

115727

KÜRESEL TOKAMAK UYGULAMALARI

Gökhan SERİN  
Yüksek Lisans Tezi

**T.C. YÜKSEKÖĞRETİM KURULU  
DOKÜMANTASYON MERKEZİ**

Fen Bilimleri Enstitüsü  
Fizik  
Anabilim Dalı  
Mayıs-2002

115727

## JÜRİ VE ENSTİTÜ ONAYI

Gökhan SERİN'in Küresel Tokamak Uygulamaları başlıklı Fizik

Anabilim Dalındaki, Yüksek Lisans tezi 24.05.2002 tarihinde, aşağıdaki jüri tarafından Anadolu Üniversitesi Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin ilgili maddeleri uyarınca değerlendirilerek kabul edilmiştir.

Üye (Tez Danışmanı)

Adı-Soyadı : Prof. Dr. Kübra ÇİÇEK

İmza

Üye

Prof. Dr. Feriye Gül Yücel

Üye

Prof. Dr. Önder ÖRTEN

T.C. YÜKSEKÖĞRETİM KURULU  
DOKÜMANTASYON MERKEZİ

Anadolu Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Yönetim Kurulunun 29.05.2002 tarih ve 18/1 sayılı kararıyla onaylanmıştır.

Enstitü Müdürü  
Prof. Dr. Orhan ÖZER  
Fen Bilimleri Enstitüsü  
10000

**ÖZET****Yüksek Lisans Tezi****KÜRESEL TOKAMAK UYGULAMALARI****GÖKHAN SERİN****Anadolu Üniversitesi  
Fen Bilimleri Enstitüsü  
Fizik Anabilim Dalı****Danışman: Prof. Dr. Kudret ÖZDAŞ  
2002, 84 sayfa**

Bu tezde, bazı ülkelerdeki küresel tokamak uygulamaları ele alınmıştır. İngiltere'deki START ve MAST, A.B.D.'deki NSTX, Türkiye'deki STPC küresel tokamak makineleri ayrıntılı bir şekilde incelendi. Geleneksel tokamaklardan farklı olarak küresel tokamaklarda kullanılan özellikler ve metotlar incelendi. Bu metotların sağlamış olduğu avantajlara değinildi. Küresel tokamakların diğer tokamak modelleriyle karşılaştırılması yapıp füzyondan enerji elde etmede daha avantajlı oldukları görüldü. Özellikle yüksek-beta oranı ve düşük görünüm oranı kriterleri açısından küresel tokamakların daha iyi sonuç verdiği deneyler neticesinde bulunmuştur. Daha yüksek performanslı küresel tokamaklar oluşturmak için gelecekte yapılması tasarlanan projeler sunuldu.

**Anahtar Kelimeler: Tokamak, Plazma, Görünüm Oranı, Beta Oranı, Toroidal ve Poloidal Manyetik Alanlar**

**ABSTRACT****Master of Science Thesis****APPLICATIONS OF SPHERICAL TOKAMAKS****GÖKHAN SERİN****Anadolu University  
Graduate School of Natural and Applied Sciences  
Physics Program****Supervisor: Prof. Dr. Kudret ÖZDAŞ  
2002, 84 pages**

In this thesis, spherical tokamak applications in some countries were investigated. START and MAST in England, NSTX in USA and STPC spherical tokamak in Turkey were examined in detail. As being different from traditional tokamaks, characteristics and methods used in spherical tokamaks are examined. Advantages of these methods are stated. By doing comparisons between spherical tokamaks and other tokamak models, it is seen that spherical tokamaks are more advantageous in terms of getting energy from fusion. It is found that spherical tokamaks give better result especially in terms of high-beta ratio and low aspect ratio by considering the results of some experiments. To get spherical tokamaks with high performance, planned projects in the future are being presented.

**Keywords: Tokamak, Plasma, Aspect Ratio, Beta Ratio, Toroidal and Poloidal  
Magnetic Fields**

## TEŐEKKÜR

Bu tezin hazırlanmasında görüő ve önerileriyle bana yol gösteren saygıdeđer hocam Prof. Dr. Kudret ÖZDAŐ'a ve desteđini esirgemeyen deđerli hocam Prof. Dr. Őefik YAŐAR'a teőekkürlerimi sunarım.



## İÇİNDEKİLER

	<b>Sayfa</b>
ÖZET .....	i
ABSTRACT .....	ii
TEŞEKKÜR .....	iii
İÇİNDEKİLER .....	iv
ŞEKİLLER DİZİNİ .....	vi
ÇİZELGELER DİZİNİ .....	viii
SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ .....	ix
<b>1. GİRİŞ</b> .....	<b>1</b>
1.1. Enerji İhtiyacı ve Kaynaklar .....	1
<b>2. FİSYON</b> .....	<b>6</b>
2.1. Yakıt Yeterliliği Açısından Fisyon .....	6
2.2. Fisyonun Olumsuz Yönleri .....	7
<b>3. FÜZYON</b> .....	<b>9</b>
3.1. Tanım .....	9
3.2. Füzyonun Tarihçesi .....	9
3.3. Neden Füzyon .....	10
3.4. Füzyon Oluşması İçin Gerekli Şartlar .....	12
3.5. Füzyon Reaktör Taslağı .....	14
3.6. Füzyon İçin Yaklaşımlar .....	14
3.6.1. Manyetik Kuşatma .....	15
3.6.2. Eylemsizlik Kuşatma .....	16
<b>4. PLAZMA</b> .....	<b>17</b>
4.1. Plazmanın Tanımı ve Özellikleri .....	17
4.2. Plazmanın Isıtılması .....	18
<b>5. TOKAMAK</b> .....	<b>21</b>
5.1. Tokamağın Tanımı ve Tarihçesi .....	21
5.2. Tokamakların Günümüzdeki Durumu .....	25
5.3. Uluslararası Termonükleer Deneysel Reaktör (ITER) Programı .....	28

<b>6. KÜRESEL (SPHERICAL) TOKAMAK .....</b>	<b>32</b>
6.1. Giriş.....	32
6.2. Küresel Tokamağın Tarihçesi .....	33
6.3. Küresel Tokamağın Avantajları .....	36
6.3.1. Küresel Tokamağın Basitliği .....	36
6.3.2. Küresel Tokamakta Denge Özellikleri .....	36
6.3.3. Parçacık Yakalanması ve Mod Eşlenmesi .....	39
6.4. Küçük Görünüm Oranında Akım Yürütülmesi .....	40
<b>7. KÜRESEL TOKAMAK UYGULAMALARI .....</b>	<b>42</b>
7.1. START (Small Tight Aspect Ratio Tokamak) .....	42
7.2. MAST (Mega-Amper Spherical Tokamak) .....	56
7.3. NSTX (National Spherical Torus Experiment) .....	60
7.4. Türkiye’de Yapılan Deneysel Nükleer Füzyon Çalışmaları ...	67
7.4.1. Alternatif Küresel Tokamak (AST) .....	70
7.4.2. STPC (Spherical Tokamak with Plasma Centerpost)	74
7.5. SSPP (Steady State Power Plant) .....	77
<b>8. TARTIŞMA VE SONUÇ .....</b>	<b>79</b>
<b>9. KAYNAKLAR .....</b>	<b>81</b>

