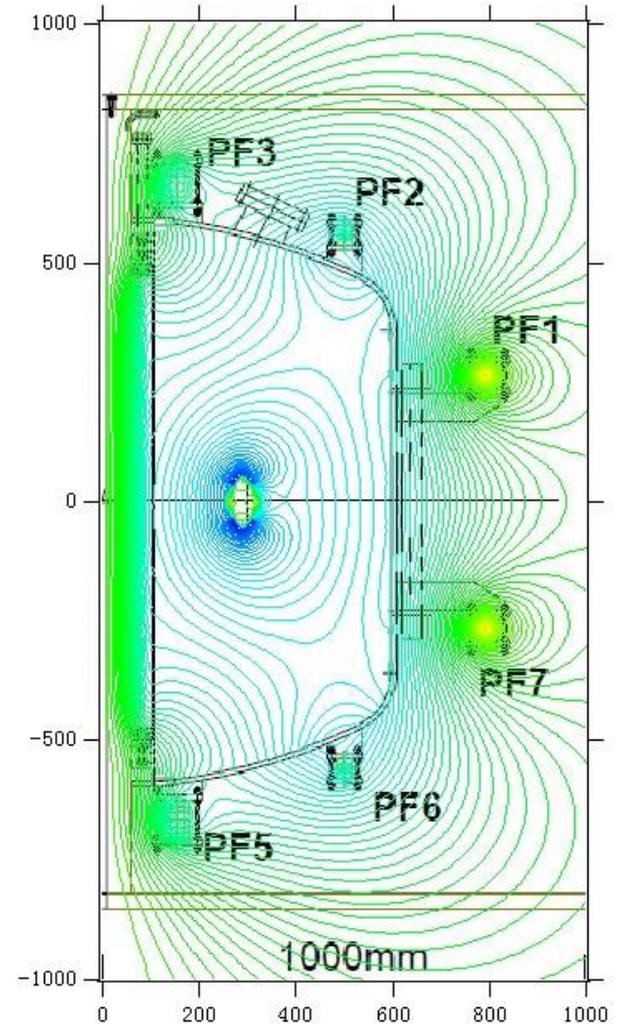
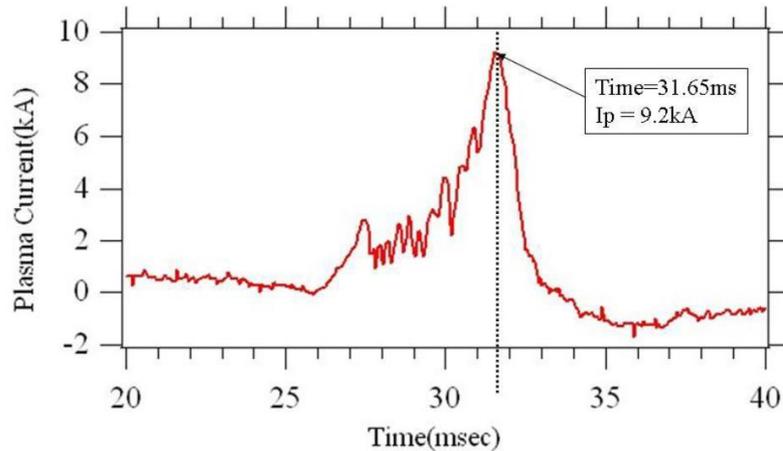
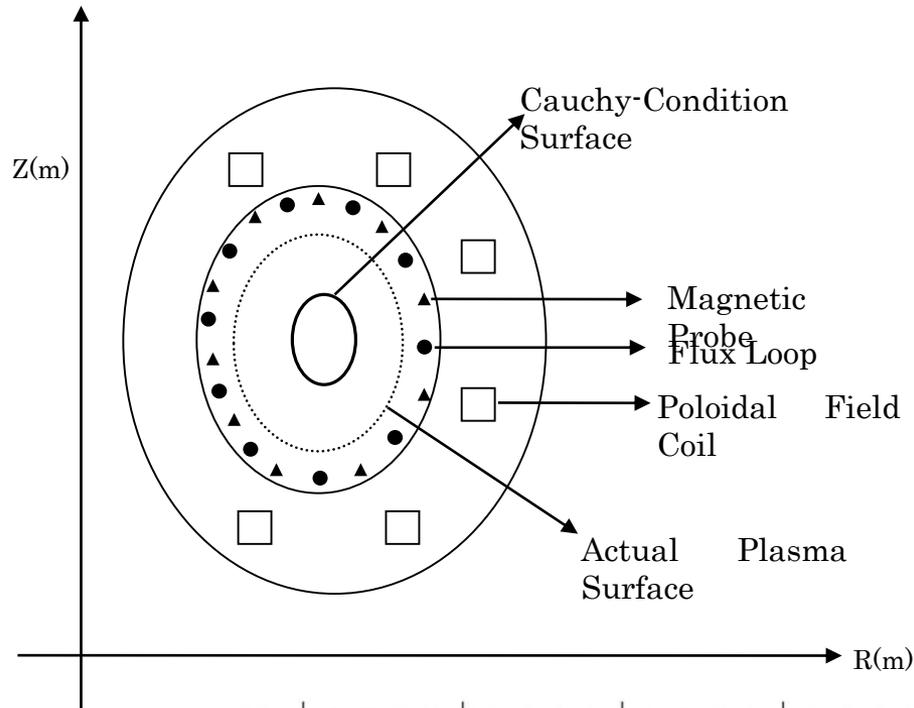
平成9年6月 応用力学研究所の改組に伴って、新設されたプラズマ・材料力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置

# 小型PWI実験装置CPD



- 球状トカマク
  - $R = 0.3 \text{ m}$
  - $a = 0.2 \text{ m}$
  - $B_t = 0.25 \text{ T}$

# Plasma Shape Reconstruction of Spherical Tokamak Using CCS method (JPFR, 2007)



# QUESTプロジェクト研究

平成29年3月 定年により退職予定

Analysis of Plasma Equilibrium Based on Orbit-Driven Current Density Profile in Steady-State Plasma on QUEST (FED)

Shape Reconstruction of RF-Driven Divertor Plasma on QUEST (IEEE, San Francisco)

Eddy current-adjusted plasma shape reconstruction by Cauchy condition surface method on QUEST (FED)

平成22年 応用力学研究所の組織改編に伴って、核融合力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置部門名変更

Plasma Current Ramp-Up Experiments in QUEST (JPFR, 2010)

Characteristics of SVD in ST Plasma Shape Reproduction Method Based on CCS (JPFR)

Control system and the controllability of CPD and QUEST (FED)

QUEST 磁場コイルを担当

QUEST トロイダル磁場コイル電源を担当

CPD 排気系シーケンスを担当

CPD 磁場コイルと電源間の電力ケーブル接続を担当

Current profile control experiments in the LHCD plasma on TRIAM-1M (Nucl. Fusion)

平成9年6月 応用力学研究所の改組に伴って、新設されたプラズマ・材料力学部門プラズマ表面相互作用分野に配置

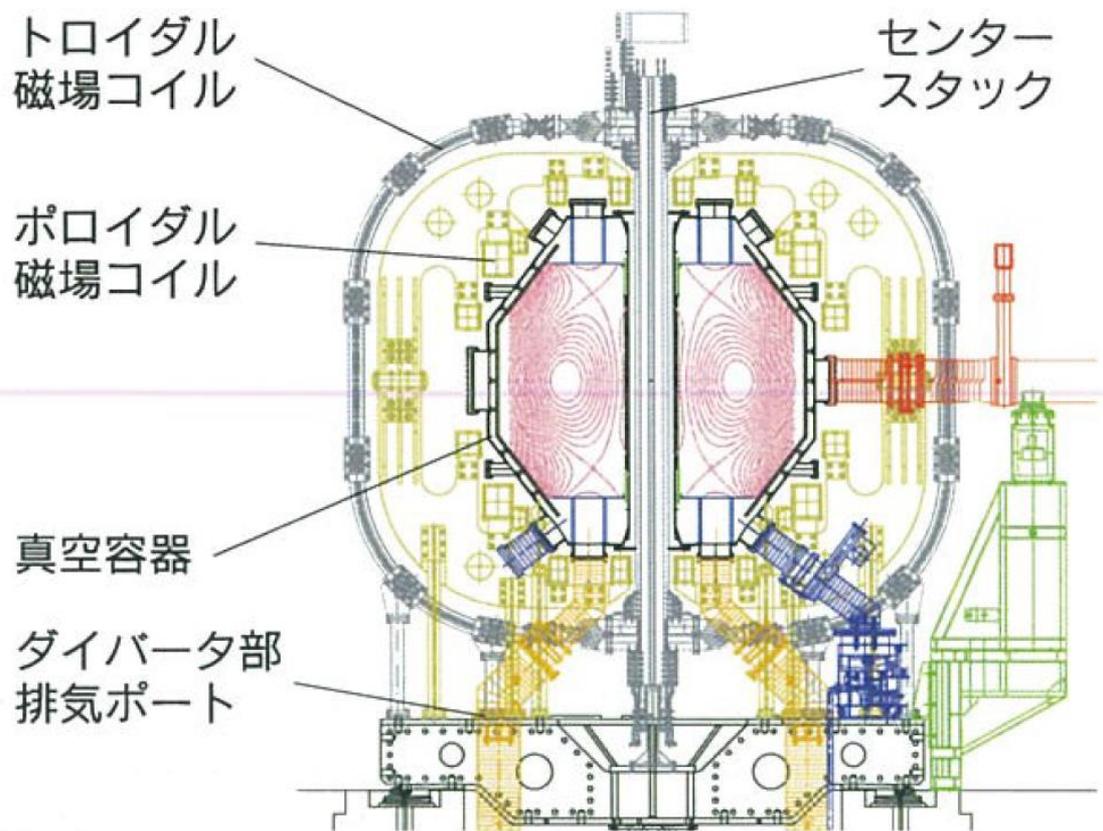
チャンスはいつも黄信号でやって来る。迷っていたら赤信号で渡れなくなる。  
『弱者』の気持ち

