



小特集 先進燃料核融合研究の現状と展開

3. D-³He, D-D 先進燃料核融合炉の探究

3. Quest for D-³He, D-D Advanced-Fuel Fusion Reactors

御手洗 修^{1,2)}

MITARAI Osamu^{1,2)}

¹⁾先進核融合・物理教育研究所, ²⁾東海大学

(原稿受付日: 2021年11月9日)

より安全な D-³He, D-D 先進燃料核融合炉の実現可能性について概説する。高アスペクト比のトカマクではベータ値が低いので自己点火は困難であるが、ベータ値を高くとれる球状トカマク (Spherical tokamak, ST) では自己点火が可能であることを示す。しかしこれらの炉のプラズマ電流は100MA 程度と大きく、ディスラプションが大きな問題である。そこでディスラプションを起こさずにすみそうな逆転磁場ピンチ (reversed-field pinch, RFP) を用いて D-³He 炉ができないかも考える。さらにプロトン・ボロン (p-B) 炉についても議論し、これらの先進炉にまつわる様々な問題点、その研究の魅力についても触れる。

Keywords:

Advanced-fuel, tokamak, spherical tokamak, RFP, D-³He, D-D, p-B reactor, ignition

3.1 はじめに

より安全な D-³He, D-D, p-B 核融合炉は実現可能か、あるいはどうすれば実現可能になるか? 筆者はこの問題を長きにわたって追究してきた。それらの経過と結果について述べる。高アスペクト比のトカマク (HT) ではベータ値が低いので自己点火は困難であるが、ベータ値を高くとれる球状トカマク (ST) では自己点火が可能であることを示す。この D-³He ST 炉では核融合生成粒子が減速して生じる灰粒子の閉じ込め時間がさらに短くなると³He を D に置き換えることで D-D 自己点火も可能になる。しかしながらこれらの ST 炉のプラズマ電流は 100 MA 程度と非常に大きいので、ディスラプションが起きたらそれで終わりである。そこでディスラプションを起こさずにすみそうな RFP (reversed-field pinch) を用いて D-³He 炉ができないかも検討する。RFP 装置においては IPB98y 2 則を満たす程度の閉じ込めが達成できればオーミック自己点火で D-T 燃焼を起こし、燃料を順次切り替えて D-³He 自己点火に達することが可能になる。さらにこの ST 炉を用いて p-B 自己点火を達成するのに必要なパラメータを調べ、それが現実的な値であるかどうかでその可能性を判定し、従来の磁場閉じ込め装置での可能性について述べる。このように過去35年の長きにわたって探究してきた先進燃料核融合炉研究について述べる。

3.2 D-³He ST 炉に至る道

1985年から熊本工業大学で教鞭を取り始めた。最初の年は電卓だけが研究道具であった。卒研生にそれぞれ密度をあたえて、核融合出力や必要な外部加熱パワー、自己点火

条件を計算させた。それまではトカマク装置製作と実験を行ってきたが、ここから核融合炉の研究が始まった。当時、加熱パワーの平方根に反比例して閉じ込め時間が減少する“Goldston の L モード閉じ込め則”が実験的に得られていた。特徴的なのはこの閉じ込め則では“加熱パワー P_h と閉じ込め時間 τ_E の自乗の積” $P_h \tau_E^2$ は装置パラメータで決まることであった。それは自己点火条件の 3 次元表示 (T , $n\tau_E$, $P_h \tau_E^2$) の z 軸と同じ式であり、装置の性能が自己点火条件の図の等高線で表され、これが鞍点を超える能力がなければ自己点火領域には到達できない。“峠の条件”と名付けたこの方法と NEC のプログラム言語 N88-BASICのおかげで D-T 炉や D-³He 炉の研究を始めることができた[1-5]。

ほぼ同時期に米国で2つの有名な研究プロジェクト Apollo, ARIES-III D-³He トカマク炉の検討が行われた。前者は低ベータの第1安定化領域、後者は高ベータの第2安定化領域を仮定していた。(1) Apollo のパラメータは主半径 $R=7.9$ m, 小半径 $a=2.5$ m, 楕円度 $\kappa=2$, トロイダル磁場 $B_t=10.9$ T, プラズマ電流 $I_p=50$ MA, ベータ値 $\langle\beta\rangle=6.7\%$, プロトン(p), He 灰の粒子閉じ込め時間比 $\tau_{ash}^*/\tau_E=1$, 外部加熱パワーは 260 MW である[6]。(2) ARIES-III は $R=7.5$ m, $a=2.5$ m, $B_t=7.5$ T, $\kappa=1.8$, $I_p=30$ MA, $\langle\beta\rangle=24\%$, $\tau_{ash}^*/\tau_E=1\sim 2$, 電流駆動パワーは $P_{CD}=210$ MW であった[7]。ただし τ_{ash}^* はリサイクリングも含めた灰粒子の粒子閉じ込め時間である。

我々も独立に D-T, D-³He 自己点火条件を調べていたが、ちょうどその時に九大の和久田教授は 1.5 倍の核融合反応率を生む核スピン偏極に興味があり、その効果を計算するのにこの“峠の条件”が直ぐに役立った[8]。核スピン偏極

が自己点火条件を緩和する他に、高イオンモード（例えば $T_i/T_e \sim 1.5$ ）がシンクロトロン輻射や制動輻射の減少につながるもので、D-³He 核融合では重要なことがわかった[9]。ARIES-III の物理設計でも高イオンモードが仮定されている。しかし当時は仮定するだけでどうすれば高イオンモードを得られるかはわからなかった。九州東海大学で1994年頃から0次元方程式を用いたプラズマパラメータの時間発展を計算し始め、パワーバランス方程式をイオンと電子に分けて計算できるようになった。しかし核融合生成粒子加熱は電子加熱でありイオンを加熱することは難しいということでD-³He 核融合には暗雲が垂れ込めていた。一方、以前から核弾性散乱（NES）の研究を行っていた九大中尾研の松浦博士によって、D-³He 核融合で生成される14.7 MeV プロトンはNES効果によってイオン加熱できる、即ち核融合生成粒子の出力の40%程度がイオンに行くという明確な計算結果がもたらされ、その後の新たな展開となった[10, 11]。

そこで我々は図1に示すように、D-³He 高アスペクト比（HT）トカマクと球状トカマク（ST）炉の自己点火に必要なイオン加熱割合の真空容器第一壁のシンクロトロン輻射の反射係数（ R_{eff} ）依存性を計算した。それぞれの点列の上の領域では自己点火できるが、下の領域では自己点火できない。具体的には(1) $R=7.5$ m, $a=3.2$ m, $\kappa=2.2$, $B_{t0}=5\sim 7.0$ T, $I_p=50$ MA, 閉じ込め増倍度をIPB98y2則の $\gamma_{\text{HH}}=2$ 倍, $T_i/T_e=1.46$, $\tau_{\text{ash}}^*/\tau_E=2$, $\langle\beta\rangle=12.2\%$ のとき、第一壁の反射率 $R_{\text{eff}}=0.95$, シンクロトロン輻射を反射しないポートの全面積の第一壁表面積に対する比であるホール割合 $F_H=0.1$ のとき、自己点火に必要なイオン加熱割合は $F_{\text{ion}} \sim 0.65$ 以上となる。(2) 一方のST炉では、 $R=5.6$ m, $a=3.4$ m, $\kappa=3$, $B_t=4.4$ T, $I_p=90$ MA, 閉じ込め増倍度IPB98y2則の $\gamma_{\text{HH}}=2$ 倍, $T_i/T_e=1.22$, $\tau_{\text{ash}}^*/\tau_E=2$, $\langle\beta\rangle=40\%$ の場合、 $R_{\text{eff}}=0.90$, $F_H=0.1$ のとき、自己点火に必要なイオン加熱割合は0.35程度であり、核弾性散乱によるイオン加熱が十分に可能な範囲にある[12, 13]。