## ŞEKİLLER DİZİNİ

1.1.	Enerji kullanım oranının yıllara göre enerji stokları ile olan ilişkisi [2]	2
1.2.	Füzyon reaktörü temeline dayanan elektrik güç kaynağı [1]	4
3.1.	Bir füzyon reaktörünün kesit alanı [1]	14
3.2.	Nükleer füzyonda yaklaşımlar ve yöntemler [1]	15
3.3.	Bir manyetik füzyon aletinin basit gösterimi [10]	15
3.4.	Eylemsizlik kuşatma füzyonu [2]	16
5.1.	Nükleer füzyon araştırmalarında bazı tokamaklarda kaydedilen ilerlemeler [16]	24
5.2.	Tokamak aletinin genel bir görünümü ve tokamak manyetik alanı [18]	25
5.3.	JET, TFTR, JT-60U ve DIII-D füzyon düzeneklerinin zamanla kaydedilen performans gelişimi [19]	26
5.4.	ITER düzeneğine ait şematik bir görüntü [19]	29
6.1.	Tokamaktaki “iyi” ve “kötü” manyetik alan çizgileri [22]	32
6.2.	Geleneksel ve küresel tokamakların şematik gösterimi [25]	36
6.3.	Görünüm oranı 2,5, 1,8, 1,4 ve 1,2’de serbest-sınır denge karşılaştırması [25]	37
6.4.	Düzgün bir dikey alanda tepe ve düz akım profilleri için uzanımın görünüm oranı ile değişimi [25]	38
6.5.	Troyon formülünün Şekil 6.3’teki örnekler için tahminleri [25]	39
7.1.	START aletinin şematik gösterimi [26]	42
7.2.	COMPASS ve START enerji kuşatma verilerinin karşılaştırması [26]	45
7.3.	Plazma akımı dalga formları [26]	46
7.4.	Bir yüksek akım boşalmasında sawtooth çarpışması ve yeniden bağlanma durumunda sinyallerin karşılaştırılması [26]	48
7.5.	Plazma akımı dalga formu ve merkez kolon üzerindeki akı halkasından gelen sinyal [26]	49
7.6.	START deneyinin planı, Ekim 1996 [24]	51
7.7.	START’ın $\beta$ şeması [23]	52
7.8.	32993 numaralı START boşalmasının yüksek-hız videosundaki görüntüsü [23]	53
7.9.	Ölçülen global enerji kuşatma zamanının ITER93H ve ITER97-Elmy ölçeklendirme kanunlarının tahminleri ile karşılaştırılması [28]	55
7.10.	MAST makinesinin şeması [19]	56
7.11.	İlk denemeler boyunca <i>NBI</i> ile ısıtılan boşalmalar için merkezi $T_e$ ve $T_i$ sıcaklıklarının çizimi [29]	57
7.12.	ITER98PBY2 ölçeği ile karşılaştırılmış dünya tokamak Elmy <i>H</i> -mod kuşatma verileri [29]	58
7.13.	Hızlı fotoğraf tekniğiyle çekilen 1MA’lik tokamak şekillenmesi [19]	59
7.14.	NSTX küresel tokamak düzeneğinden genel bir görünüm [19]	60
7.15.	NSTX aletinin iç yapısı [30]	61



7.16. Çizgisel ortalama yoğunluğun ve Greenwald yoğunluk kesrinin bir fonksiyonu olarak ohmik kuşatma zamanları [30]	63
7.17. NSTX'te hızlı kamera görüntüleri ile <i>CHI</i> enjeksiyon akımı ve <i>CHI</i> ile oluşturulan toroidal akım [31]	65
7.18. Toroidal alanın bir fonksiyonu olarak dört ölçek değerine normalize edilmiş iki kaynaklı 1 MA'lık boşalmalar için kuşatma zamanı [30]	66
7.19. <i>CHI</i> plazma enjeksiyonu sırasında oluşan akım halkaları [19]	66
7.20. Türkiye'de yapılan küresel tokamak modelinin akı koruyucusu [10]	75
7.21. <i>TAEK</i> , Nükleer Araştırma Laboratuvarı'ndaki küresel tokamak makinesinin son biçimi [10]	76
7.22. Sürekli şekilde çalışan büyük ölçekli SSPP küresel tokamak kavramsal tasarım şeması [19]	78



## ÇİZELGELER DİZİNİ

1.1.	İnsanoğlunun enerji tüketim tahmini [1]	1
1.2.	Fosil yakıtlardan, fisyon yakıtlardan ve füzyon yakıtlardan elde edilmesi beklenen enerji değerleri [3]	5
5.1.	Tokamak fiziği problemlerinin zamanla çözüm evrimi [19]	27
5.2.	ITER-FEAT projesindeki bazı önemli plazma parametreleri [19]	31
6.1.	Küresel tokamak deneylerinin anahtar parametreleri [25]	35
6.2.	Şekil 6.3'te gösterilen model dengelerin parametreleri [25]	36
7.1.	START kuşatma çalışmaları için plazma parametreleri ve bunların ölçeklendirme kanunlarının tahminleri ile karşılaştırılması [26]	44
7.2.	TDP'de elde edilen deneysel referans verileri [32]	67
7.3.	YBT'de elde edilen deneysel referans verileri [32]	68
7.4.	AST'nin bilgisayarda yapılan deneysel verileri [33]	72
7.5.	STPC makinesinde saptanan deneysel veriler [32]	75
7.6.	SSPP küresel tokamağının öngörülen parametreleri [19]	77

## SİMGELER ve KISALTMALAR DİZİNİ

<b>ITER</b>	: Uluslararası Termonükleer Deneysel Reaktörü
<b>TFTR</b>	: Termonükleer Füzyon Test Reaktörü
<b>START</b>	: Küçük Sıkı Görünüm Oranlı Tokamak
<b>JET</b>	: Avrupa Birliği Tokamağı
<b>MAST</b>	: Mega Amper Küresel Tokamak
<b>NSTX</b>	: Ulusal Küresel Torus Deneyi
<b>AST</b>	: Alternatif Küresel Tokamak
<b>PPPL</b>	: Princeton Plazma Fizik Laboratuvarı
<b>ORNL</b>	: Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı
<b>IAEA</b>	: Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu
<b>NBI</b>	: Nötr demet enjeksiyonu
<b>EDA</b>	: Mühendislik tasarım etkinlikleri
<b>ST</b>	: Küresel tokamak
<b>SOL</b>	: Kazınmış tabaka
<b>MHD</b>	: Magnetohidrodinamik
<b>CCD</b>	: Hızlı fotoğraf tekniğine sahip alet
<b>LOC</b>	: Lineer ohmik kuşatma
<b>DTEM</b>	: Dağıtıcı yakalanmış elektron modeli
<b>IRE</b>	: İç yeniden bağlanma olayı
<b>DND</b>	: Double null saptırıcı
<b>ECRH</b>	: Elektron-siklotron rezonans ısıtması
<b>CHI</b>	: Eş-eksenli heliksel enjektör
<b>HHFW</b>	: Yüksek harmonik hızlı dalga
<b>TDP</b>	: Toroidal Dinamik Pinç
<b>YBT</b>	: Yüksek Beta Tokamak
<b>TAEK</b>	: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
<b>RED</b>	: Rölativistik elektron demeti
<b>RTH</b>	: RED tesla hızlandırıcı
<b>YPO</b>	: Yoğun plazma odağı
<b>n</b>	: Yoğunluk
<b><math>\tau</math></b>	: Kuşatma (korunma) zamanı
<b>T</b>	: Sıcaklık
<b>E</b>	: Enerji
<b>c</b>	: Işık hızı
<b><math>\eta</math></b>	: Plazma direnci
<b>j</b>	: Akım yoğunluğu
<b>a</b>	: Küçük yarıçap
<b><math>\kappa</math></b>	: Uzanım
<b><math>\beta</math></b>	: Plazma basıncı/manyetik alan basıncı
<b>H-mod</b>	: Yüksek kuşatma modu
<b>L-mod</b>	: Düşük kuşatma modu
<b>P</b>	: Güç
<b>Q</b>	: Füzyon çıkış gücünün sisteme giriş gücüne oranı
<b>A</b>	: Görünüm oranı
<b>R</b>	: Büyük yarıçap
<b>I</b>	: Akım