# プラズマ境界力学実験装置QUEST

QUEST装置パラメーター

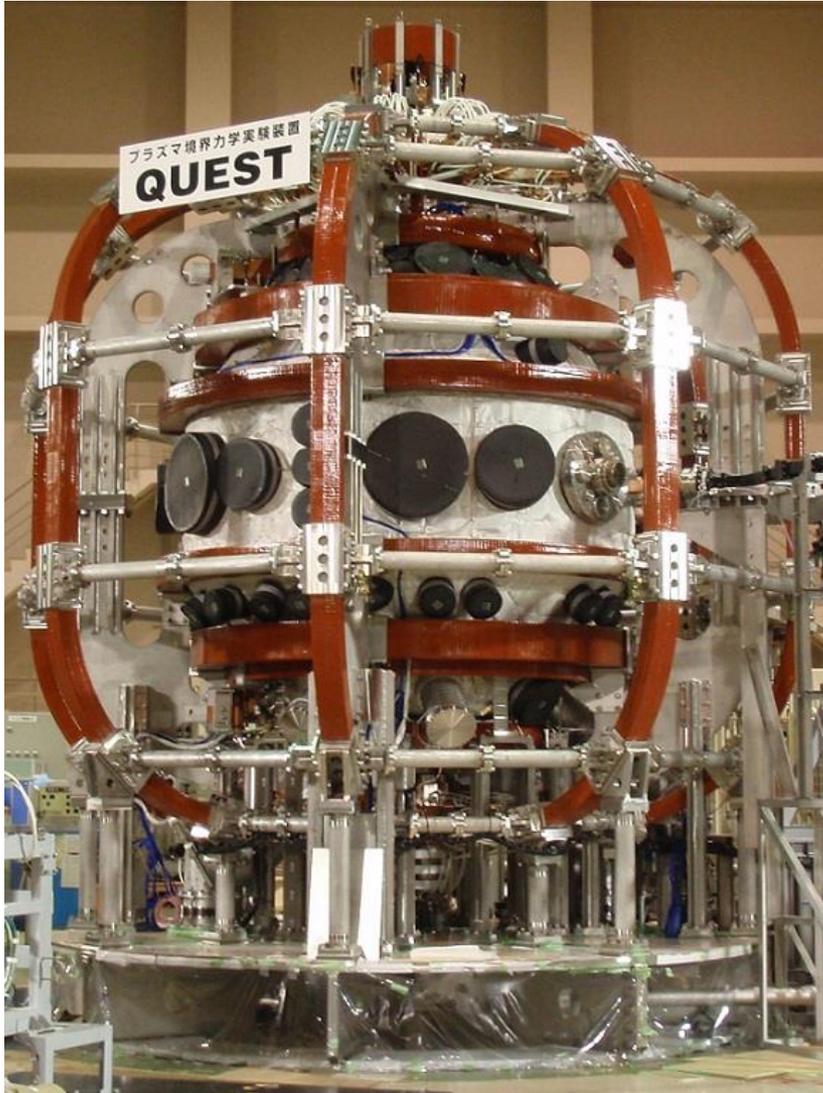
	第1期	第2期(定常)	第2期(パルス)	最終目標
大半径		0.68m		0.64m
小半径		0.40m		0.36m
アスペクト比		1.70		1.78
真空容器半径	1.4m			
真空容器高さ	2.8m			
磁場(T)	0.25	0.25	0.5	0.25
電流(MA)	0.02	0.1	0.3	0.5
入射電力(MW)	0.45	1	3	3

## QUEST装置の2次元断面図



- 球状トカマク
  - 水冷コイルにて定常運転
- ダイバータ配位プラズマ
  - ポロイダル磁場コイルに中間タップ
  - キャンセルコイル

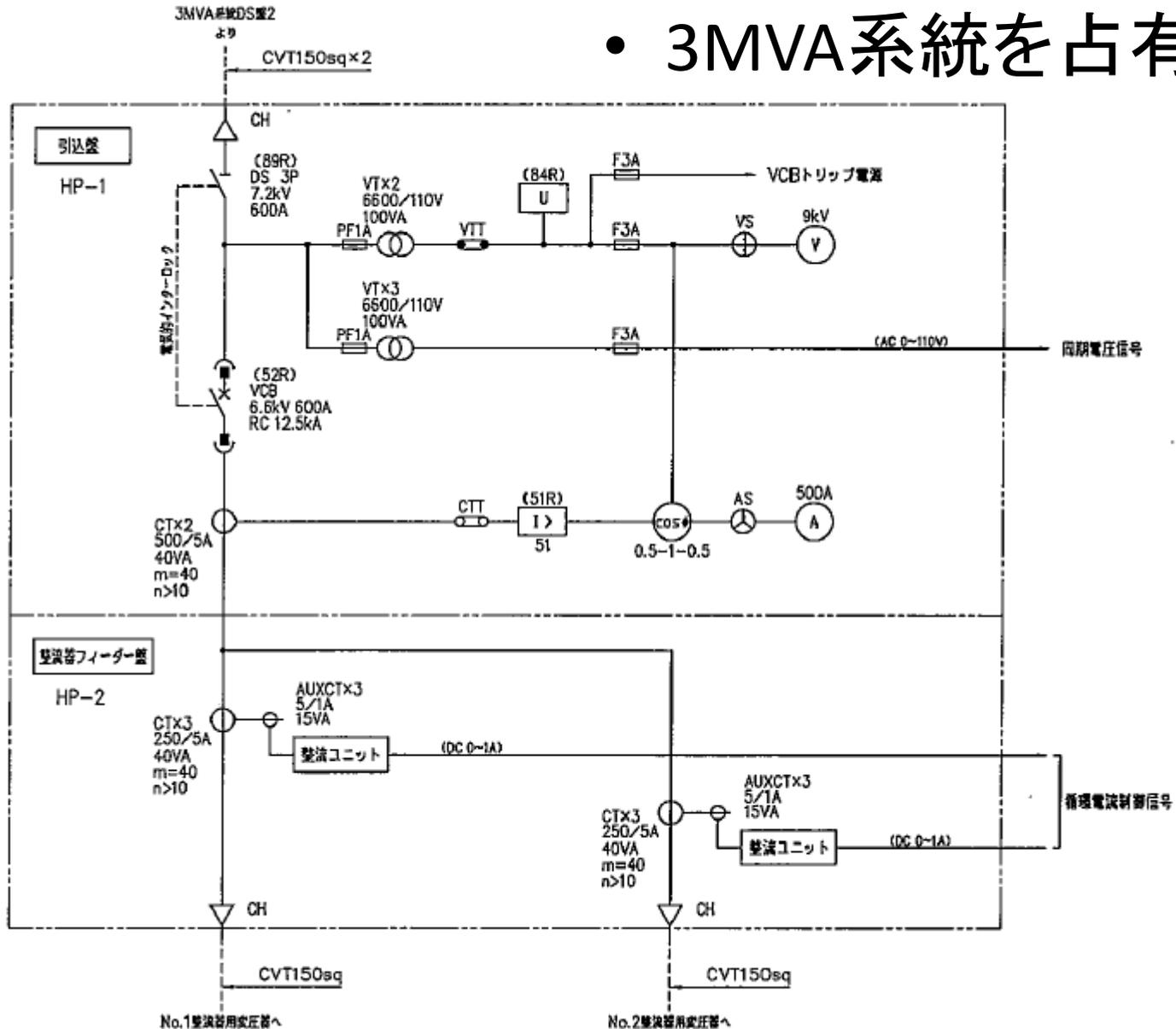
# QUEST



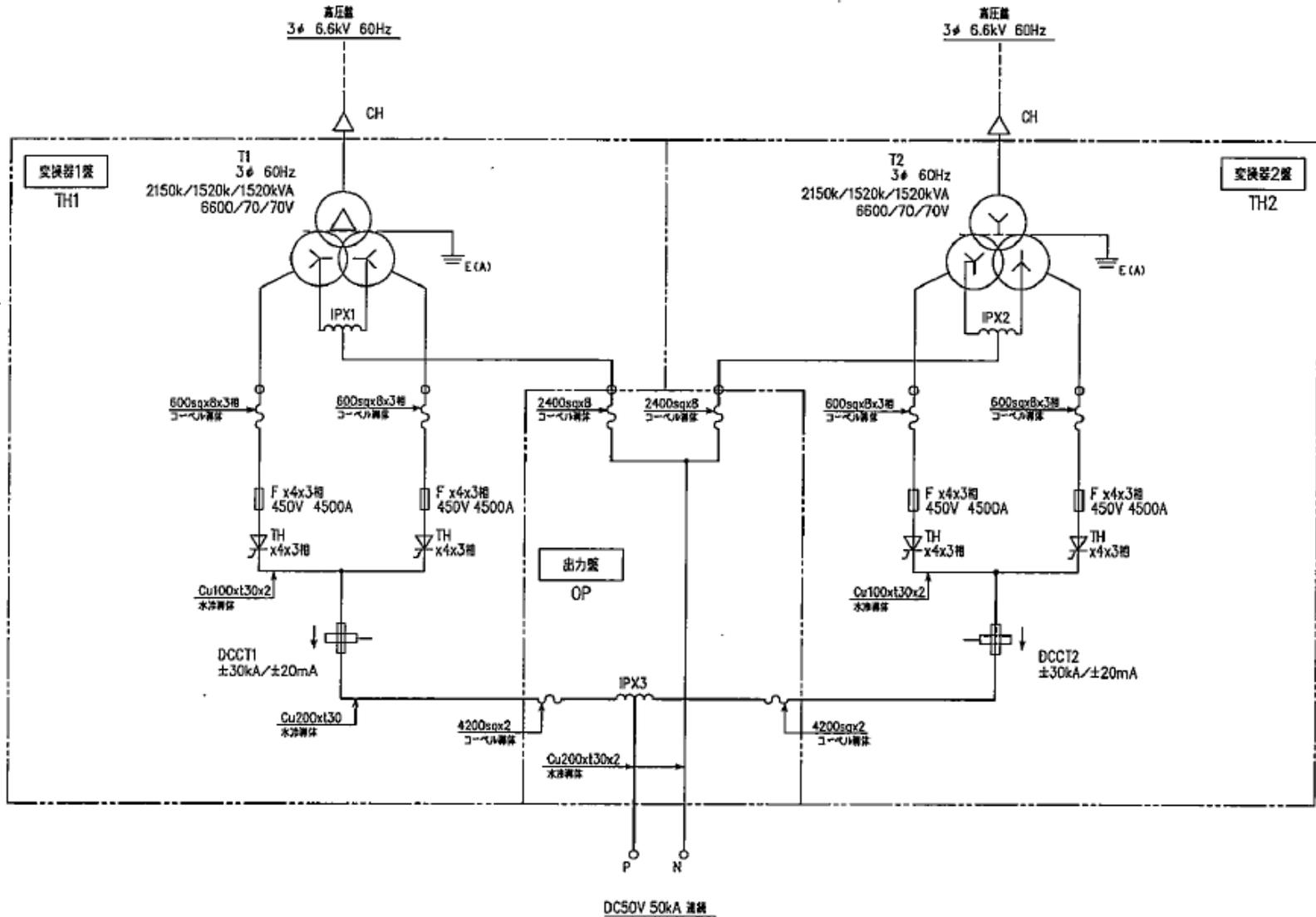
- TRIAM-1Mの跡に据付
  - ヘリウム液化冷凍設備の撤去
  - 計測機器の避難
  - TRIAM-1M移設
- トロイダル磁場コイル電源の製作
  - 超伝導コイル電源は流用不可
  - 球状トカマクのためトロイダル磁場が小さい→水冷コイルにて定常運転可能
  - 50 kA, 50 V 定常