このようにST炉ではトロイダル磁場が小さいためにシンクロトロン輻射が減少し、電子温度が少しくらい高くても

も大丈夫となり必要なイオン加熱割合が小さくてすむ。現在考えられる限りでは高アスペクト比トカマクでのD-³He 核融合はイオン加熱割合が足りないので困難であると言える。しかしさらなる高ベータ化と α チャネリングのような追加のイオン加熱の方法をみ出すことができれば状況は変化する。

なお2004年のStott論文ではD-³He 炉の可能性はないと結論しているが[14]、それは $T_e = T_i$ を仮定して、高イオンモードの重要性を認識していなかったからである。松浦研では院生がこの論文でD-³He 核融合研究への熱意を失ったそうであるが、先行研究の調査の大切さを教えてくれる。

上述したD-³He ST炉では中心ソレノイド（CS）を用いていない。CSなしでの運転は現在研究中ではあるが意外と難しいので、ここでは小さなCSや鉄心を用いて初期プラズマ電流を立ち上げ、垂直磁場を用いて100 MA程度までランプアップする。その結果、主半径を $R=6.7$ mに増大し、 $a=4.2$ m, $\kappa=2.8$, $B_t=4.0$ T, $R_{\text{eff}}=0.8$, $F_H=0.1$, $\gamma_{\text{HH}}=2.4\sim 1.8$ (IPB98y2), $\tau_{\text{ash}}^*/\tau_E=2$ とすると、核融合出力 $P_F=3$ GW, 電子密度 $n(0)=1.97\times 10^{20}$ m³, イオン温度 $T_i=120$ keV, 電子温度 $T_e=97$ keV, ベータ値 $\langle\beta\rangle\sim 33\%$ を得る。真空容器外部は断熱されているので、その内側のブランケットの温度は第一壁からの熱流束により温度が上昇していく。ここでは1 MW/m²程度の輻射パワーによる熱流束を熱に換えて発電する[15]。さらに松浦研の大森敬之君がこのD-³He ST炉の課題である14.7 MeV プロトンの粒子損失割合をOrbitコードを用いて計算した。この炉では外側トロイダルコイル外半径を $R_{\text{out}}=16$ mに設定していたのでトロイダルリップルが $\sim 0.2\%$ で、エネルギー損失割合は2.1%であった。そこでは自己点火領域に達した後にボロンBの不純物入射によって低温・高密度プラズマとし14.7 MeV プロトンの減速時間を短くすることでエネルギー損失割合を0.76%まで減らすことができた[16]。D-³He 炉においても、ヘリカル炉における高密度運転のように[17]、高密度によって高エネルギー粒子の閉じ込めが改善されることがわかった。

しかし不純物入射をすることなく安定点で運転し、かつ14.7 MeV プロトンの損失割合を減らすために図2に示すように外側トロイダルコイル外半径を $R_{\text{out}}=17.5$ mとし、リップルを0.16%に減らした。その最終形は $R=7.6$ m, 小半径 $a=4.1$ m, $\kappa=2.8$, $B_t=4$ Tの炉となる。この炉では半径0.75 mのCSを設置できるようにしている。密度と温度の分布係数 $\alpha_n=0.5$, $\alpha_T=1$ の場合で、 $\gamma_{\text{HH}}=2.4\sim 1.8$, D:³He = 0.45:0.55, $\tau_{\text{ash}}^*/\tau_E=2$, $\tau_D/\tau_E=2$, $R_{\text{eff}}=0.8$, $F_H=0.1$, $P_F=3$ GW とするとき、図3に示すように外部加熱パワー300 MWで $I_p=86.7$ MAまでプラズマ電流がランプアップされ、安定点での自己点火パラメータは $n(0)=2.04\times 10^{20}$ m³ (Greenwald 密度限界 $n_{\text{GW}}(0)=2.09\times 10^{20}$ m³), $T_i=105$ keV, $T_e=88$ keV, $\tau_E=22$ s, $\langle\beta\rangle\sim 31\%$ が得られ、制動輻射損失パワー $P_B=1.42$ GW, シンクロトロン輻射損失パワー $P_S=0.44$ GW, 中性子パワー $P_N=83$ MWとなる。対応するPOPCON (Plasma operating contour map) と運転点に至るまでの経路を図4に示す。

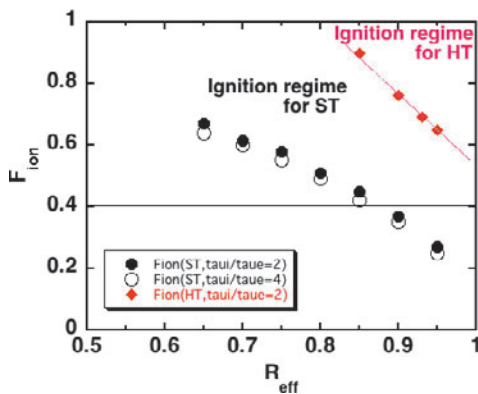


図1 D-³He高アスペクト比トカマク（HT）とSTにおける自己点火を達成するのに必要な核融合生成粒子のイオン加熱割合 F_{ion} と第一壁の反射係数 R_{eff} の関係（参考文献[12], Fig.3から引用）。

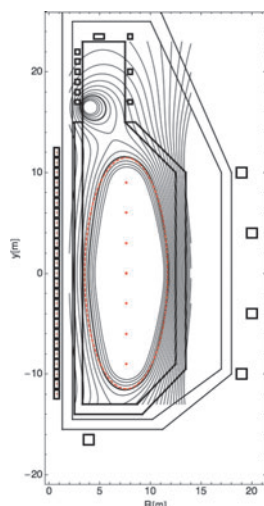


図2 リップル低減 D-³He ST 炉のプラズマ断面略図。上部の空間は燃料供給用のスペース。

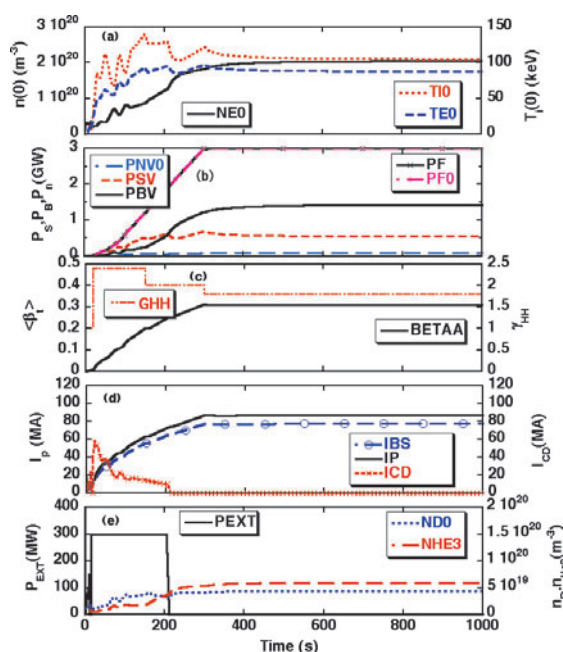


図3 自己点火領域接近時のプラズマパラメータの時間発展。(a)中心イオン温度 T_i , 電子温度 T_e , 密度 n , (b)全核融合出力 P_F , 全制動輻射損失パワー P_B , 全シンクロトロン輻射パワー P_S , 全中性パワー P_N , (c)閉じ込め増倍度 γ_{HH} , ベータ値 β_t , (d)プラズマ電流 I_p , ブートストラップ電流 I_{BS} , (e)外部加熱パワー P_{EXT} と各イオン密度 n_D , n_{3He} 。