<b>B</b>	: Manyetik alan
<b>V</b>	: Hacim
<b>TF</b>	: Toroidal alan
<b>PF</b>	: Poloidal alan
<b>q</b>	: Güvenlik faktörü
<b>b</b>	: Plazmanın büyük yarıçapı
<b>l</b>	: İndüktans
<b>r</b>	: Yarıçap
<b>p</b>	: Plazma basıncı
<b>Z</b>	: Atom kütlesi
<b>t</b>	: Zaman
<b>m</b>	: Kütle; Mod numarası

### Alt ve Üst İndisler

<b>E</b>	: Enerji
<b>e</b>	: Elektron
<b>i</b>	: İyon
<b>R.F.</b>	: Radyo frekans
<b>f</b>	: Füzyon
<b>p</b>	: Plazma
<b>t</b>	: Toroidal
<b>eo</b>	: Merkezdeki elektron
<b>to</b>	: Merkezdeki toroidal
<b>o</b>	: Merkez
<b>ψ</b>	: Manyetik
<b>cyl</b>	: Silindirik
<b>w</b>	: Duvar
<b>P</b>	: Poloidal
<b>a</b>	: Kenar
<b>io</b>	: Merkezdeki iyon
<b>eff</b>	: Etkin
<b>V</b>	: Dikey
<b>N</b>	: Normalize
<b>max</b>	: Maksimum
<b>s</b>	: Yüzey
<b>NB</b>	: Nötr demet
<b>OH</b>	: Ohmik
<b>δ</b>	: Üçgenleşme
<b>b</b>	: Kuşak
<b>95</b>	: %95 akı yüzeyi

## 1. GİRİŞ

### 1.1. Enerji İhtiyacı ve Kaynaklar

Toplumların gelişmesinin bir sonucu olarak dünyanın enerji ihtiyacı giderek artmaktadır. İnsanoğlunun enerji tüketimi Çizelge 1.1'de gösterildiği gibi tahmin edilmiştir [1].

Çizelge 1.1. İnsanoğlunun enerji tüketim tahmini [1]

Yıl	Tüketim
1850	0,3-0,5N/yüzyıl
1851-1950	4N/yüzyıl
1951-2000	≈15N/yarım yüzyıl
$1N = 1.05 \times 10^{21}$ Joule	

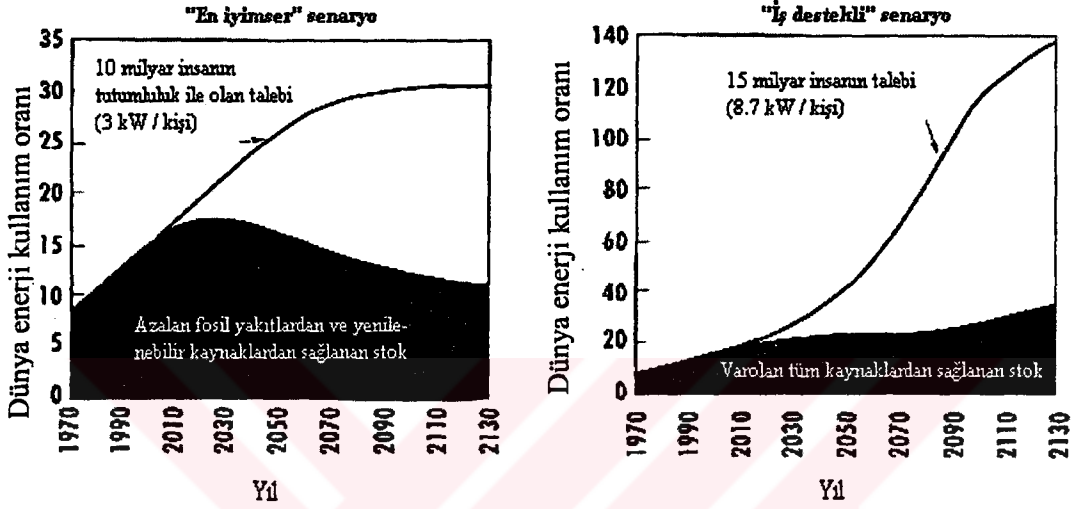
19. yüzyıldan beri enerji tüketimi hızlı bir şekilde artmaktadır. 1975 yılında bu artış oranı yaklaşık olarak 0,25N/yıl olarak tahmin edilmiştir. Dünyadaki tahmin edilen fosil yakıt (petrol, kömür ve diğer yakıtlar) rezervleri aşağı yukarı 80N olarak belirlenmiştir. Eğer enerji tüketimindeki bu artış eğilimi devam ederse, bu enerji kaynakları bir yüzyıl içerisinde hemen hemen tükenecektir. Bunun için nükleer enerji, fosil yakıtların yerine geçecek en önemli enerji kaynağı olarak kabul edilmektedir.

Enerji uzmanlarının çoğu, dünya enerji tüketiminin artmasıyla birlikte fosil yakıtların (petrol, kömür ve gaz) önümüzdeki birkaç on yıldan sonra hem ciddi derecede azalacağı hem de aşırı kirletici olacağı konusunda görüş birliğindedirler. Eğer bu doğruysa, geriye sadece üç alternatif kaynak kalıyor: Güneş enerjisi ve yenilenebilir kaynaklar, fisyon ve füzyon. Şekil 1.1'den görüldüğü üzere dünya nüfusu, enerji tüketimi ve fosil yakıt rezervleri hakkındaki en iyimser varsayımlarda bile geleceği güçlü kılmak için çok miktarda yeni enerji kaynakları oluşturulmalıdır. [2]

Güneş enerjisinin avantajlarına rağmen yaz iklimi, geniş kollektör alanları ve büyük enerji depolama sistemleri gerektirmeyen daha ucuz enerji istasyonları geliştirilmesi hala istenilen bir durumdur. [3]

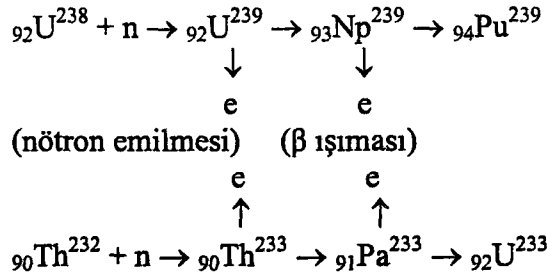
Zincirleme fisyon reaksiyonları neticesinde açığa çıkan enerjiyi kullanan fisyon reaktörleri halen uygulamalı güç kaynakları olarak kullanılmaktadır. Şu anda çalışmakta olan güç reaktörlerinin çoğu termal nötronlar tarafından fisyona

uğratılan  $U^{235}$  kullanılmaktadırlar. Bununla birlikte, bu izotopun doğal uranyumda bulunma yüzdesi sadece %0,7 dir. Dünya uranyum rezervleri dikkate alındığında üretken olmayan fisyon reaktörlerinden elde edilebilecek toplam enerji miktarı yaklaşık olarak 3N olarak tahmin edilmektedir. Bu değer, uzun dönem dünya enerji ihtiyacını karşılamaktan uzaktır.