# QUESTトロイダル磁場コイル電源

- 3MVA系統を占有



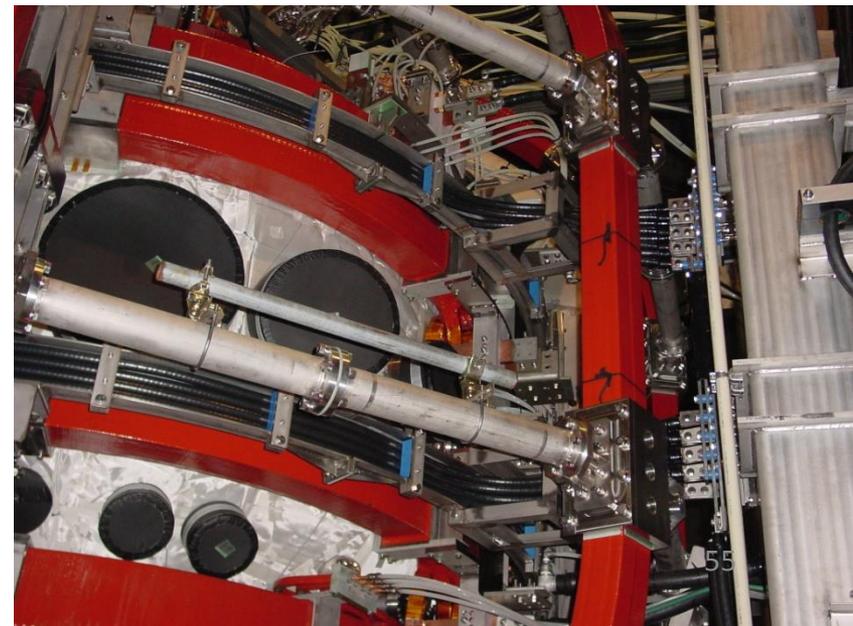
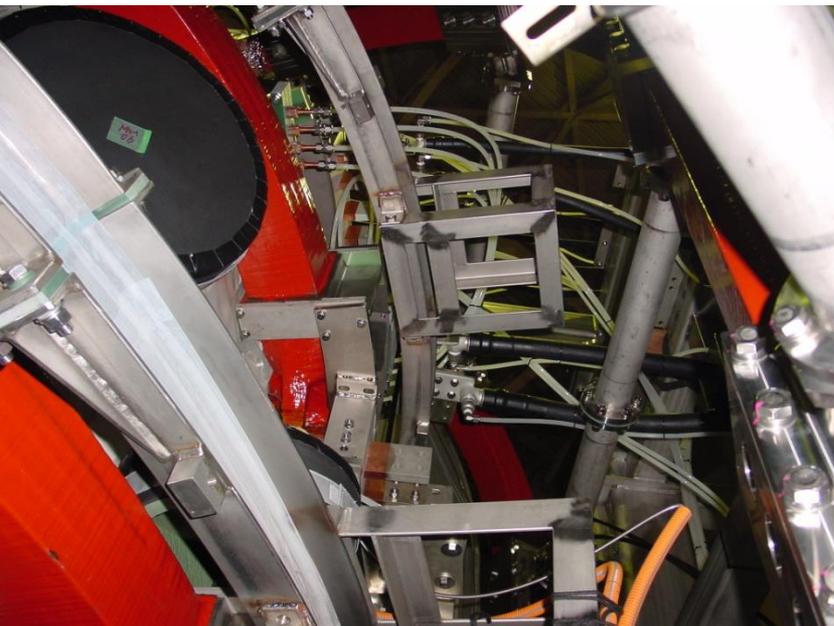
# QUESTトロイダル磁場コイル電源



- 50 kA, 50 V 定常 $\rightarrow$ 二重星形結線

# 中間タップとキャンセルコイル

- 中間タップ
  - PFコイルの巻数変更可能
  - CSコイルの巻数変更可能
- キャンセルコイル
  - CSコイルの垂直磁場キャンセル可能
  - 巻き枠はC鋼を流用、巻数変更可能