しかしながら、D-³He 核融合で問題なのが p や ⁴He の燃えかす粒子の排気である。今ここで述べた D-³He 炉では $\tau_{ash}^*/\tau_E = 1 \sim 2$ であるが、現在のトカマクでは $\tau_{ash}^*/\tau_E = 5 \sim 10$ 程度であり、ST での実験結果はまだない。最近 DIII-D の逆 D 配位の実験においてはエネルギー閉じ込め時間が H モード程度で、ベダスタルがない L モード的な粒子閉じ込めの放電が得られている。特に不純物の粒子閉じ込め時間比 τ_{imp}^*/τ_E が 1 オーダー程度の良い結果が得られているので [18], スペインで計画されているような ST 装置において逆 D 配位実験が行われ、同様に良好な結果が得られれば有望となる [19]。

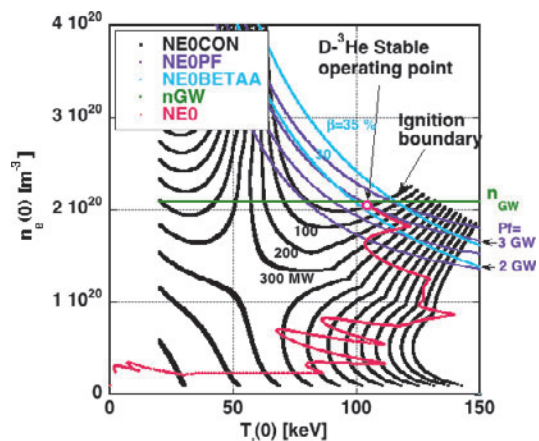


図4 図3に対応する POPCON 図。

また、もう一つの困難さは燃料供給である。³He は固体にならないので小さなプラスチックカプセルに入れて入射する方法も考えられるが、D-³He 核融合は不純物の許容量が小さく、かつプラズマ温度が高いことも相まってこのようなペレット入射は困難であろう。(一方、高アスペクト比の D-T 炉の逆 D 配位ではインボード側の空間が大きくなるためにペレット内側入射がより行いやすくなり、現在の D 配位のトカマクよりは燃料供給の問題は少なくなるであろう [20])。しかしながら CT 入射 (Compact toroid injection) の可能性はあるので現在詳細に検討している。今までの CT 入射の理論的実験的研究は不十分で、さらなる研究が必要である。なお図 2 の ST 炉の上部の空間は現在研究中の燃料供給のためのもので、マーキング燃料供給 [21], CHI 燃料供給, CT 入射等が考えられる。

すでに述べたように菊池氏提案の逆 D 配位 D-T 炉 [22] においては粒子の排気, 燃料供給の問題が解決される可能性があり将来が期待できる。しかし D-³He 逆 D 配位 ST 炉が成立するとしても、プラズマ電流が 100 MA と巨大であることは大きな問題である。もしディスラプションが 1 度でも起きるとその装置は終わりだからである。ディスラプションを完全に取り除く技術を開発しない限りトカマク炉の実現は不可能に近く、巨大な電力を発生する炉としては使用できない。これはトカマクが直面する課題である。現在のトカマク研究者はこれに対する危機意識があまりにも少ない。影響を小さくするような小手先の技術ではなく、何か全く新しい除去方法を産み出すべき時にきている。したがって D-³He 核融合を実現したいという立場からはトカマクを諦め、後で述べるようにディスラプションのない RFP 炉に夢を託さざるを得ない。

3.3 D-D ST 炉

一般的に D-D 核融合は反応断面積が D-³He よりも小さいので自己点火はより困難である。したがって D 燃料のみのプラズマに外部加熱パワーを与えても直接自己点火領域に到達することは難しい。この ST 炉の場合、垂直磁場コイルの電磁誘導によってプラズマ電流を駆動するので、プラズマエネルギーを最初から大きく増加させることのできない

D-D 運転ではプラズマ電流を駆動できず、自己点火に到達することはできない。しかし D-³He 燃料で自己点火に到達した後に燃料を³He から D に変えることで D-D 自己点火領域に到達できるようになる。

主半径 $R=6.7$ m, 小半径 $a=4.2$ m, 楕円度 $\kappa=2.8$, トロイダル磁場 $B_t=4.0$ T, 第一壁の反射率 $R_{\text{eff}}=0.9$, ホール割合 $F_H=0.1$, $\tau_{\text{HH}}=2.5 \sim 2.2$ (IPB98y2) の ST において, $\tau_D^*/\tau_E=5$ (注: D-D 反応では p と ⁴He 以外は燃料となるので灰ではない), $\tau_{\text{ash}}^*/\tau_E=1.1$, $\alpha_n=1$, $\alpha_T=1$ とおくと, 図 5 に示すように最初 D-³He 燃料で運転して 150 keV 程度のイオン温度に上げると 200 s で D-³He 自己点火領域に入る。その後図 5 (c) の様に 300 s で³He 燃料入射をやめて D 燃料を多量に入れると, 温度が下がり密度は上昇し D-D 自己点火領域に入る。400 s でプラズマ電流は $I_p=101$ MA まで上昇し, 自己点火パラメータは $n(0)=2.52 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$, $n(0)/n_{\text{GW}}(0)=0.92$, $T_i=91$ keV, $T_e=78$ keV, $P_F=3$ GW, $P_B=1.0$ GW, $P_S=0.17$ GW, $P_N=1.2$ MW, $\tau_E \sim 39$ s, $Z_{\text{eff}}=1.24$, $\langle \beta \rangle \sim 32.8\%$, 第一壁熱流束 $\Gamma_h=0.51$ MW/m², 中性子束 $\Gamma_n=0.5$ MW/m² となる。図 5 (e) に示すように D-D 反応で³He が生成されるので, プラズマ中の³He イオン密度はあまり変わらない。これから³He や T を回収することができる。

なお, 図 6 の POPCON に示すように自己点火領域はあまり広くはない。

このときの条件設定で重要なのが灰の排気である。D-³He 核融合では $\tau_{\text{ash}}^*/\tau_E=2$ とおいたが, D-D 核融合ではさらに短く $\tau_{\text{ash}}^*/\tau_E=1.1$ とおいた。また, 核融合生成粒子のイオン加熱割合を D-³He 核融合と同じ 40% と仮定したが, 高エネルギープロトンの割合が少ないので核弾性散乱による