Şekil 1.1. Enerji kullanım oranının, yıllara göre enerji stokları ile olan ilişkisi [2]

$U^{238}$  ve  $Th^{232}$  çekirdekleri, hızlı nötronları ( $>1MeV$ ) alarak yeni bölünebilir yakıtı aşağıdaki gibi dönüştürülebilir: [1]

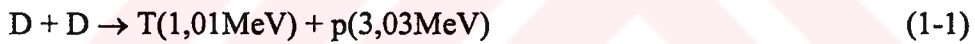


Hızlı üretken reaktörler,  $U^{235}$  in bölünmesini sadece enerji kaynağı olarak değil, bunun yanında hızlı nötronların kaynağı olarak da kullanırlar. Bu hızlı nötronlar, yukarıdaki reaksiyonlarda görüldüğü gibi  $U^{238}$  veya  $Th^{232}$  ile çarpışarak  $Pu^{239}$  ve  $U^{233}$  gibi yeni nükleer yakıtlar oluştururlar. Bu çeşit bir reaktörü teknik ve ekonomik olarak mümkün kılabilmek için yoğun geliştirme gayretleri yapılmış ve halen de genişletilerek yapılmaktadır. Eğer hızlı üretken reaktörler olabilsen, fisyon reaktörlerinin enerji rezervlerine olan katkısı tahmini olarak 350N değerine çıkacaktır. Buna rağmen, birkaç yüzyıl veya daha fazlası düşünüldüğünde bu bile

yeterli bir enerji kaynağı olamayacaktır. Buna ek olarak -ve belki de bu en önemli sınırlayıcı bir faktör- 300-400N değerindeki bir fisyon programından açığa çıkacak radyoaktif atıkların elden çıkarılması konusunda ne şimdi ne de gelecekte emin bir yol görülmemektedir. Ayrıca bu çeşit geniş bir programda, plütonyumun çoğalmasına karşı koruyucu bir yol görülmemektedir.

Hızlı üretken reaktörlere alternatif bir yol, döteryum, trityum, helyum-3 ve lityum gibi hafif çekirdeklerin birleşmesi neticesinde enerjinin açığa çıktığı bir sistemdir. Döteryum doğada bol miktarda bulunur. Örneğin; deniz suyundaki hidrojenin %0,015'ini döteryum oluşturmaktadır. Bu miktardaki döteryum  $4 \times 10^9$ N değerindeki enerjiyi sağlayabilir. Füzyon işleminin kendisi uzun ömürlü radyoaktif atıklar bırakmaz ve füzyon işleminde radyoaktif atıkların elden çıkarılması problemi fisyon reaktörlerindeki gibi çok daha az tehlikelidir. Bununla birlikte, bu engin büyüklükteki nükleer enerji kaynağı henüz kullanılabilir durumda değildir. Kontrollü füzyon halen temel araştırma aşamasındadır. Tabii ki füzyon enerjisi kontrollü olmadan ve patlayıcı bir tarzda 1951 yılında hidrojen bombası ile açığa çıkarılmıştır.

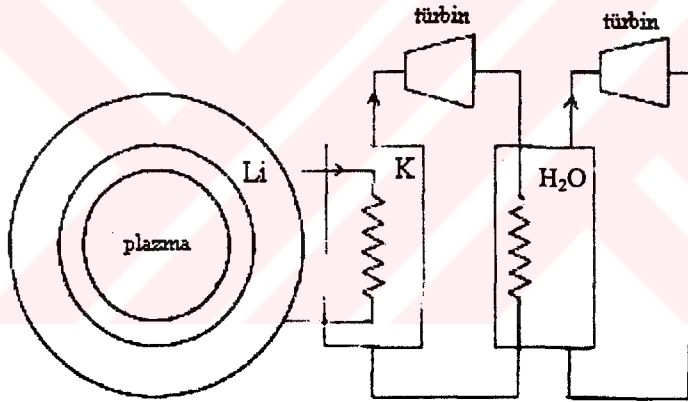
Füzyon reaktörleri için ilgili nükleer reaksiyonlar aşağıdaki gibidir: [1]



Bağlanma enerjisi, çok hafif veya çok ağır çekirdeklerde çok küçük olmasına rağmen, atom numarası 60 civarında olan çekirdeklerde en büyüktür. Dolayısıyla hafif çekirdekler birleştirildiği zaman büyük miktarda enerji açığa çıkabilir.

Plazmanın korunumundaki zorluklar dikkate alındığında, ilk gelişim aşamalarında D-T reaksiyonlarının üzerinde çalışılmalıdır. Bir D-T reaktöründe, plazmayı kuşatan lityum ısıtıcı örtüsü hızlı nötronları yavaşlatarak kinetik enerjilerini ısıya çevirir. Buna ek olarak lityum ısı örtüsü, (1-5) ve (1-6) numaralı reaksiyonlara göre trityum üretir. Şekil 1.2, bir kontrollü füzyon reaktöründen elektrik elde edilmesini göstermektedir. Isıtıcı örtüde bulunan yüksek sıcaklıktaki

lityum, ısısını ısı deęiřtirgeci içinde bulunan sıvı potasyuma verir. Potasyum türbini elektrik gücünü oluşturur. Yüksek sıcaklıkta bulunan potasyum türbin çıktısı, buhar-türbin jeneratörü için buhar oluşturmak için ikinci bir ısı deęiřtirgecinden geçer. Potasyum ısı deęiřtirgeci ve türbinlerdeki teknolojiler, aynı bileřiklerin kullanıldıęı üretici fisyon reaktörlerindeki ile aynıdır.  $Li^6$  ve  $Li^7$  nin bulunma miktarları sırasıyla %7,5 ve %92,5'tur. Ortalama olarak lityum ve nötronlar arasındaki reaksiyonlar endotermiktir (-1,97MeV). D-T reaksiyonu 17,58MeV açığa çıkardığından dolayı, bir lityum atomu 15,6MeV'lik bir enerji kaynaęı olarak düşünülebilir. Dünya lityum rezervi  $(8-9) \times 10^6$  ton olarak tahmin edilmektedir. Bu yaklaşık olarak 1700N deęerine eřit olmaktadır. řuna da dikkat edilmelidir ki denizlerdeki lityum içerięi  $0,17g/m^3$  tür. (Uranyumun içerięi ise  $0,003g/m^3$ ). Bu lityumu deniz suyundan çıkarmak da mümkündür [1].



řekil 1.2. Füzyon reaktörü temeline dayanan elektrik güç kaynaęı [1]

Fosil yakıtlardan, fisyon yakıtlardan ve füzyon yakıtlardan elde edilmesi beklenen enerjiler Çizelge 1.2'de gösterilmiřtir. Füzyon enerjisinin fisyon enerjisine olan üstünlüęü bu çizelgeden açıkça görölmektedir. Füzyondaki bu muazzam enerji kaynaęı bilim adamlarını ister istemez bu alanda çalıřmalara yöneltmiřtir. Bu tezde, füzyon çalıřmalarında uygulanan yöntemlere deęinilecektir. Bu yöntemlerden bir tanesi olan küresel tokamak modelini incelemek, çeřitli ölkelerde yapılan küresel tokamak çalıřmalarını derlemek bu tezin amacıdır.