# 統合制御

- LabView統合制御
  - 中央制御
  - プラズマ制御
  - ガス制御
  - データ収集

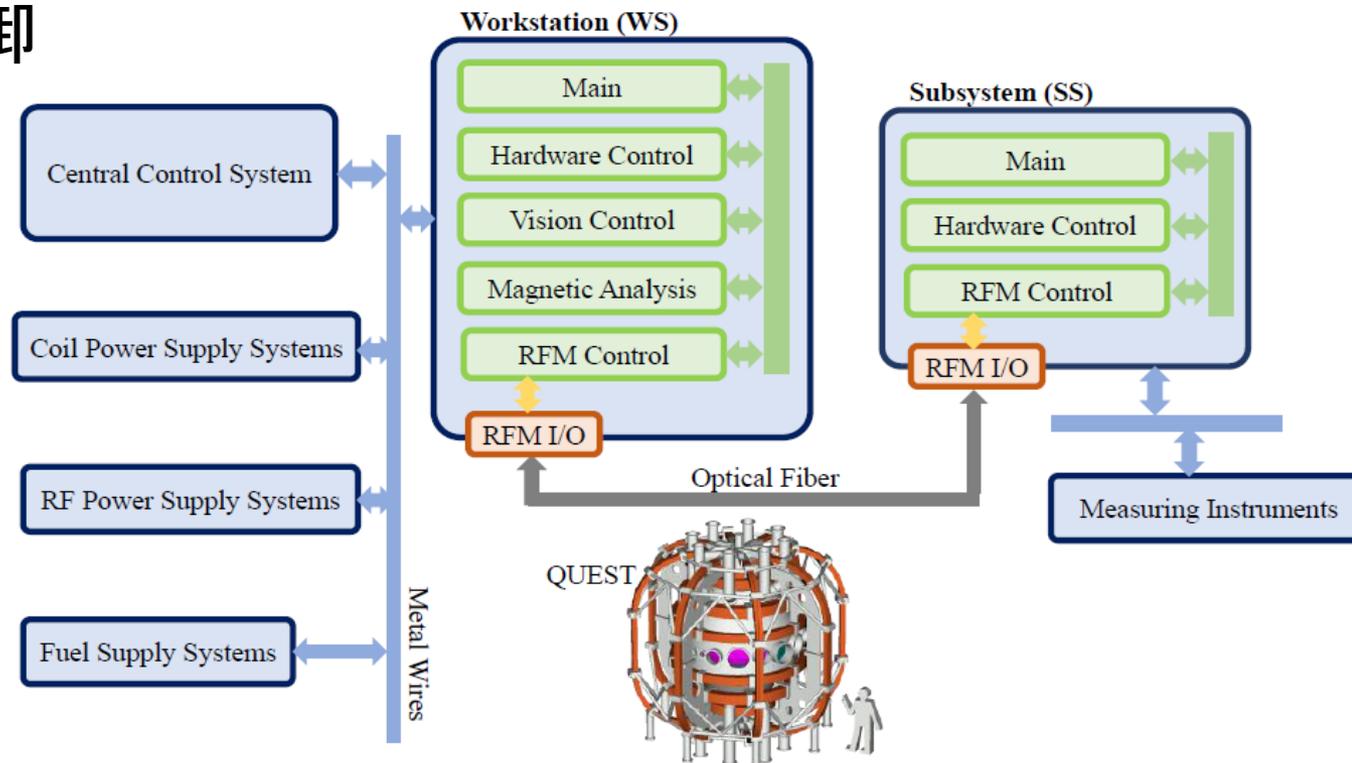


図1 クエスト制御システムの全体構成図

# Plasma current ramp-up experiments in QUEST (JPFR, 2010)

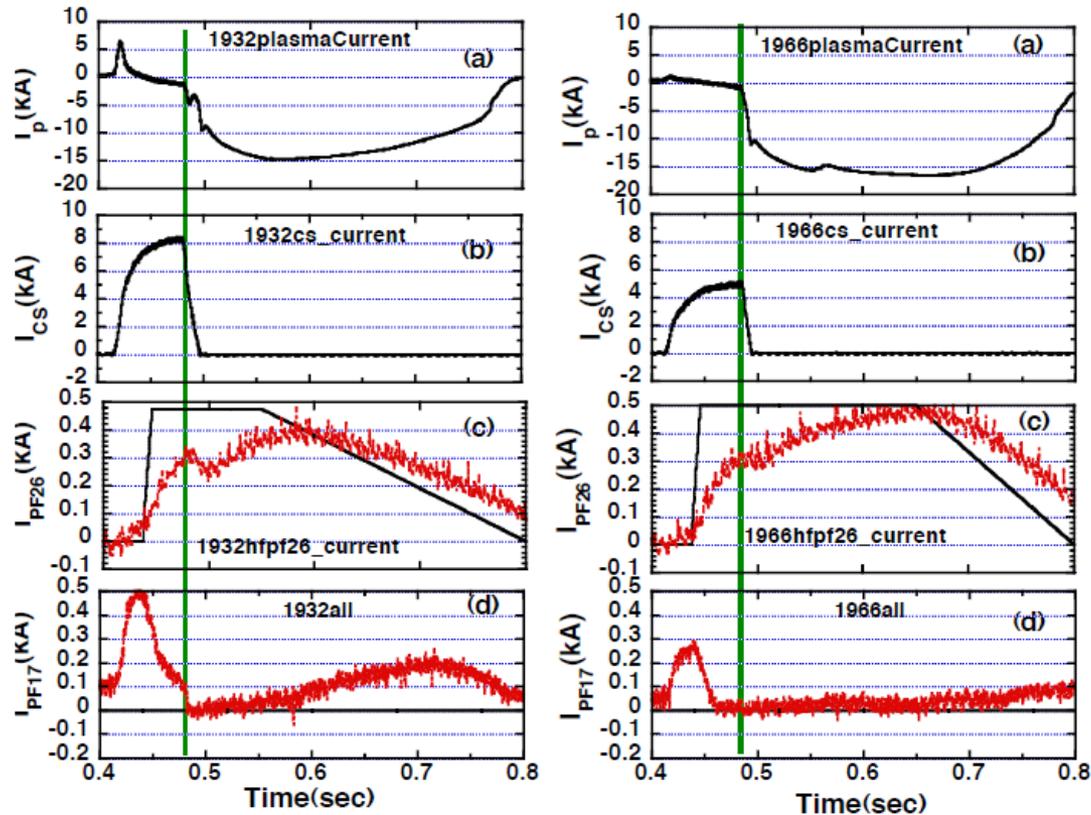
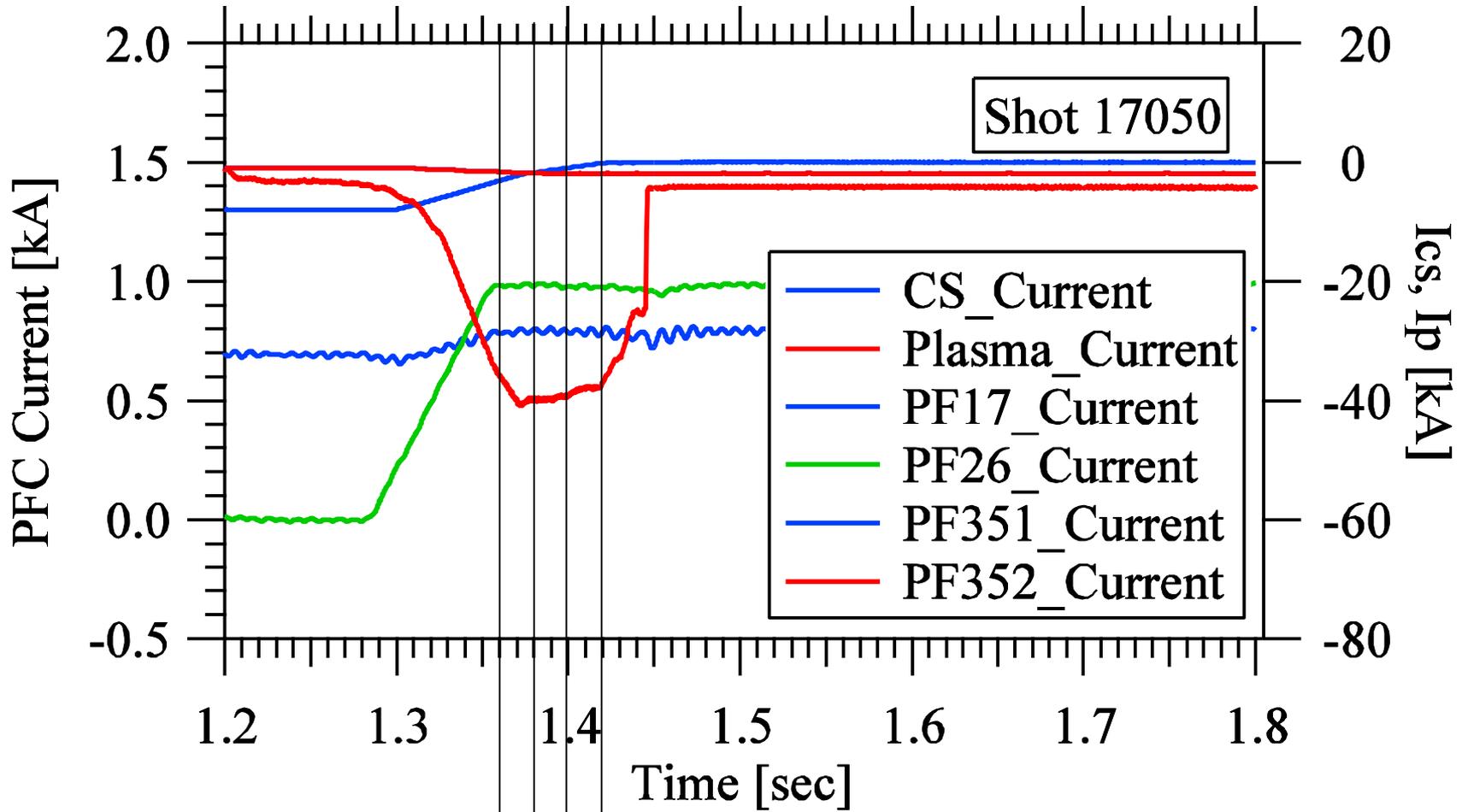


Fig. 1. Plasma current evolution in QUEST at  $B_t = 0.14$  T with the one turn cancellation coil. Left column shows  $I_{CS} = 8$  kA (#1932) and right one  $I_{CS} = 5$  kA (#1966). (a) Plasma current, (b) CS (or OH) current, (c) PF26 vertical shaping coil current ( $N_{PF26} = 72$  turns) and set value, (d) PF17 vertical field coil current.