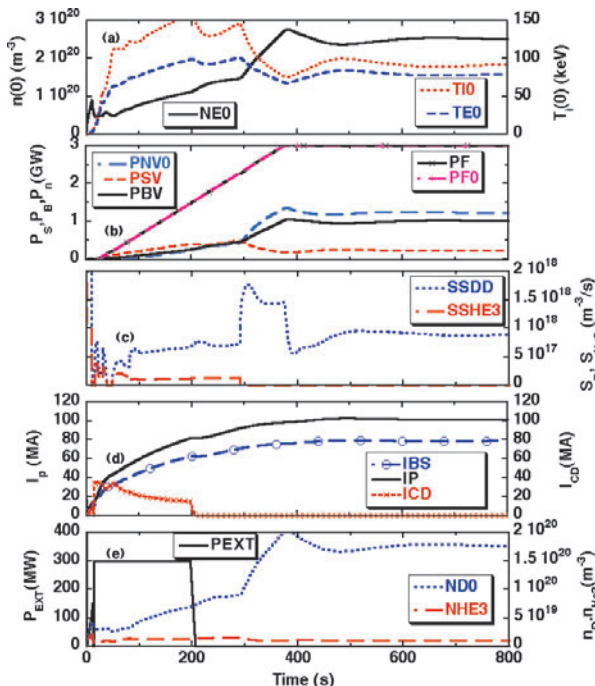


図 5 イグニッション接近時のプラズマパラメータの時間発展。(c) D と³He 燃料の供給率, (c) 以外の (a) から (e) までは図 3 と同じ (参考文献[16]の Fig.8 を引用)。

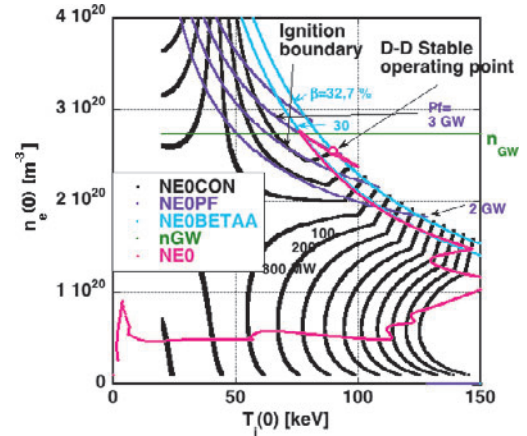


図 6 図 5 に対応する D-D 自己点火の POPCON 図 (参考文献[16]の Fig.9 を引用)。

イオン加熱割合はさらに低いことが考えられる。したがって実際には D-³He 核融合よりはるかに実現は厳しいのではないかと考える。

3.4 D-³He RFP 炉[23]

D-³He 核融合ができればそのようなディスラプションのない環状閉じ込め装置が他にないかと考えると, 最近進歩の著しい RFP 炉に可能性が見える。その理由は(1)イタリアの RFP 装置 RFX-mod では図 7 に示すように 2 MA のプラズマ電流が得られているが, アクティブコイルによって放電が完全に制御されている[24]。元々安全係数が 1 以下で運転されいろいろなモードが存在しているのでトカマクのように安全係数が 1 以下になってもキंक不安定性が起きない。トカマクは主半径が 10 m 以上になると安全係数の観点からプラズマ電流を大きくできないので炉としては成立しなくなるが, RFP ではそれが可能である。

また(2)米国のウイスコンシン大学の MST 装置では, 図 8 に示すようにトカマクの IPB98y2 則の閉じ込め増倍度の L モードに近い値 ($\gamma_{\text{HH}} \sim 0.5$) が得られていて[25], 閉じ込めもだいぶ改善されてきている。

さらに 2017 年に京都で開かれた ISFNT-13 においてパドバグループの RFP におけるプラズマ電流のオーミック加熱と AC (Alternating current) 運転を用いた炉の提案[26]に触発されたからでもある。オーミック加熱による自己点火の研究をすでに行っていており[27], またカナダの

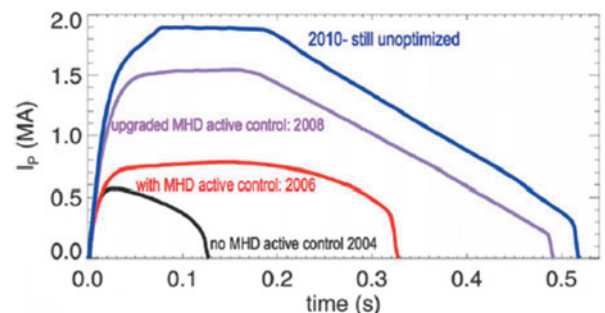


図 7 RFX-mod におけるプラズマ電流波形 (参考文献[24]の Fig.1 から引用)。

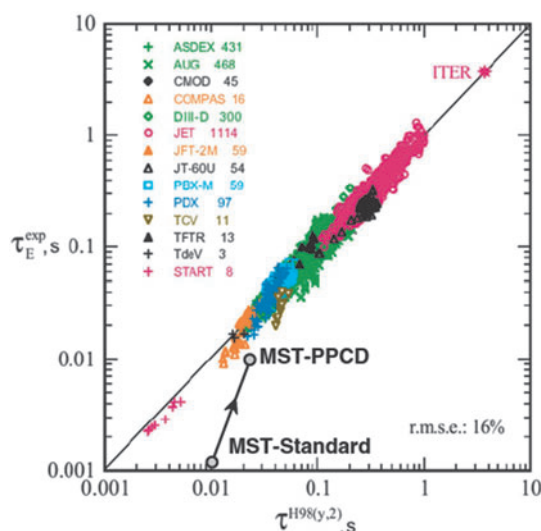


図8 MST-RFP のトカマクと比較した閉じ込め時間（参考文献[25]の Fig.4 から引用）。

STOR-1M トカマクにおいて世界最初の AC プラズマ電流実験を行った経験から[28], RFP 炉に興味を抱きはじめた。

3.4.1 D-T RFP 炉

上の(1)(2)の結果に着目し RFP 炉で D-T 自己点火ができるかどうかをまず調べた。RFP 炉はトロイダル磁場が小さくプラズマ電流が大きいので、オーミック加熱だけで自己点火領域に到達することができる。なおここでは F- θ ポンピングによる定常化は仮定せず、誘導運転だけを考える。RFP ではプラズマ内での電流パスがヘリカル形状となり 4 倍（スクリュウアップファクター）ほど長くなるので、その分トカマクよりもループ電圧が大きくオーミック加熱パワーが大きくなるが、プラズマインダクタンスが円環プラズマの半分程度になるので[29], CS 磁束を大きくとれば長時間放電ができる。計算には、京都工芸繊維大学の政宗貞男先生に指南を受けて MPFM（Modified polynomial function model）モデルを用いた[30]。ここでは図9に示すような主半径を $R=18\text{ m}$ と大きくし、CS 磁束を大きく $\Phi_{OH}=11,621.4\text{ Vs}$ とし、小半径を $a=1.8\text{ m}$ とした。ダイバータは示していないが逆 D タイプの外側上下に設置することが考えられる。RFP の閉じ込め則はまだ確立されていないので、上述したようにトカマクの IPB98y2 閉じ込め則を用いて増倍度は $\gamma_{HH}=0.5$ （L モード）とした。図10に示すように 10 s 程度の短時間にプラズマ電流を $I_p=25\text{ MA}$ に急速に立ち上げ、 $\sim 55\text{ MW}$ のオーミック加熱パワーによって自己点火領域に達したら、22 MA ($q(0)\sim 0.07$) に下げて一定にする。オーミック自己点火時には図11の POPCON に示すように低密度からアクセスする。密度分布が $\alpha_n=0.15$, 温度分布が $\alpha_T=1$, $R_{\text{eff}}=0.9$, $F_H=0.1$ の場合、自己点火領域では核融合出力 $P_f=2\text{ GW}$ の場合 $n(0)=1.27\times 10^{20}\text{ m}^{-3}$, $n(0)/n_{GW}(0)=0.9$, $T(0)=29.8\text{ keV}$, $\langle\beta\rangle=15\%$, $\tau_E=2.55\text{ s}$, 中性子束 $\Gamma_n=1.18\text{ MW/m}^2$ が得られる。この場合中心磁場は $B_t=3\text{ T}$ となる。ここでは数時間程度の放電が得られるので、プラズマ電流の AC 運転と熱貯蔵装置を採用した準