Çizelge 1.2. Fosil yakıtlardan, fisyon yakıtlardan ve füzyon yakıtlardan elde edilmesi beklenen enerji değerleri [3]

Geri dönüşümlü fosil yakıtlar	Enerji limitleri	
	Joule	TW-yıl
Kömür & linyit ( $2,35 \times 10^{12}$ ton)	$53,2 \times 10^{21}$	1690
Ham petrol ( $2,1 \times 10^{12}$ varil)	$12,4 \times 10^{21}$	390
Doğal gaz ( $3,4 \times 10^{14}$ m <sup>3</sup> )	$13,1 \times 10^{21}$	415
Katranlı petrol ( $3 \times 10^{11}$ varil)	$1,8 \times 10^{21}$	57
Tortulu petrol ( $1,9 \times 10^{11}$ varil)	$1,1 \times 10^{21}$	35
<i>Toplam</i>	$81,6 \times 10^{21}$	2590
Nükleer fisyon yakıtları	Joule	TW-yıl
U-235	$10^{22}$	300
U-238, Th-232	$> 10^{25}$	$> 3 \times 10^5$
Nükleer füzyon yakıtları	Joule	TW-yıl
• Lityum (DT reaktörleri için)		
karada	$2 \times 10^{24}$	$6 \times 10^4$
denizlerde (0,17ppm Li içeriyor)	$2 \times 10^{28}$	$6 \times 10^8$
• Döteryum (denizlerde)	$8 \times 10^{30}$	$2 \times 10^{11}$

## 2. FİSYON

### 2.1. Yakıt Yeterliliği Açısından Fisyon

Ağır bir çekirdeğin bölünerek kendisinden küçük iki çekirdeğe dönüşmesi olayına fisyon denir [4]. Bu parçalanma nötronlar vasıtasıyla olur ve parçalanma neticesinde enerji açığa çıkar. Fakat her çekirdeğin parçalanmasından bizim için gerekli olan ekonomik ve temiz enerji elde etmek mümkün değildir.

Uzun dönem kullanılmaya müsait sadece üç tane çekirdek vardır: Uranyum-233, uranyum-235 ve plütonyum-239. Bu çekirdeklerden sadece uranyum-235 doğada bulunur. Diğer iki çekirdek, toryum-232 ve uranyum-238'den suni olarak elde edilir. Nötronlarla yapılan birkaç fisyon çeşidi daha vardır. Fakat bunlar oldukça radyoaktif ve oldukça hızlı bozunuma uğramaktadırlar. Bunun için açığa çıkan nükleer enerji açısından kullanılabilir değildir [5].

Doğal uranyumun %0,72'si U-235'ten, %99,27'si U-238'den oluşur. U-238 ancak hızlı bir nötron (en azından 1MeV enerjili) vasıtasıyla fisyonla uğrayabilir. Fakat pratik uygulamalar için 1MeV'lik nötronlar oluşturmada kolay kaynaklar yoktur. Buna ek olarak bu hızdaki nötronlar uranyumdan kolaylıkla kaçabilirler [6].

Fisyondan sürekli enerji elde etmek için zincirleme tepkimelerin olması gerekir. Uranyum-235 dışarıdan bir nötronla parçalandığı zaman açığa yine nötronlar çıkarır. İşte U-235'in fisyonundan açığa çıkan bu nötronlar, tekrar başka bir bölünme reaksiyonunda kullanılabilir. Fakat burada bir sorun vardır. Fisyondan açığa çıkan nötronlar hızlıdır ve U-235'in bölünmesi için yavaş nötronlar gerekmektedir. Hızlı nötronları yavaşlatmak için su gibi yavaşlatıcılar kullanılmaktadır.

Zincirleme bir reaksiyonda uranyumun hacminin nötronların kaçamayacağı şekilde yeterli bir büyüklüğe sahip olma zorunluluğu vardır. Uranyumun hacmi, kritik hacimden büyük olduğunda ancak zincirleme reaksiyon başlayabilir. Zincirleme reaksiyon oluşturmada bir diğer önemli faktör de nötronların enerjisidir. Hızlı nötronların U-238 tarafından kapılması olasılığı oldukça yüksek olmasına rağmen, U-235'te bu oran oldukça düşüktür [6].

Doğal uranyumun her bin atomundan yalnızca, yaklaşık 7'si fisil olmaktadır. Böyle olunca da, zincirleme tepkime için gerekli olan nötron üretim hızlarına erişmek güçleşmekte ve doğal uranyumun zenginleştirilmesi

gerekmektedir. Fakat söz konusu izotop zenginleştirme işlemi, o kadar da basit değil; yavaş çalışan pahalı işlemler gerektirmektedir. Doğal uranyumun yer kabuğunda varolan, işletme açısından ekonomik olan miktarı, nadir denecek kadar azdır. Dolayısıyla, dünyamızın fisil uranyum çekirdeği stoku, enerji ihtiyacımızı uzun bir süre karşılamaktan uzak olup yaklaşık 200 yıl yetecek kadardır [7].

## 2.2. Fisyonun Olumsuz Yönleri

1. Bir fisyon reaktörü kapatılsa dahi, normal gücünün %10'u kadar enerji üretmeye devam eder. Bu durumda bozunum ısısı önemsiz düzeylere inene kadar reaktörün soğutulması sürdürülmek zorundadır. Aksi takdirde reaktör kalbindeki uranyum yakıt elemanları eriyebilir, çok yüksek sıcaklıkta sıvı bir kütle oluşturup, önüne gelen her şeyi eritebilir. Böyle bir "soğutucu kaybı kazası" sonucu reaktör kalbinin erimesinin olası sonuçları, son derece ciddidir [7].

2. Fisyon tepkimeleri neticesinde açığa çıkan nükleer radyasyonların iyonlaştırma etkisi ve elektron uyarma etkileri olduğundan canlılar için çok önemli olan proteinlerin ve nükleik asitlerin yapısına zarar verirler [5].

3. Fisyon neticesinde açığa çıkan atıkların çevrenin ısısını arttırıcı yönde olumsuz etkisi vardır. Nitekim bu atıkların soğutulması için havuzlarda en az 6 yıl kadar soğutulması gerekmektedir. Atıkların sıcaklığı, 6 yıl içinde artık santral dışına çıkarılıp havayla soğutmaya elverecek kadar düşmektedir. Yakıtlar daha sonra betonla kaplı, 5m yüksekliğinde ve 3m çapında özel koruma kaplarına alınarak, santral sahasında açık bir depolama yerinde havayla soğumaya bırakılmaktadır. Otuz yıl kadar süren bu işlemden sonraysa, atıklar camlaştırılarak yerin 1000-1500m altında galerilere gömülmektedir [8].

4. Reaktör içindeki soğutma suyu devir daim yaptıkça radyasyon biriktirir ve bu suyun dışarı sızması gerekir. Nükleer reaktörlerin ufak tefek kazalar sonucu radyoaktivite sızdırması, çevrede sağlık sorunlarına neden olması kaçınılmazdır. Dünyanın çeşitli yerlerinde inşa edilen, ki buna dünyanın gelişmiş ülkelerindekiler de dahil, yüzlerce nükleer santralde ortaya çıkan radyasyon sızıntılarının sayısı yüzler civarındadır. Nitekim Çernobil'de soğutucu kaybı sonucu reaktör kalbi eridi. Kazadan dolayı 30'dan fazla insanın öldüğü bilinmektedir. Radyasyona maruz kalmış olup da kanser riski artarlarsa on binlerle ölçülmektedir [7].

5. Nükleer enerji tartışmalarının ana konularından bir tanesi de radyoaktif

atıkların depolanması sorunudur [8]. Nükleer reaktör atıkları arasında stronsiyum-90 ve sezyum-137 gibi çekirdekler önemli yer tutmaktadır. Bu çekirdeklerin yarı ömürleri, sırasıyla 28 ve 30 yıl civarındadır. Dolayısıyla, 300 yıl süreyle emniyetli bir şekilde saklanmaları gerekmektedir. Diğer bazı çekirdeklerin yarı ömürleri ise çok daha uzundur. Örneğin plütonyumun yarı ömrü 24000 yıl kadardır. Bu radyoaktif atıkların bu kadar uzun süre korunması camlaştırıldıktan sonra, depremlerden muaf yer altı galerilerinde saklanması şeklinde düşünülmektedir [7]. Fakat bu kadar uzun süre zarfında dünyanın jeolojik yapısında neler olabileceğinin önceden bilinmemesi bu işi riskli kılmaktadır.