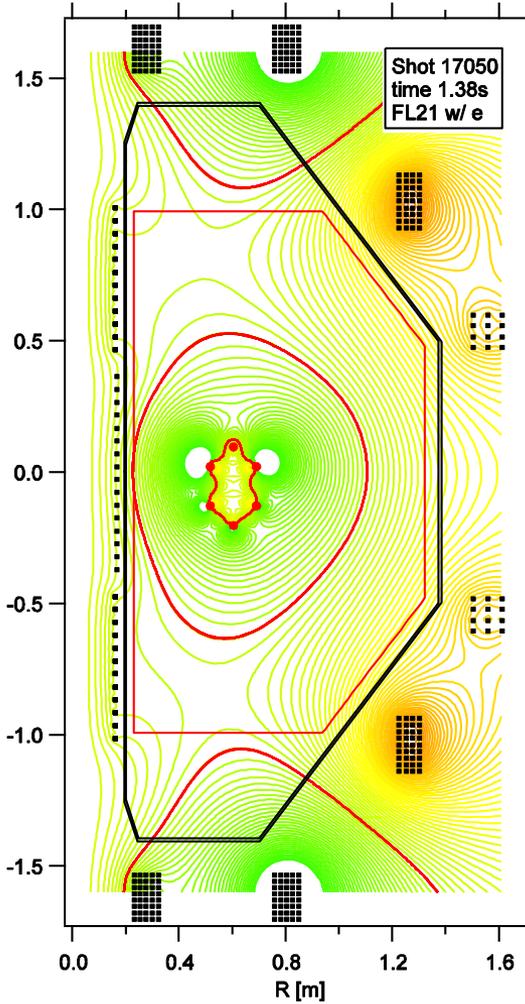
# OHダイバータ配位



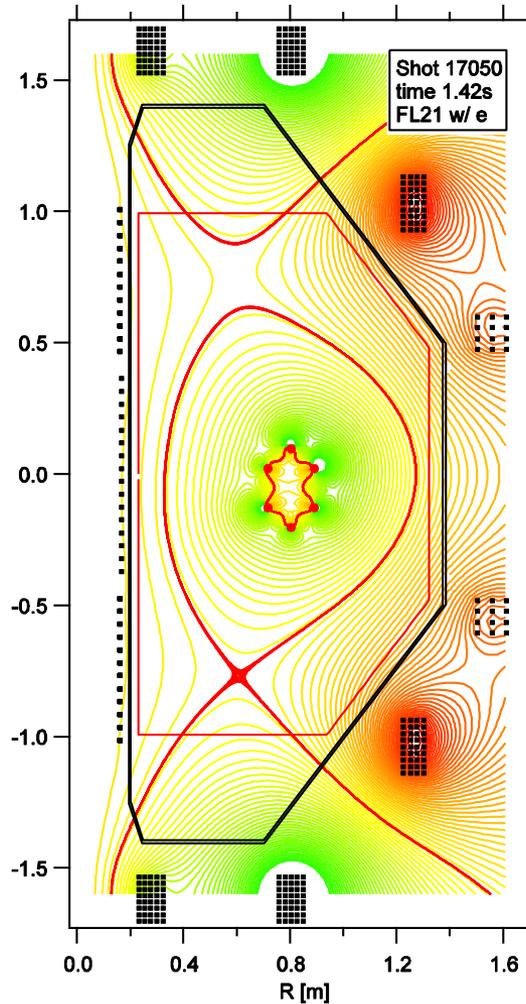
1.36s ~ 1.42s

# OHダイバータ配位

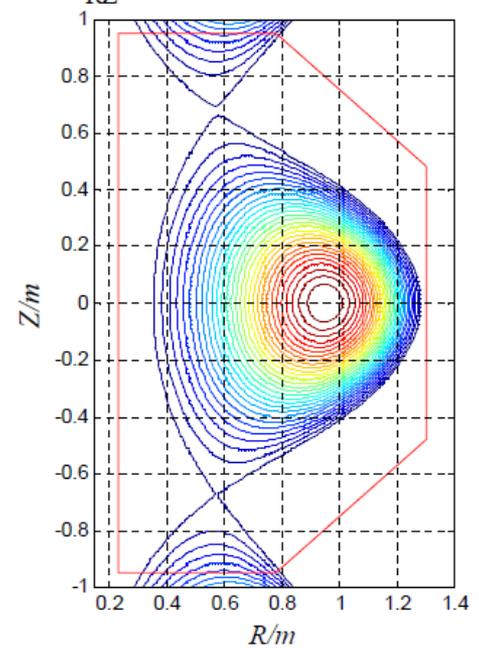
Elongated



Detaches



$\psi_{RZ}$  shot:17050 Time: 1420ms

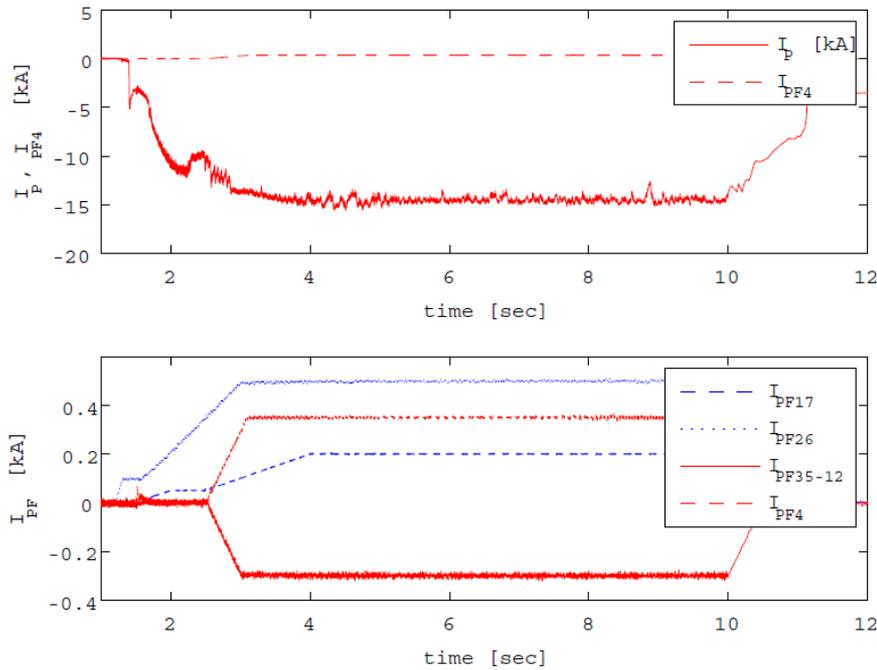


Parameters:  
 $I_p$ : -36986.957  
 $I_{PF17}$ : 791.6475  
 $I_{PF26}$ : 977.2303  
 $I_{PF35}$ : -1885.1626  
 $I_{PF4}$ : -105.6617  
 $I_{HCUL}$ : 0.37512  
 $CurR$ : 0.92  
 $CurZ$ : -2.51e-004  
 $MagR$ : 0.95  
 $MagZ$ : -4.20e-004  
 $X1-RZ$ : 0.57,-0.68  
 $X2-RZ$ : 0.57,0.68  
 $\beta_p$ : 1.5247  
 $li$ : 1.3583  
 $Q_{95}$ : 11.8962  
 $\delta_{up}$ : 0.52255  
 $\delta_{down}$ : 0.52159

lpf35-12 reaches  
 maximum at t=1.38s.

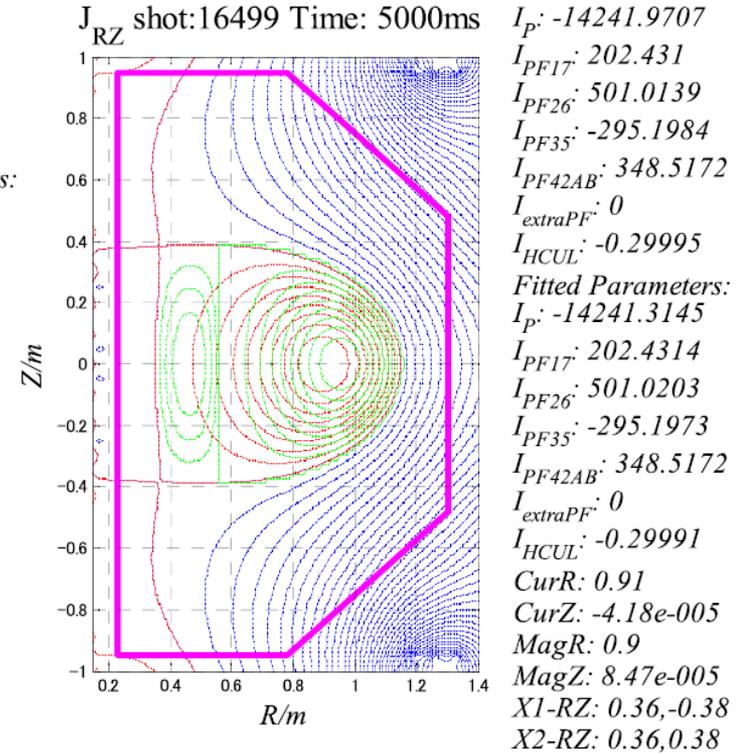
lpf4 reaches zero at t=1.42s.

# RFダイバータ配位



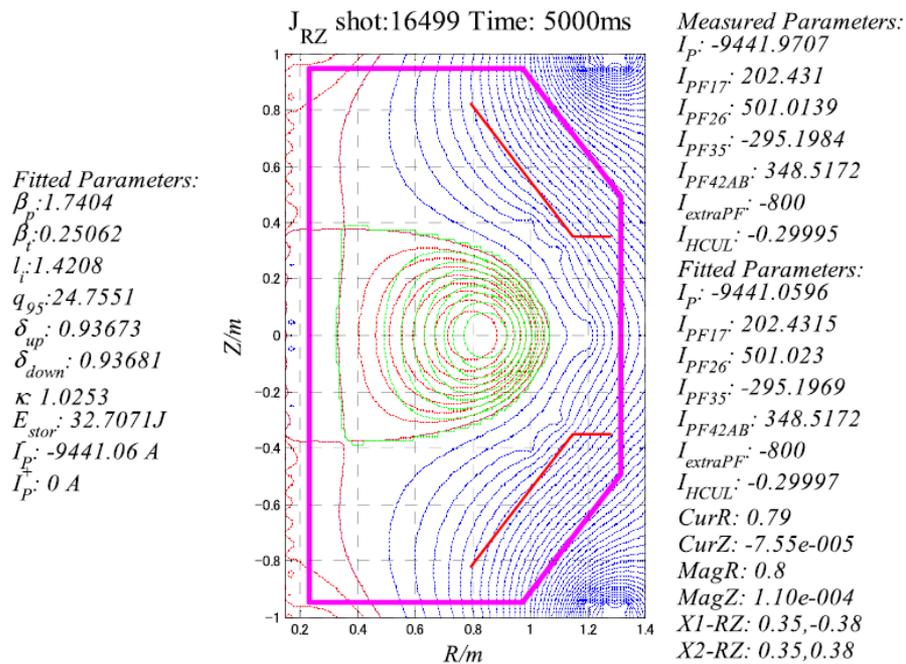
**Fig. 1.** RF-startup, ramp-up and sustained divertor plasma on QUEST.  $I_p$ : plasma current, PF4: center solenoid coil, PF17: vertical field coil with negative n-index, PF26: vertical field coil with positive n-index, PF35-1: inner divertor coil, and PF35-2: outer divertor coil.

*Fitted Parameters:*  
 $\beta_p$ : 2.9382  
 $\beta_t$ : 0.95136  
 $l_i$ : 1.6812  
 $q_{95}$ : 17.3527  
 $\delta_{up}$ : 0.62002  
 $\delta_{down}$ : 0.62002  
 $\kappa$ : 0.97384  
 $E_{stor}$ : 94.4815J  
 $I_p^-$ : -14536.9 A  
 $I_p^+$ : 295.5822 A

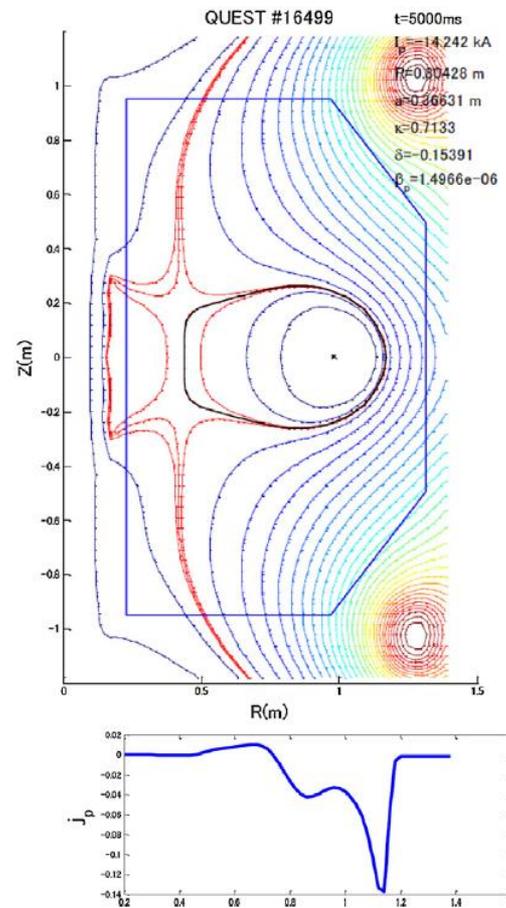


**Fig. 2.** Plasma equilibrium solution fitted assuming all plasma current is flowing in the inside of the LCFS within the isotropic pressure profile by EFIT code. Red and blue contours: poloidal flux function, green contours: current density.