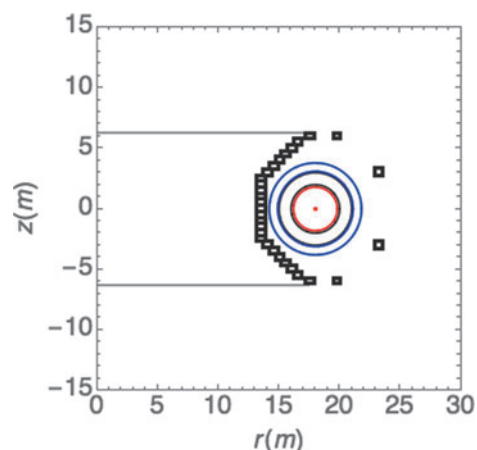


図9 D-T RFP 炉の断面図（ダイバータは省略している）。

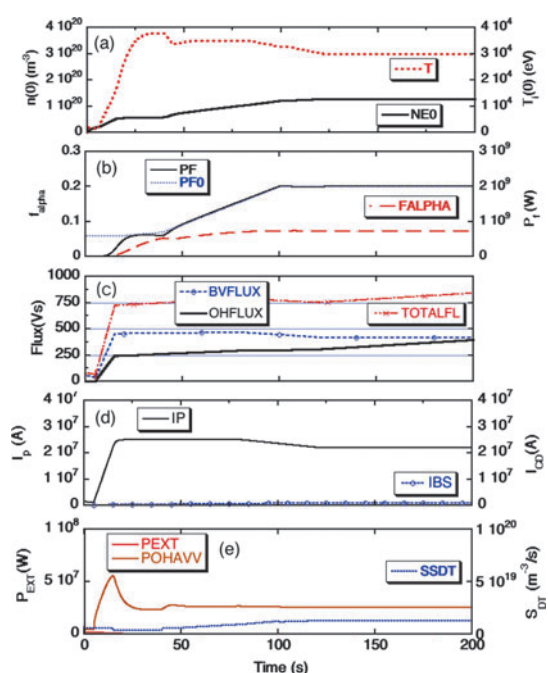


図10 D-T RFP 炉におけるオーミック自己点火時のプラズマパラメータの時間発展。(a)中心温度 $T_i = T_e$, 密度 n , (b)全核融合出力 PF, He 灰密度比, (c)CS 磁束 OHFLUX, 垂直磁場による磁束 BVFLUX, (d)プラズマ電流 I_p , ブートストラップ電流 I_{bs} , (e)オーミック加熱パワー P_{OH} , 燃料供給率 SSdT。

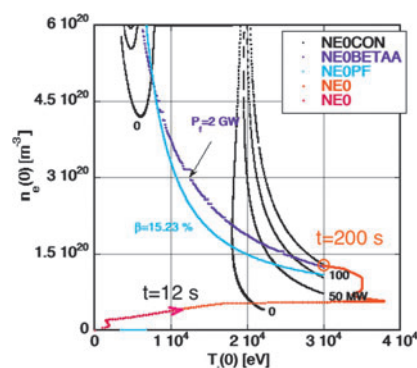


図11 図10に対応する POPCON 図 (at $t=12\text{ s}$)。

定常発電が考えられる [31]. もちろん $F\theta$ ポンピングによる定常電流化ができればさらに主半径を小さくできる.

3.4.2 D-³He RFP 炉

D-³He 核融合のためにさらに大きい炉を考え、まず D-T 自己点火によって 100 keV 程度まで温度を上げ、そこで徐々に燃料を T から ³He に変えて D-³He 自己点火領域に移行できないかを調べた。R = 24 m, a = 4.0 m, 密度分布が $a_n = 0.5$ 温度分布が $a_T = 1$ として、現状で得られている L モード閉じ込めの 2 倍 (IPB98y2 の $\gamma_{HH} = 1.0$) を仮定し $\tau_{\text{ash}}^*/\tau_E = 1.8$, $R_{\text{eff}} = 0.95$, $F_H = 0.02$ とおくと、図 12 に示すようにプラズマ電流を短時間に $I_p = 60$ MA に立ち上げ 30 MW でオーミック自己点火した後で、200 s から T 燃料を減少させ代わりに ³He 燃料を注入し、500 s で $D: {}^3\text{He} = 0.6:0.4$ に燃料比を変換してしまえば、600 s で $n(0) = 1.70 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$, $n(0)/n_{\text{GW}}(0) = 1.1$, $T_i(0) = 99.45 \text{ keV}$, $T_e(0) = 80.38 \text{ keV}$ の D-³He 自己点火の定常パラメータが得られる。その途中 300 s で $P_F = 3 \text{ GW}$ となる。プラズマ中心では $B_t \sim 5.3 \text{ T}$ と大きくなるのでシンクロトロン輻射が増大し $P_S = 708 \text{ MW}$ となる。また $\langle \beta \rangle = 14.0\%$, $\tau_E = 15.8 \text{ s}$, $P_N = 143 \text{ MW}$, $P_B = 617 \text{ MW}$ となる。前と同様に第一壁への熱負荷 ($\Gamma_h = 0.42 \text{ MW/m}^2$) を電気に変換する。CS 磁束は $\Phi_{OH} = 18, 158 \text{ Vs}$ なので放電時間がさらに長くなる。これは D-T 炉よりも温度が高いのでプラズマ抵抗が下がるからである。AC 運転も可能であり Fθ ポンピングを仮定する必要はないと考えられる。図 13 にはその POPCON 図を示す。

RFP はヘリカル形状のプラズマ電流によってトロイダル磁場が増大する常磁性の性質を持つので、運転パラメータの選択によっては中心でのトロイダル磁場が大きくなりやすい。したがって反磁性の D^3He ST と異なり高ベータの

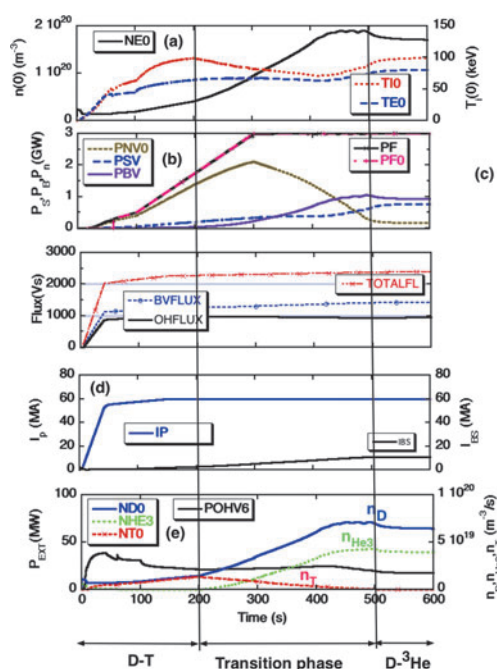


図12 D-T から $D-3He$ 核融合への遷移時のプラズマパラメータの時間発展. (c)CS 磁束 OHFLUX と垂直磁場による磁束 BVFLUX, (e)オーミック加熱パワー, 各イオン密度 n_T , n_D , n_{3He} . (c) (e) 以外は図 3 と同じ.