6. Deprem olasılığı fisyon reaktörleri için bir başka problemdir. Şiddetli bir deprem reaktör kalbinde hasara yol açabilir ve bu da radyasyon yayılmasına sebep olabilir.



### 3. FÜZYON

#### 3.1. Tanım

Füzyon, hafif iki atom çekirdeğinin birleşerek daha ağır bir çekirdek oluşturması işlemidir. Örneğin, hidrojenin izotoplarının birleşip helyum çekirdeği oluşturması. Bu birleşme işlemi sonucunda açığa büyük miktarda enerji çıkmaktadır. Bir füzyon reaksiyonu neticesinde oluşan yeni çekirdeğin kütlesi, kendisini oluşturan çekirdeklerin toplam kütesinden küçüktür. Kütledeki bu fark, Einstein'ın ünlü formülü gereğince enerjiye dönüşür [9]:

$$E = m \cdot c^2 \quad (3-1)$$

Burada; E enerjiiyi, m kütleiiyi, c ışık hızını göstermektedir.

Yıldızlarda ve güneşte açığa çıkan ısının kaynağı füzyon reaksiyonlarıdır. İşte bilim adamları, güneşteki gibi bitmek tükenmek bilmeyen bir enerji kaynağı oluşturmak için füzyon üzerine çalışmalarını yoğunlaştırmışlardır.

#### 3.2. Füzyonun Tarihçesi

1951 yılından beri Amerika Birleşik Devletleri füzyon araştırmaları yapmaktadır. İlk yıllarda füzyon çalışmalarının da fisyon gibi kolay kontrol edilebilir olacağı hususunda iyimser bir hava vardı. Fakat füzyon enerjisi elde etme yolu üzerinde birçok teknolojik zorluklar bulunmaktaydı. Füzyon araştırmaları için ilk önemli para yatırımını Truman Yönetimi yaptı. O zamanlarda füzyon araştırmaları, Sherwood Projesi olarak bilinen bir sınıflandırılmış programdı. Projenin asıl amacı, nükleer silah uygulamaları için nötron kaynaklarının geliştirilmesini sağlamaktı. Fakat birçok bilim adamı, füzyon enerjisinin çevreye zarar vermeyen ve tükenmeyen bir yakıt kaynağı olarak kullanılması hususunda birleştiler.

1958 yılında füzyon araştırmaları dünya çapında yapılmaya başlandı. Konuyla ilgili dünyadaki tüm bilim adamları füzyonun barışçıl amaçlar için geliştirilmesi hususunda birlikte hareket etmeye başladılar.

1960'lı yılların ortalarında, Ruslar tokamak olarak adlandırdıkları manyetik kuşatma yöntemi ile yapmış oldukları çalışmaların sonuçlarını ilan ettiler. İngiliz bilim adamlarının Rusların sonuçlarını doğrulamasından sonra, Avrupa ve Amerika'daki füzyon araştırmaları pek çok tokamak füzyon deneyleri ile Rusların önderliğini izlemiştir. Bu zaman periyodu boyunca plazma biliminin yeni düzenlemeleri için birçok kurum kurulmuştur.

1970'lerde uzun vadeli enerji kaynaklarındaki belirsizlik, enerji kaynaklarının çevre kirliliğini artırması ile birleşince, bu durum füzyon arařtırmalarına olan ilginin büyümesine neden olmuřtur. Amerika'da füzyon için para yatırımları, 1984 mali yılındaki ayrılan deęer olan 468 milyon dolarlık deęere ulařana dek sürekli artmıřtır.

1986 yılında Amerikan bařkanı Reagan ile Sovyetler Birlięi bařkanı Gorbachev bir manyetik füzyon deneyinin dizaynı, geliřtirilmesi ve kurulması için görüřtüler. Bu deney ilk defa devamlı ve kontrollü füzyon gücünü gösterecekti. 1987 yılında bařkan Reagan, Japonya ve Avrupa'yı da bu deneye katılmaya davet etti. Bu deneyin ismi řimdi ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) olarak bilinen Uluslararası Termonükleer Deneysel Reaktörüdür.

Füzyon arařtırmalarının paylařtırılması ve ortaklařa yapılması bilim adamları arasındaki haberleřmeyi saęladı. Günümüzde 40'tan fazla ülke füzyon üzerinde arařtırmalar yapmakta ve uzun vadeli enerji ihtiyacını karřılamak için çalıřmaktadırlar [2].

### 3.3. Neden Füzyon?

Doęadaki hafif ve kararlı çekirdekler, çok ağır çekirdeklerden çok daha fazla miktarda bulunmaktadır. Füzyon tepkimelerinde hafif çekirdekler kullanıldıęı için güç elde etmede füzyon, oldukça çekici bir alternatif olarak karřımıza çıkmaktadır [4].

Fisyonun kolaylıęına karřılık bir sakıncası, ortaya çıkardıęı radyoaktif atıkların çok ve uzun ömürlü olmalarıdır. Füzyon enerjisini güçlüęüne karřın çekici kılansa, görece temiz ve atıklarının da az olmasıdır. Üstelik füzyonun hammaddesi de bol miktarda bulunmaktadır. Füzyonda, radyoaktif uranyum yerine, evrende en bol bulunan element olan hidrojenin ağır izotopları döteryum ve trityum birleřtirilerek helyuma çevrilmektedir. Yani fisyonun bir takım zararlı atıkları olmasına karřılık, füzyonun temel ürünü, önemli kullanım alanları bile bulunan, zararsız helyum gazıdır. Füzyon sayılan nedenlerden ötürü, bilim adamlarının, tasarımcıların ve politikacıların düşlerini süslemektedir [10].

Kammash [11], füzyonun sınırsız bir yakıt kaynaęına sahip olduęunu belirttikten sonra, füzyonu çekici kılan özellikleri řöyle belirtmektedir:

"A. Fisyon reaktörlerindeki ile karřılařtırıldıklarında radyoaktif atık

ürünlerinin azlığı.

B. Nükleer patlamalara karşı iç güvenliği. Bir füzyon reaktöründe enerji üretimi için gerekli olan şartlar, bazı parametreler arasındaki hassas dengelere bağlıdır. Eğer bu denge zarar görürse reaksiyon otomatik olarak durduruluyor.

C. Atıksal ısı probleminin yokluğu. Bu, radyoaktif ürünlerin azlığının bir sonucudur. Bu radyoaktif ürünler füzyon reaksiyonları durdurulduktan sonra enerji açığa çıkarabilirdi. Fisyon reaktörlerinde ise radyoaktif atıkların elden çıkarılması ve bununla ilgili problemler önemle düşünülmesi gerekenler arasındadır.

D. Sabotaj veya doğal felaketler gibi olaylarda düşük biyolojik tehlikeler. Trityum doğada olmadığından ve füzyon reaktörleri için gerekli olduğundan üretilmesi gerekiyor. Trityum, reaktörün blanket (ısıtıcı örtü) kısmında, içeriğini nötronlar ve lityumun oluşturduğu nükleer bir reaksiyon neticesinde oluşur. Ortaya çıkan trityum reaksiyon çemberinde kullanılacak olmasına rağmen daima bir sızma veya kayıp ihtimali vardır. Bu olsa bile şundan dolayı rahat olabiliriz: Trityum biyolojik olarak zararsızdır.