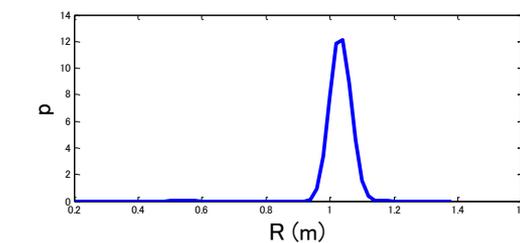
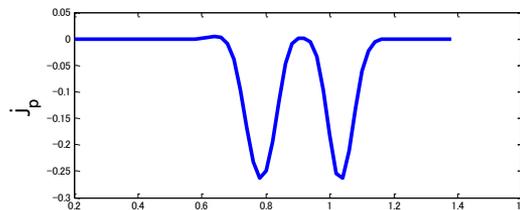
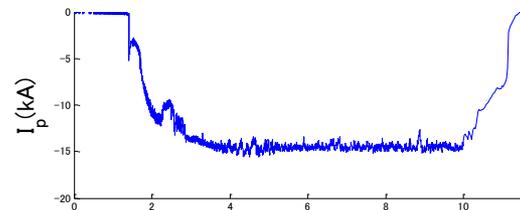
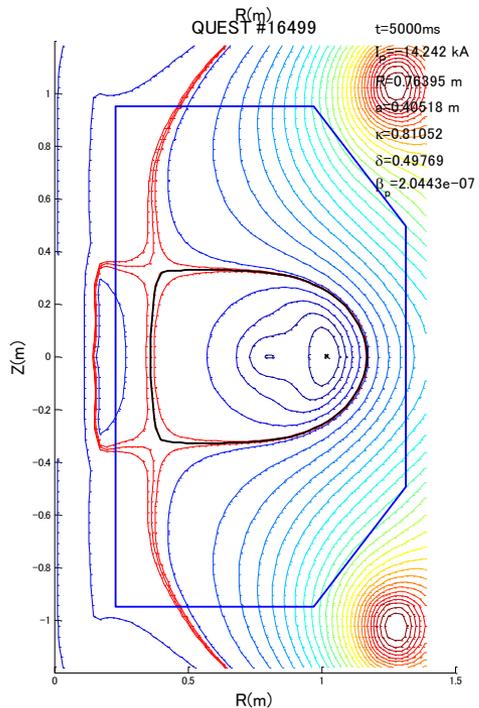
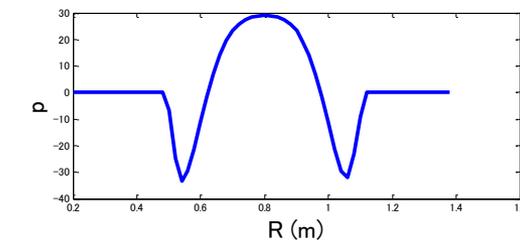
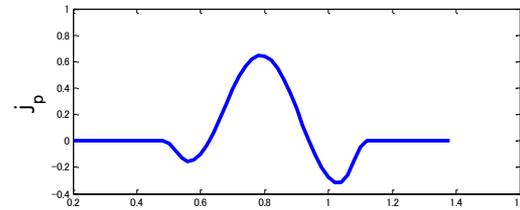
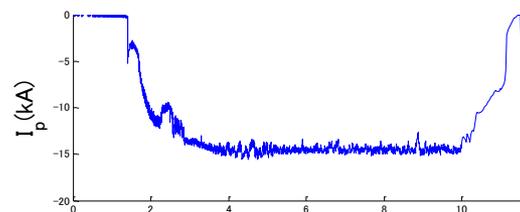
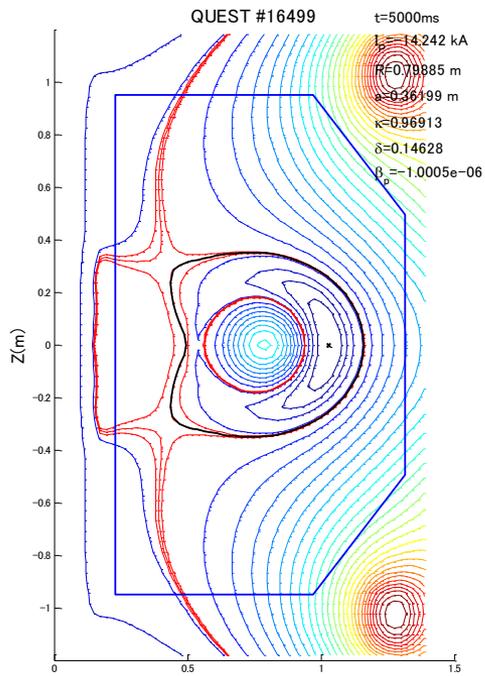
# Analysis of plasma equilibrium based on orbit-driven current density profile in steady-state plasma on QUEST (FED, 2016)



**Fig. 3.** Plasma equilibrium solution fitted assuming open-field plasma current is expressed by current in in-vessel poloidal field coil of six windings in the outside of the LCFS:  $(1.2, \pm 0.05)$ ,  $(1.1, \pm 0.3)$ ,  $(1.0, \pm 0.4)$ . Red and blue contours: poloidal flux function, green contours: current density.

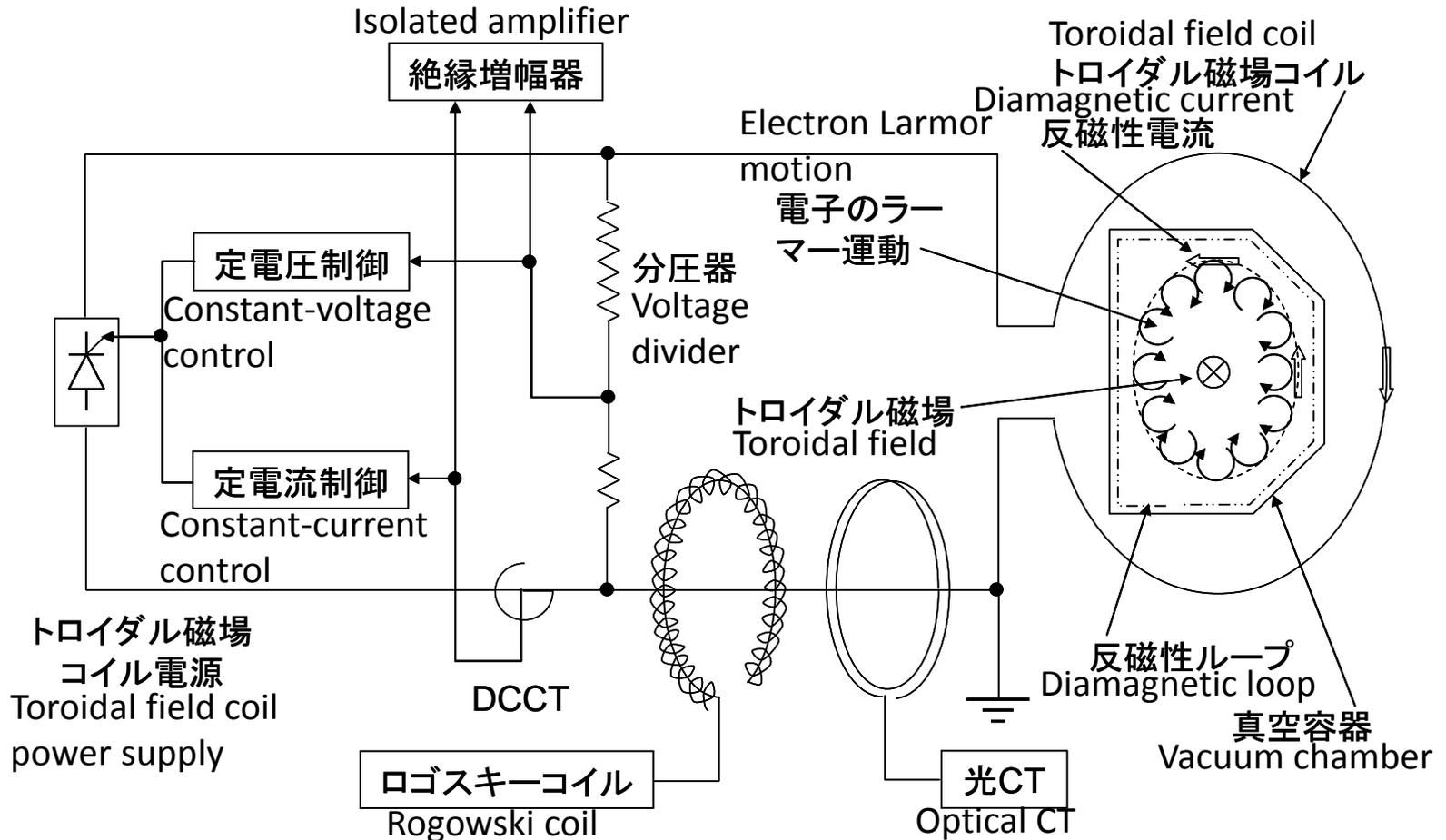


**Fig. 11.** Plasma equilibrium reconstruction and current profile by J-EFIT code. Broad and hollow current profile is assumed:  $\alpha_c = 1/3$ ,  $\alpha_d = 3/4$ .