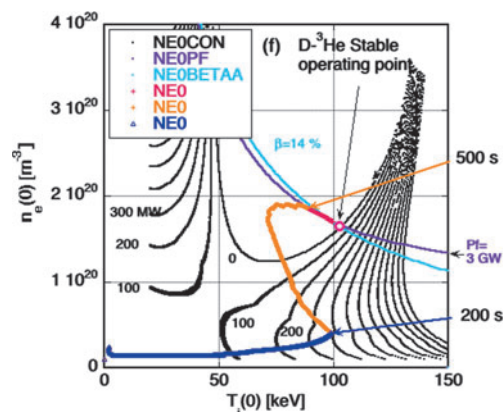


図13 図12に対応する POPCON 図.

恩恵がなく、シンクロトロン放射が増大するので第一壁の反射率も大きくなければならず ($R_{\text{eff}} = 0.95$)、そのために自己点火到達が困難になりうる。そのためにポートのホール割合も $F_H = 0.02$ と小さくしている、また、 D^3He STと同様に p , ^4He 灰の閉じ込め時間比が $\tau_{\text{ash}}^*/\tau_E = 1.8$ と短くしなければいけない。燃料供給や排気の問題は窓のアクセスが小さいので困難な可能性があるが、もし RFP でディスラプションが本質的に回避できれば炉としての可能性を追究することは価値がある。しかし閉じ込め増倍度が現状の 2 倍程度必要なことより、プラズマ輸送の実験的研究が今後重要になることがわかる。 D^3He 炉の可能性を示したこの研究はさらなる RFP の実験研究の重要性を示している。

なお MHD モードを制御するためのアクティブコイルは D-³He 炉の場合、中性子束が小さいので、銅コイルが使えるかもしれないが、液体金属を利用したコイルも考える必要がある。

3.5 p-B 炉は可能か？ [32]

p-B核融合は燃料も地上にあり、生成物も ${}^4\text{He}$ のみで中性子発生がなく真の意味で先進燃料核融合であり、実現できれば理想的である。ここではD- ${}^3\text{He}$ ST炉 ($R=6.7\text{ m}$, $a=4.2\text{ m}$, $B=4\text{ T}$) において p-B 自己点火領域に到達するのに必要なパラメータを仮定し、それらが実現可能な範囲にあるかどうかで判定する。

図14に示すように、まずD-³He核融合を用いて500 sかけて300 keV以上の高温とし、さらに500 sかけて燃料を徐々にp-Bに置き換えて自己点火領域に到達させる。そのための主な仮定は次の通りである。(1)シンクロトロン輻射を抑えるために第一壁の反射係数は $R_{\text{eff}} = 1$ 、計測用ポートなし $F_{\text{H}} = 0$ と仮定、(2) $\langle \sigma V \rangle_{\text{pB}}$ を核スピン偏極で1.6倍まで増大させる、(3)500 s以後はイオン加熱割合を0.4から段階的に0.8まで増大、(4)外部加熱パワーを800 MW印加、(5)IPB98y2則の閉じ込め増倍度を2.5からさらに4に増大、(6)D-³Heからp-Bの遷移領域ではD-³He燃料を速く減らすために燃料粒子の閉じ込め時間を段階的に $\tau_{\text{D}}^*/\tau_{\text{E}} = \tau_{\text{He3}}^*/\tau_{\text{E}} = 4 \rightarrow 2 \rightarrow 0.1$ と減少させるが、p-B燃料粒子に対しては $\tau_{\text{p}}^*/\tau_{\text{E}} = \tau_{\text{B}}^*/\tau_{\text{E}} = 2$ とし、(7)Bの電荷数が5と大きく燃料希釈が大きいので、He灰粒子閉じ込め時間比を

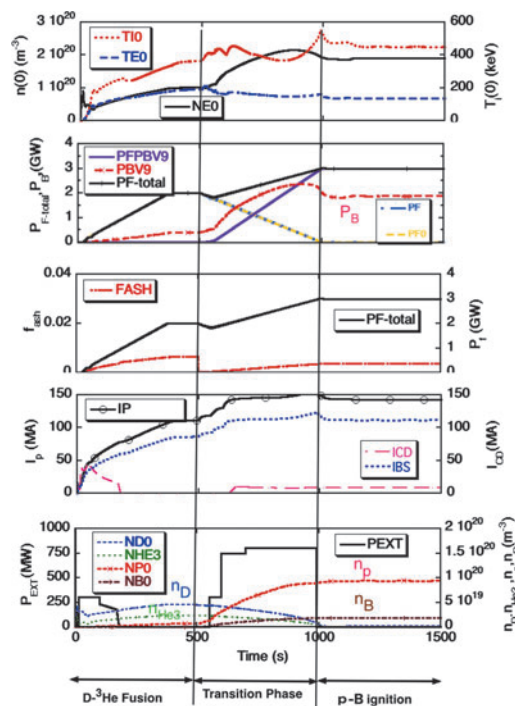


図14 p-B ST 炉のプラズマパラメータの時間発展。(c)全核融合出力 P_F と He 灰の密度に対する割合 f_{ash} , (c) 以外の (a) から (e) までは図 3 と同じ。

$\tau_{ash}^*/\tau_E = 0.2 \rightarrow 0.1 \rightarrow 0.01$ と段階的に減少させる。

このように大胆なパラメータ設定で得られた p-B 自己点火フェーズでは、 $I_p = 142$ MA, $n(0) = 1.9 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$, $T_i = 450$ keV, $T_e = 135$ keV, $\langle \beta \rangle \sim 65\%$, 全核融合出力 $P_F = 3$ GW, そのうち制動輻射損失は $P_B = 1.9$ GW ($Z_{eff} \sim 3$) である。またエネルギー閉じ込め時間は $\tau_E = 36$ s となるので $\tau_{ash}^*/\tau_E = 0.01$ より He 粒子の排気には要する時間は $\tau_{ash}^* \sim 0.36$ s である。ただしこの 0 次元解析では高エネルギー α 粒子の減速時間は 0 と仮定しているので、自己点火が達成されている。