E. Gizli amaçlar için silahsal malzemelere doğru sapma tehlikesinin azlığı. Bu, üretken fisyon reaktörlerine zıt bir durumdur. Üretken fisyon reaktörlerinde, güç üretimine ek olarak silah malzemeleri üretilmektedir.

F. Nispeten az miktarda atık ısı ve direkt dönüşüm için sahip olunan potansiyel. Bir füzyon reaktöründe oluşturulan tüm ısı, buhar oluşturmak için kullanılabilir. Petrol, gaz ve kömür yakıtlarında olduğu gibi, sıcak baca gazları yoktur."

Bu avantajların yanı sıra Kammash'a [11] göre füzyon reaktörleri, fisyon reaktörlerine göre "ekolojik" olarak da önde görülmektedir.

Füzyonun avantajlarına dair başka bir yaklaşımda [12] şöyle denilmektedir:

" \* Tükenmeyen, etkili bir yakıt kaynağı. Enerji üretim aşamasında sıfır masraf.

\* Yakıt kaynağı tüm ülkeler için denizlerden elde edilebilir. Dolayısıyla, diğer ülkeler tarafından engellenemez.

\* Nükleer kaçak ihtimali yoktur.

\* Akıcı olarak kimyasal yanma ürünleri yoktur.

\* Bir soğutma kaybı kazası durumunda, soğutma probleminin olmayışı.

\* Silah amaçlı nükleer malzemelerin kullanılmaması. Bunun için, şantaj ve sabotaj gibi amaçlar için değişim ihtimali yoktur.

\* Fisyon reaktörlerine göre daha kısa yarı-ömürlü ve az miktarda radyoaktif ürünler oluşması."

Görüldüğü gibi füzyon; ekonomik, ekolojik, sağlık ve güvenilirlik açısından geleceğin enerji kaynağı olma yolunda oldukça iddialıdır.

### 3.4. Füzyon Oluşması İçin Gerekli Şartlar

İki hafif çekirdeğin birleşmesi neticesinde açığa enerjinin çıktığı çok sayıda reaksiyon vardır. Füzyon olabilmesi için pozitif yüklü çekirdeklerin birbirlerine yeteri kadar yakınlaşması gerekir. Bu yakınlaşmanın sağlanması için bu çekirdekler arasındaki elektrostatik itme kuvvetini yenecek yeterli enerji sağlanmalıdır. Bu kuvvet, nükleer yüklerin çarpımı ile doğru orantılı olduğundan, etkileşim halindeki çekirdeklerin atom numarası arttığında elektrostatik kuvvet de artar. Yani atom numarası arttıkça füzyon reaksiyonları oluşma oranı azalmaktadır. Sadece çok hafif çekirdekler ile -örneğin, hidrojen ve helyum izotopları- istenilen değerlere ulaşabilen hızlı füzyon reaksiyonları oluşabilir [13].

Hafif çekirdek reaksiyonlarının oluşma olasılıkları ölçümlerinden şu sonuca varılmıştır: Döteryum ve helyum-3 izotopunun birleşmesi dışında, çekirdekleri bir araya getirmek için gerekli olan enerjiden daha fazla enerji veren füzyon reaksiyonu, hidrojenin ağır izotopları olan döteryum ve trityumun birleşmesidir. Kendini destekleyen nükleer füzyon yapmak için ortaya çıkan zorluklardan bir tanesi, enerjinin büyük bir kısmının radyasyon şeklinde yok olmasıdır. Atom numarası arttıkça bu enerji kaybı da artmaktadır. Bu da, net enerji kazancının olmasını sağlayan tek füzyon işleminin hidrojenin izotopları ile olması gerektiğinin bir başka nedenidir [13].

Hidrojen izotopları arasındaki nükleer reaksiyonlarla ilgili iki farklı deneysel yaklaşım vardır: Birinci yaklaşımda, bir siklotron veya benzer bir makine içinde döteryumlar ivmelendirilir ve döteryum veya trityum içeren katı bir hedefe doğru yollanır. Fakat bu yaklaşımda elde edilen enerji, döteryumları hızlandırmak için harcanan enerjiden daha azdır. İkinci yol, hidrojen bombası olarak bilinen işlemdir. Yüksek sıcaklıklarda hidrojen izotopları birbirleriyle birleşirler ve açığa enerji çıkarırlar. Bu durumda nükleer reaksiyonlar çok hızlı ilerlerler ve enerji kontrolsüz bir şekilde açığa bırakılır [13]. Laboratuvarlarda bu ikinci yaklaşımın kontrollü bir şekilde yapılmasına çalışılmaktadır.

Besleyici materyal olarak sadece döteryuma dayalı füzyon reaktörleri kurmak arzu edilen bir durumdur. Fakat bazı göstergelere göre gerekli işletim durumlarını elde etmek oldukça zor görülmektedir. Ekonomik olarak pek uygun



olmasa da döteryum ve trityum karışımını kullanmak şüphesiz daha kolay olacaktır. Trityum doğada son derece az miktarda bulunur. Gerekli olan trityum, nötronların lityum ile etkileşimi neticesinde elde edilir. Reaktörün çalışması için bir miktar trityum sağlamak gereklidir. İşletim şartları yerine getirildiği zaman gerekli olan trityum, füzyon reaksiyonlarından elde edilen nötronlar tarafından elde edilebilir. İlk trityum kaynağı dışında reaksiyonların besleyici kaynakları döteryum ve lityum olmaktadır. Doğada bol miktarda lityum bulunduğundan dolayı füzyon güç potansiyeli ciddi bir şekilde etkilenmeyecektir [13].

Füzyon reaksiyonlarını oluşturmak için kullanılan hızlandırma ve ısıtma yöntemleri önemli bir yönden farklılık göstermektedir. Hızlandırılan tüm parçacıkların enerjileri aynıdır ve aynı yönde hareket ederler. Fakat sıcaklık yükseltilmesi neticesinde parçacıklar, enerjilerin geniş dağılımına bağlı olarak rasgele bir hareket gösterirler. Bu ikinci durumdaki nükleer füzyon reaksiyonlarına termonükleer reaksiyonlar denir. Net güç üretebilen bir termonükleer reaktörde, reaksiyona giren çekirdeklerin enerji dağılımları 100.000.000°C veya daha fazlasına karşılık gelmektedir. Bu sıcaklık güneşin iç kesimlerindeki sıcaklıktan oldukça yüksektir [13]. Kendini destekleyici bir füzyon reaksiyonu ve ondan da enerji elde etmek isteniyorsa sadece bu kadar yüksek sıcaklık yeterli değildir. Yakıtları ısıtmanın yanında diğer bazı şartlar vardır. Yakıt yoğunluğu yeterli ölçüde büyük olmalıdır. Bunun yanında sıcaklık ve yoğunluk yeterince uzun bir süre korunmalıdır. 1957'de J.D. Lawson, döteryum-trityum reaksiyonunun oluşması için gerekli olan aşağıdaki iki şartı vermiştir:

$$n\tau = 10^{14} \text{s/cm}^3 \quad T = 10 \text{keV} \quad (3-2)$$

Burada; n, yoğunluğu

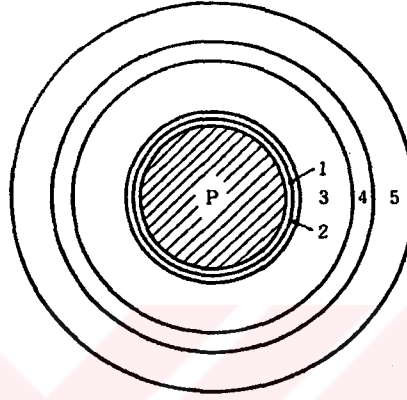
$\tau$ , kuşatma zamanını

T, keV cinsinden sıcaklığı (10keV  $10^8$ K) göstermektedir.