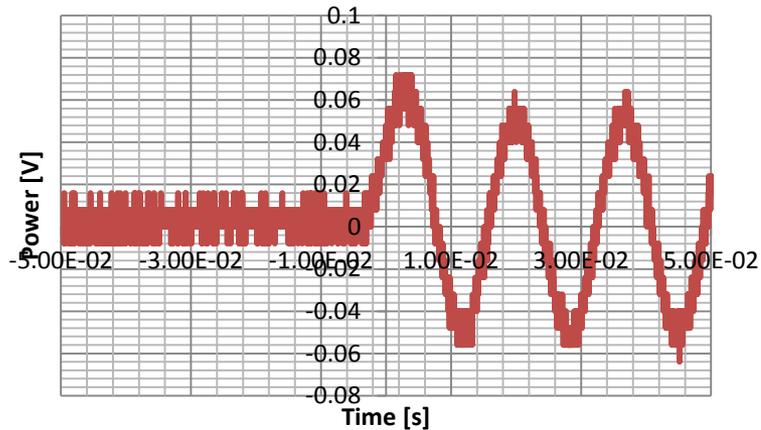


- 低磁場側開磁気面上に電流
- 低磁場側開磁気面上に仮想インベッセルコイル
- 低磁場側閉磁気面上に表皮電流
- 入れ子でない低磁場側閉磁気面上に表皮電流
- トロイダルフローによる低磁場側閉磁気面上に表皮電流
- 低磁場側高速(捕捉)電子による非等方圧力分布
- 『弱者』の定年後の楽しみ

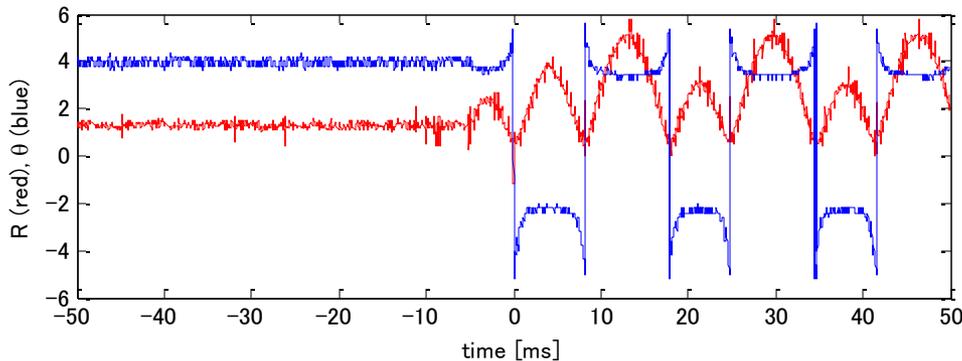
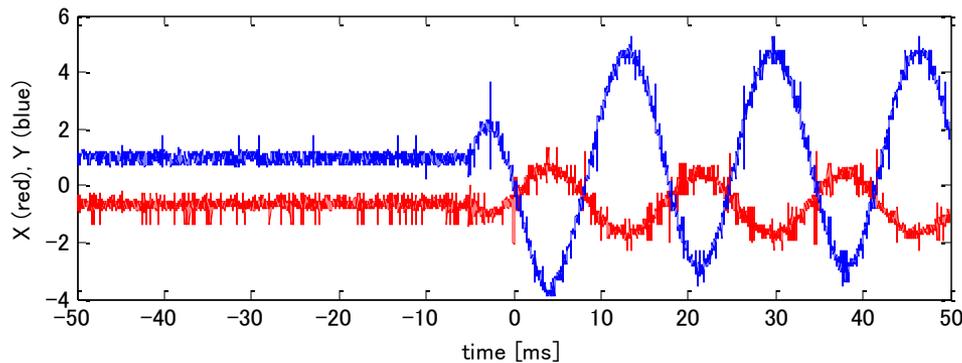
# 球状トカマクにおけるプラズマエネルギーのセンサーレス反磁性測定(挑戦的萌芽研究, 2013~2015)



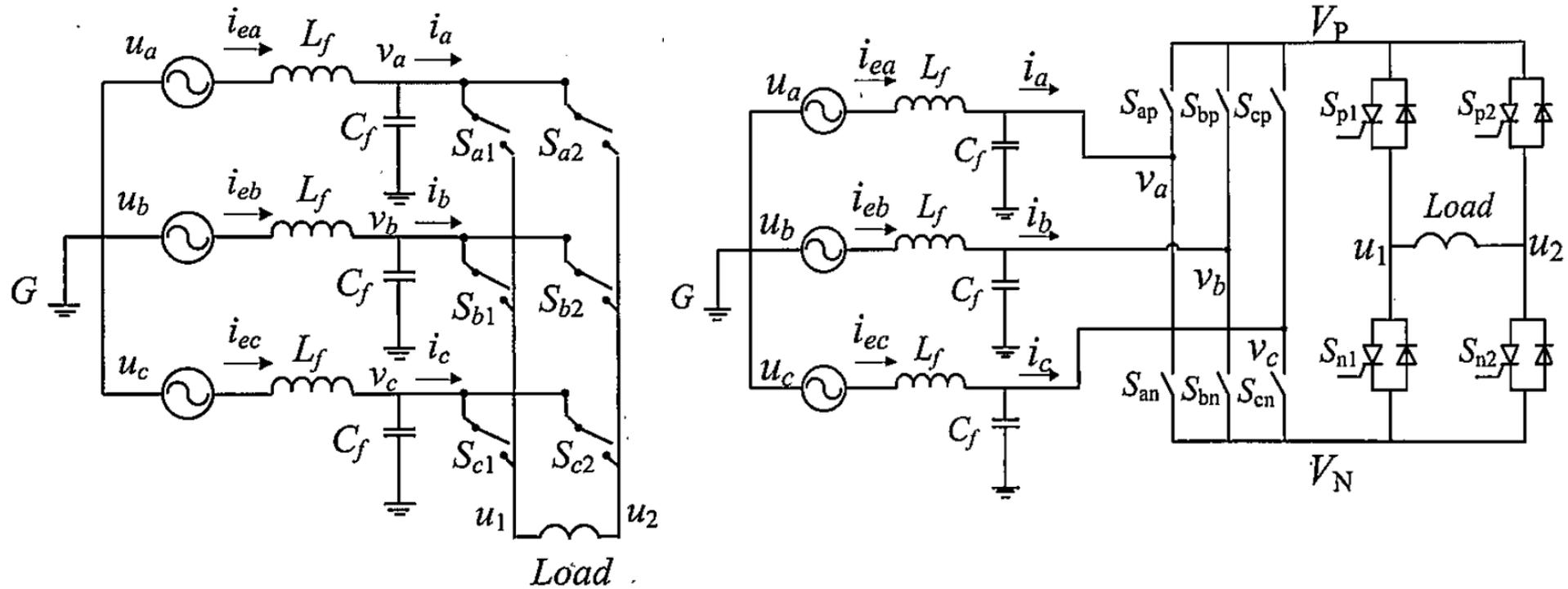
# ファラデー効果を利用した光CT



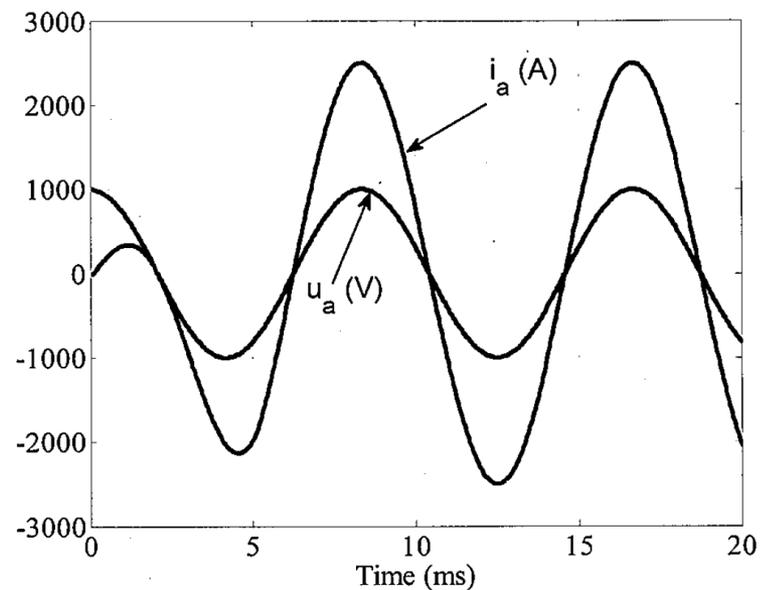
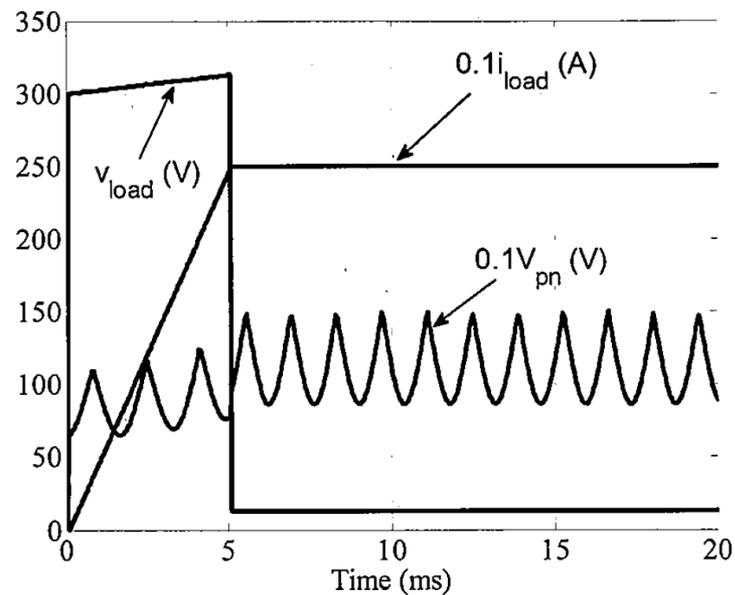
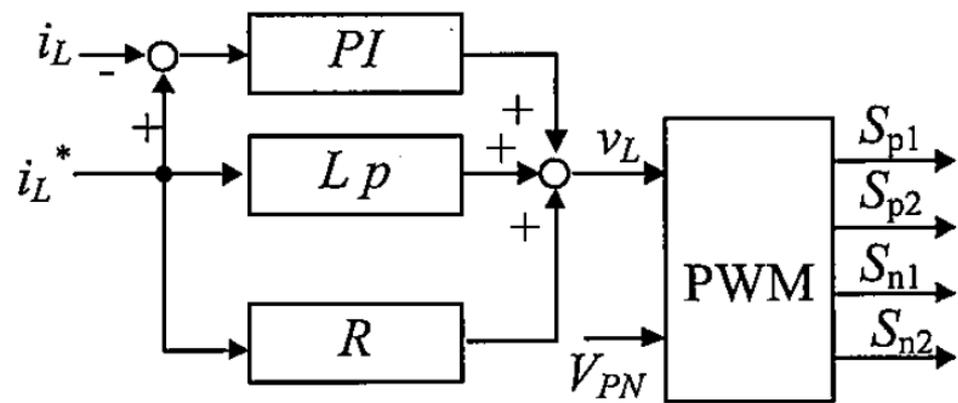
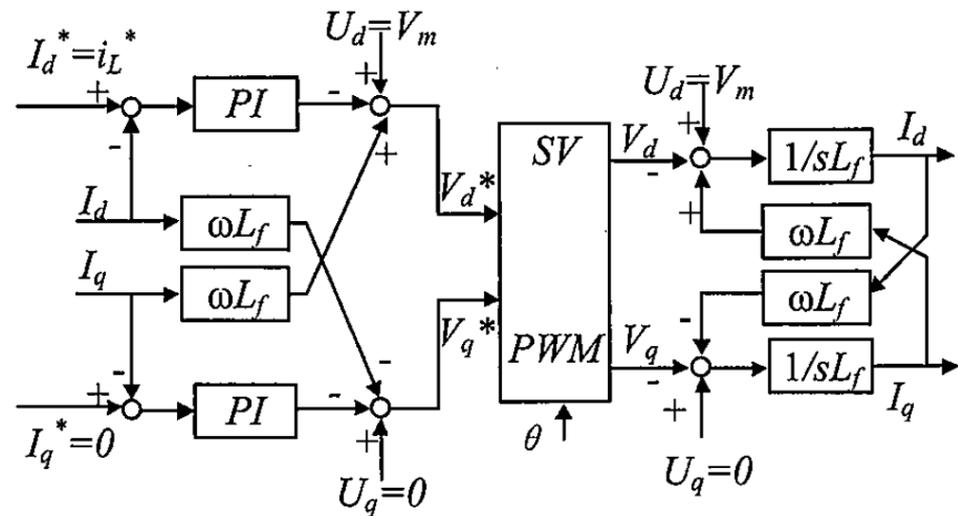
- クロスニコル法
  - ループ型サニャック干渉計
  - 反射型サニャック干渉計
  - コイル電流測定
  - 反磁性測定
- 
- 『弱者』の定年後の楽しみ