今までの D-T, D- ^3He , D-D 核融合炉の研究結果をまとめると図15のようになる。D- ^3He , D-D 炉となるにつれて要求される τ_{ash}^*/τ_E 比は 2, 1.5 と小さくなければ自己点火を維持することはできない。これは先進燃料になるほど燃料粒子や反応生成粒子の電荷数が増加し燃料希釈が起りやすくなるからである。 $\tau_{ash}^*/\tau_E > 1$ で成立するのは D-D 炉までであり、p-B 核融合はさらに短く $\tau_{ash}^*/\tau_E \sim 0.01$ が必要となる。

この $\tau_{ash}^*/\tau_E < 1$ のような条件がありえるかどうかは議論の対象でもあるが、詳細に検討してみるとその意味が理解できるようになる。即ち、p-B 核融合で発生した高エネルギー α 粒子がプラズマにエネルギーを与える時間（減速時間）は $T_e = 135$ keV の場合 $\tau_{slow} \sim 1.5$ s 程度であるが、He (α 粒子) の排気時間は上述したように $\tau_{He}^* \sim 0.36$ s と短くしなければいけない。つまり α 粒子がエネルギーをプラズマに与える前に灰となる He 粒子を取り除かなければならない。これでは自己加熱ができないことになる。

このように p-B 自己点火に到達するための条件を Maxwell 分布を仮定して調べると、環状磁場閉じ込め装置

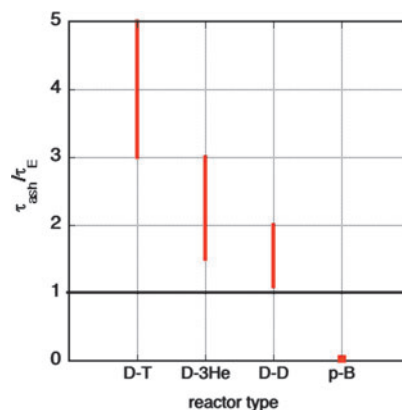


図15 D-T, D- ^3He , D-D, p-B 核融合の自己点火に必要な核融合生成粒子の閉じ込め時間比。

の熱平衡プラズマにおいては、高エネルギー粒子の長い減速時間と、電荷中性条件から要求される He 灰の短い排気時間という矛盾により自己点火を実現するのは不可能という結論となる。ちなみに図 3 の D- ^3He ST 炉においては 14.7 MeV プロトンの減速時間は $\tau_{slow} \sim 0.5$ s であり、 $\tau_{ash}^*/\tau_E = 2$ と $\tau_E = 22$ s より求まる灰の排気時間 $\tau_{ash}^* = 44$ s よりも遙かに短いので問題はない。

一方、FRC (Field-reversed configuration) で p-B 核融合ができると主張する研究は非 Maxwell 分布で電荷中性条件を満たさず、発生した高エネルギー α 粒子の直接損失をエネルギー変換するものである。自己点火ではなく NBI ビーム駆動による有限 Q 値をめざした考え方である [33]。これは従来の考え方とは異なり非熱平衡プラズマによる核融合であり、炉の観点からさらなる検討が必要であろう。また本小特集にあるような直接エネルギー変換との連携した研究が必要になるだろう。

3.6 まとめと課題

より安全な核融合炉をめざした D- ^3He , D-D 磁気閉じ込め核融合炉の自己点火に関する研究結果をまとめると、通常の高アスペクト比のトカマクでは D- ^3He , D-D 核融合炉は難しいが、低アスペクト比の ST を用いれば D- ^3He , D-D 核融合炉までは可能性がある。しかしディスラプションが最大の問題である。ディスラプションの問題がなさそうな RFP 炉においては、閉じ込めが現状の 2 倍程度に改善できれば D-T 燃料で自己点火に達してから D- ^3He 燃料に切り替えることで D- ^3He 炉は可能になりうる。p-B 炉に関しては、ST 核融合炉で考えると反応生成粒子は直ぐに排気しなければいけないので自己加熱する時間がなく自己点火ができない。このように熱平衡プラズマでは電荷中性条件のために p-B 炉は従来の磁気閉じ込め核融合炉では不可能となる。

以上の研究結果から浮かび上がる定常をめざした環状磁気閉じ込め核融合炉の 3 つの大きな課題は

- (1) ディスラプション
- (2) 灰粒子排気
- (3) 燃料供給,

であろう。一見可能に思える核融合炉でもよく考えてみると灰粒子排気や燃料供給がうまく行えるかどうかはわからない。そこで現在考えられる研究の方向性として次のようなことが考えられる。

(1)に関しては、トカマクからディスラプションは取り除けないと予想するので、トカマク以外のRFPやディスラプションのないヘリカル炉の研究がますます重要になってくる。ヘリカル炉はトカマクにかなわないと主張するのは先見性のなさを示している。なお先進燃料を用いるヘリカル炉については閉じ込め増倍度が現状の2.4倍程度必要なことから以前に断念したが[34]、最近LHDにおいてはLID (Local island divertor) コイルによる閉じ込め改善が報告されているので[35]、今一度見直してみる必要がある。

(2)の灰粒子排気に関しては、プラズマの表面近くに磁気島を生成し、拡散してきた灰粒子を外に速く損失させてしまうことが考えられる。LHDでのLIDコイルによるHe排気を促進する磁気島実験結果も存在するので[36]、そのような目的のための様々な磁気島の探索が必要である。

(3)に関して現在取り組んでいる解決策の一つはCT入射である。今まで多くの研究があるがまだ実験的にも理論的にも不完全であり、これを新たな観点から考え直し、基礎的研究を進める必要がある。

筆者は正しく理解できていないのかもしれないが、上の3つの大きな問題がなさそうなのが、レーザー核融合やその他の短パルス的な運転を行う核融合炉である。燃料はそのたびに注入して、核融合でエネルギーを出して、そのたびにごとに燃焼灰の排気を行う、という観点からは問題はあまりないのかもしれない。

3.7 最後に

このようにD-³He, D-D, p-B先進燃料核融合研究を行っていると、燃えかす粒子の閉じ込め時間を短くすることの重要性が理解できるようになる。これは自己点火を維持するために重要で、いわゆるSDGs (Sustainable Development Goals: 持続可能な開発目標) 的考え方に通じている。また、この考えは目の前に起きている世の中の問題の解決にも役立つ。即ち、社会における感染者の滞在時間(閉じ込め時間)を短くすれば、感染時間を短くすることで感染確率を減らすことができるというコロナ対策である。検査によって感染性を確認して直ぐに保護隔離すれば感染者数を速く減らすことができる[37]。この発想は核融合研究を世のために役立てたいと長年思い続けてきたことから来たものである。核融合研究は世の役に立つ。それはどちらも多体問題だからであろう。

D-T核融合のみを研究するのはもったいないと思う。何故なら、同時にD-³He核融合ではどうなるだろうかという好奇心を持てば、さらに視野が広がるからである。D-³He核融合を研究するとD-T核融合ではあまり重要な問題ではないと思えることが非常に大きな問題として浮かび上がってくる。大きな壁が目の前に立ちだかるので、それにめげてしまうかもしれないが、それを乗り越える楽しみも与

えてくれる。乗り越えるべきか? 迂回すべきか? 全く新たな方法はないか? これらを考えることは楽しいことである。また、D-T核融合では何とか役にたった概念がD-³He核融合では全く役に立たなくなってくる。ここでは考え方、物の見方をアップグレードする必要がある。また、基礎から考え直す必要が生じるし、ほとんどの研究者がまだ考えてもいないようなことを考える必要がある。

それらの例として、ST炉は大きなプラズマ電流を流せるが、CSコイルの磁束を大きくとれないので電流を駆動するのは容易ではない。それを克服するためにテータピンチの発想から外側のPFコイルの作る垂直磁場を利用して立ち上げを行う方法を開発することができた[38]。また、D-³He炉は高温になるので電流駆動は全く役に立たない。プラズマの温度が高すぎて外部から電流駆動をかけると逆電流が流れいつまで経っても減衰しないので、全体としてプラズマ電流は全く変化しない[16]。オーバーストランプ電流立ち上げなども使えない概念である等、今までの常識を超えた幅広い視野が得られる。電流駆動は低温度、低密度の場合のみに有効であることを認識しておくことは今後の研究テーマを考える際にも重要である。

「核融合は砂上の楼閣である」という意識を私は今も持ち合わせている。このように意識すると研究がスリル満点になる。どっちに転ぶかわからないからである。しかし、砂上の楼閣でないようにするにはどうすれば良いかをずっと真剣に考えている。核融合研究ではひとつの問題を解決したらまた次に問題が出てくる。まるでタマネギのように、これは"Fusion Onion"とも言える。しかし必ず“実”はあると信じている。現在の世界の研究を眺めているといつまで経っても結論を出さずに研究を続けているような風潮が感じられる。だめならだめと早く結論を出すことも重要と思う。何故なら次に何をすれば良いかを考えるからである。核融合研究には解決すべき課題が多い。だからこそ早く取り組んで早く結論を出す。早く失敗することも重要である。いつまで経っても実現しそうにないから研究への参入はやめようとする若者もいるかもしれない。しかしながら、「問題が多いほど活躍のチャンスがある」ととらえると将来が楽しみになってくる。先進燃料核融合炉の研究は“問題を発見する多くの機会を与えてくれる。また、その問題をどのようにして解決するかそのチャンスも与えてくれる”。明確な目標を持つ核融合研究であるからこそ我々に多くのことを教えてくれる。また我々は学術研究のために研究しているのではない。目の前の大きな問題を解決するために基礎から学術的に研究している。解決は簡単ではないが人類が生き延びるためでもある。

なお江崎玲於奈先生が筑波大学で開かれたプラズマ核融合学会で行った講演での言葉は印象的であった。

"Visit the future earlier than anybody else"

参考文献

- [1] 御手洗 修: “核融合の必要条件とその温度、密度分布及び極核融合依存生” アイオニクス: イオンの科学と技術 (1987年8月号) 13, 17 (1987).

- [2] 御手洗 修：“D-³He トカマク核融合炉における“峠の条件”とその偏極核融合依存性” アイオニクス：イオンの科学と技術（1988年10月号） **14**, 15 (1988).
- [3] O. Mitarai *et al.*, Fusion Technol. **16**, 197 (1989).
- [4] O. Mitarai *et al.*, Fusion Technol. **20**, 208 (1991).
- [5] O. Mitarai *et al.*, Fusion Technol. **22**, 227(1992).
- [6] G.L. Kulcinski *et al.*, Fusion Technol. **15**, 1233 (1989).
- [7] T.K. Mau *et al.*, IEEE 14th Symposium, 145 (1992).
- [8] O. Mitarai *et al.*, Fusion Technol. **21**, 2265 (1992).
- [9] O. Mitarai *et al.*, Fusion Technol. **19**, 234 (1991).
- [10] H. Matsuura *et al.*, "Effect of Nuclear Elastic Scattering on Plasma Confinement Condition in D-³He Tokamak Fusion Energy Systems" 12th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems (Brussels, Belgium, Aug. 21-26, 2005).
- [11] 松浦秀明 他：プラズマ・核融合学会誌 **91**, 449 (2015).
- [12] O. Mitarai *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 2719 (2006).
- [13] 御手洗 修：プラズマ・核融合学会誌 **91**, 463 (2015).
- [14] P.E. Stott, Plasma Phys. Control. Fusion **47**, 1305 (2005).
- [15] O. Mitarai, "A D-³He spherical tokamak reactor with the plasma current ramp-up by vertical field" in "Nuclear Reactors, Nuclear Fusion and Fusion Engineering," Nova Science Publishers, Inc. (2009) 405, Edited by A. Aasen and P. Olsson.
- [16] O. Mitarai *et al.*, Fusion Eng. Des. **136**, 82 (2018).
- [17] H. Matsuura *et al.*, Plasma Fusion Res. **6**, 2405086 (2011).
- [18] A. Marinoni *et al.*, "DIVERTED NEGATIVE TRIANGULARITY PLASMAS ON DIII-D: THE BENEFIT OF HIGH CONFINEMENT WITHOUT THE LIABILITY OF AN EDGE PEDESTAL", 28th IAEA-FEC, EX/6-6 Ra, 2021.
- [19] S.J. Doyle *et al.*, "Magnetic Equilibrium Design for the SMART Tokamak" Fusion Eng. Des., on line 14 June, 112706 (2021).
- [20] 御手洗 修 他：“QUEST におけるプラズマ垂直位置制御” QUEST 研究会 2019.10.3-4.
- [21] S. Koike *et al.*, Fusion Eng. Des. **36**, 111(2018).
- [22] M. Kikuchi *et al.*, Nucl. Fusion **59**, 056017 (2019).
- [23] O. Mitarai and S. Masamune, "Ignition studies on D-T and D-³He RFP reactors", US-Japan Workshop on CT at NIFS 2019 Oct.31-Nov.2.
- [24] P. Martin *et al.*, Nucl. Fusion **51**, 094023 (2011).
- [25] J.S. Surf *et al.*, Nucl. Fusion **43**, 1684 (2003).
- [26] R. Piovan *et al.*, Fusion Eng. Des. **136**, 1489 (2018).
- [27] O. Mitarai *et al.*, Fusion Technol. **23**, 79 (1993).
- [28] O. Mitarai *et al.*, Nucl. Fusion **27**, 604 (1987).
- [29] J.C. Sprott, Phys. Plasmas **31**, 2266 (1988).
- [30] W. Sheng and J.C. Sprott, Phys. Plasmas **B3**, 1255 (1991).
- [31] O. Mitarai *et al.*, Fusion Technol. **20**, 285 (1991).
- [32] 御手洗 修：“p-B 核融合炉の可能性？” 先進燃料核融合発電システムの総合的研究（NIFS, Zoom 会議），2021.2.3.
- [33] N. Rostoker *et al.*, J. Fusion Energy **22**, 83 (2003).
- [34] O. Mitarai *et al.*, J. Plasma Fusion Res. **6**, 303 (2004).
- [35] 小林政弘：“周辺プラズマの熱輸送制御の進展” 令和 2 年度核融合科学研究所研究プロジェクト成果報告会 2021年 6 月 1-3 日.
- [36] O. Schmitz *et al.*, Nucl. Fusion **56**, 106011(2016).
- [37] 御手洗 修, 柳 長門：プラズマ核融合学会誌 **97**, 539 (2021).
- [38] O. Mitarai, Plasma Phys. Control. Fusion **41**, 1469 (1999).