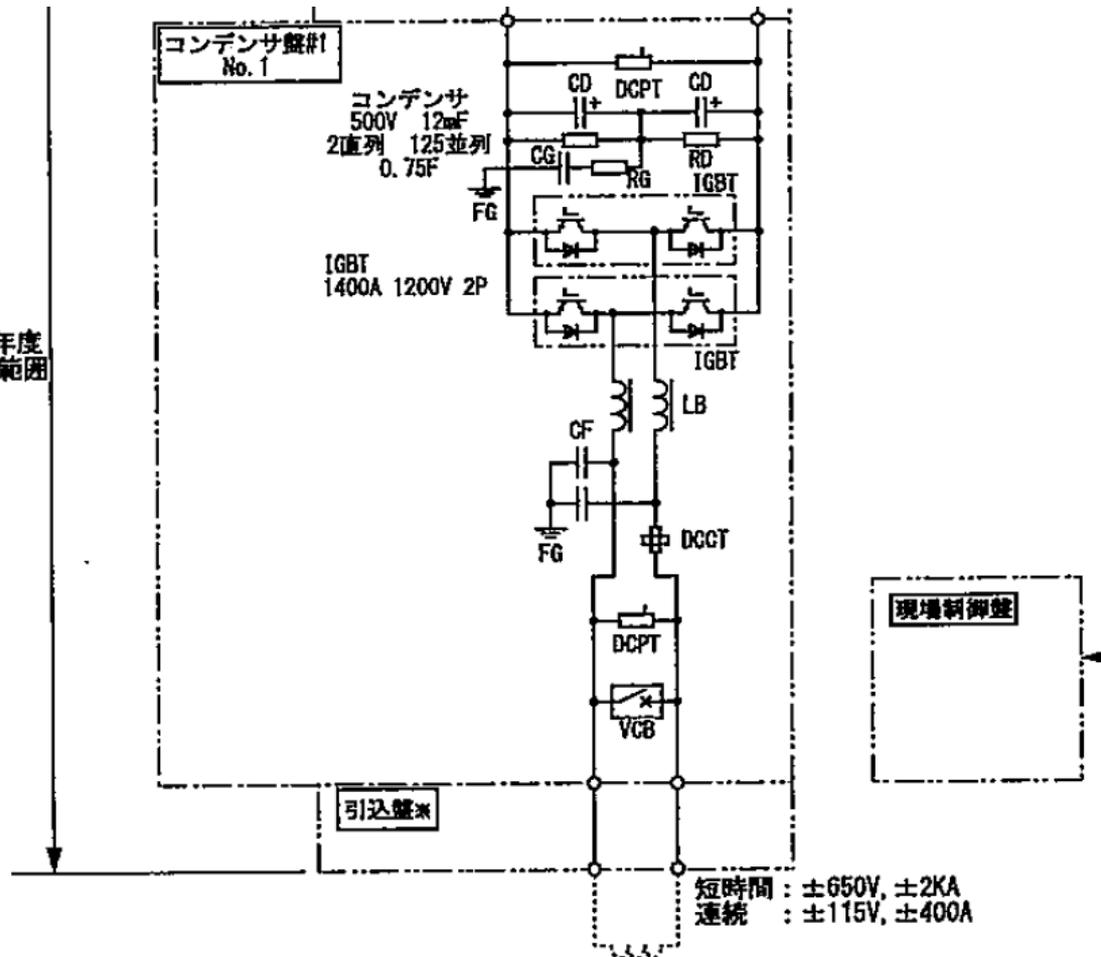
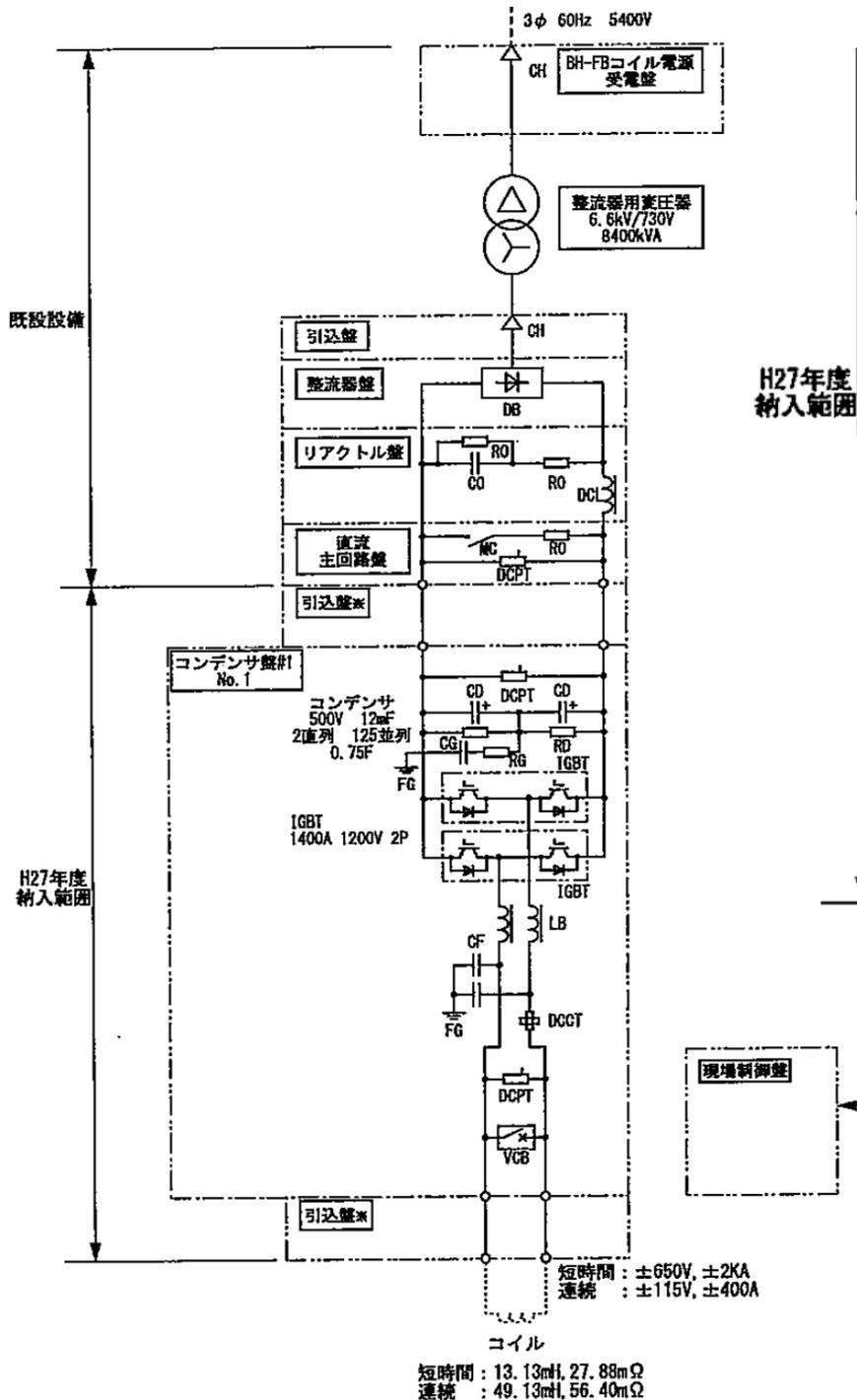
# Study of Matrix Converter as a Current –Controlled Power Supply in QUEST Tokamak (JPFR, 2011)



# Matrix Converter



実現: 『弱者』の定年後の楽しみ



BH-FB電源のインバータ部をGTOからIGBTに改造



# おわりに：『弱者』の論理

- 渡る世間に鬼はいない。
- 人間万事塞翁が馬 人事尽くして天命を待て。
- 『弱者』へ：人の行く裏に道あり 花の山。
- 四十年間大変お世話になりました。
- 『強者』へ：核融合炉を実現して下さい。
- ご清聴ありがとうございます。

核融合炉



QUESTプロジェクト研究

CPDプロジェクト研究

TRIAM-1Mプロジェクト研究

TRIAM-1プロジェクト研究

HYBTOK-Iaプロジェクト研究