Bunlar; net enerji çıkışlı, kendini destekleyici bir füzyon reaksiyonu için gerekli şartlardır [6]. (3-2)'de verilmiş olan eşitliğe Lawson Kriteri denilir.

### 3.5. Füzyon Reaktör Taslağı

Lawson kriterini sağlamak için plazmanın tutulması ve ısıtılması ile ilgili çözülmesi gereken birçok problem vardır. Bununla birlikte, sıcak plazmanın tutulmasına dair son deneysel ilerlemeler, nükleer füzyon reaktörlerinin teknolojik problemlerini araştırmak için bilim adamlarını cesaretlendirmiştir. Bir füzyon reaktörünün kesit alanı Şekil 3.1'de görülmektedir.

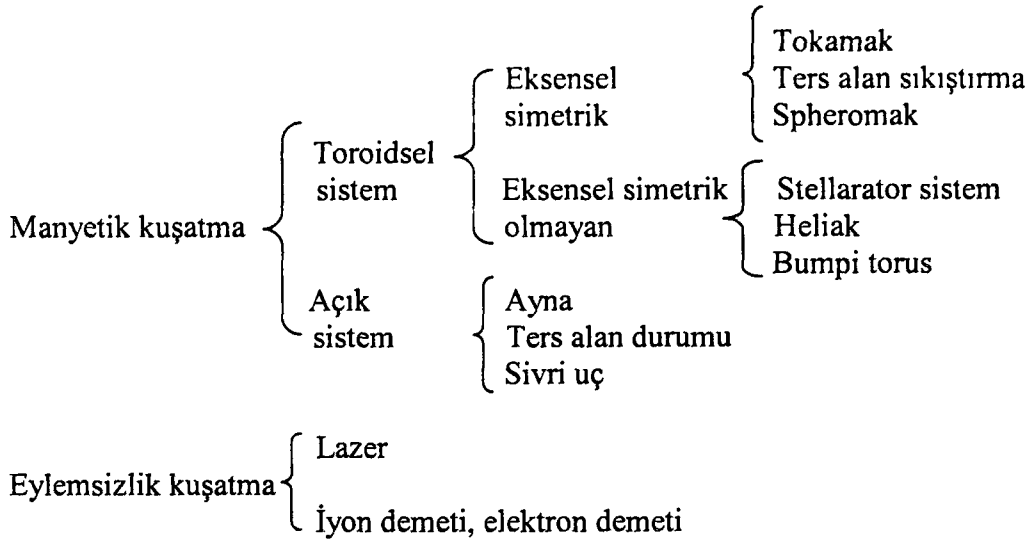


Şekil 3.1. Bir füzyon reaktörünün kesit alanı. P, plazma; 1, vakum duvarı; 2, duvar soğutucu bölge; 3, lityum battaniye; 4, kalkanlar; ve 5, süper iletken bobinler [1]

Şekilden de görüldüğü gibi bir füzyon reaktörü, vakum duvarı (1), duvar soğutucu bölge (2), sıvı lityum ısıtıcı örtüsü (3) -bu ısıtıcı örtü 1,5-2m kalınlığında nötronları tutan ve ısının taşınmasını sağlayan bir yapıdır-, 0,5-0,7m kalınlığında nötron ve X-ışın kalkanları (4) ve 1m kalınlığında süper iletken bobinler ile mekanik destekler içerir. Vakum duvarından bobinlerin dış yüzeyine kadar olan kalınlık 3-4 m olarak hesaplanmıştır [1].

### 3.6. Füzyon İçin Yaklaşımlar

Kontrollü nükleer füzyon yapmak için iki yaklaşım vardır: Manyetik kuşatma ve eylemsizlik kuşatma [11]. Bu yaklaşımlar kendi içlerinde de çeşitli yöntemlere ayrılırlar. Bu yaklaşımlar ve yöntemler Şekil 3.2'de gösterilmiştir.

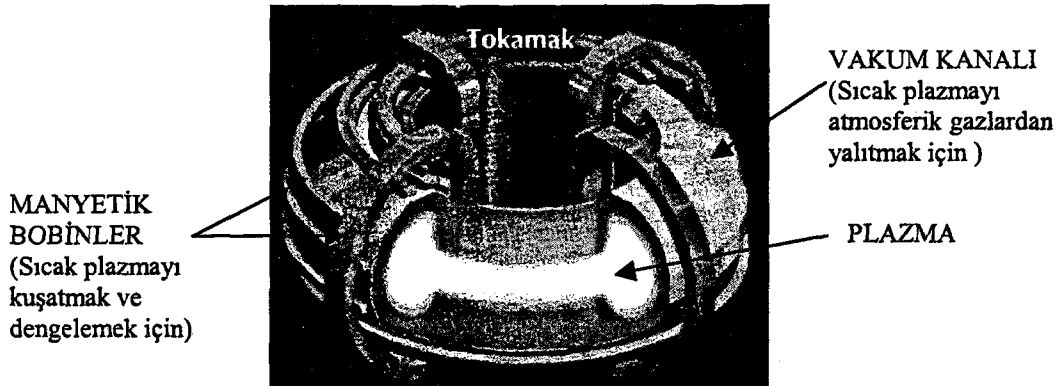


Şekil 3.2. Nükleer füzyonda yaklaşımlar ve yöntemler [1]

### 3.6.1. Manyetik kuşatma

Bir füzyon reaktörünün çalışma prensibi, çok sıcak bir plazmanın yeterince uzun bir süre tutulmasını sağlayarak iyonların bir füzyon reaksiyonuna girebilmesinin sağlanmasıdır. Bu sıcak plazmayı bir konteynır içine yerleştirmek zor bir iştir. Çünkü plazma konteynırın duvarlarına çarparak soğur. Bu da füzyon reaksiyonunun desteklenmesi için gerekli şarta zarar verir.

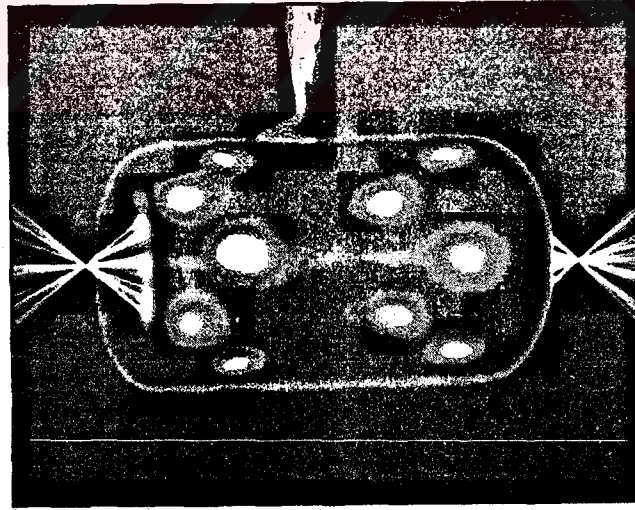
Kuşatma problemine çözüm, plazmayı manyetik bir alana yerleştirmektir. Çünkü yüklü parçacıklar, kolye üzerine dizilmiş boncuklar gibi manyetik alana bağlanırlar. Boncuklar kolyeden ayrılamazlar fakat kolye boyunca kayabilirler. Bu, manyetik kuşatma yönteminin temelidir [11]. Manyetik kuşatmaya iyi bir örnek olan tokamak makinesinin yapısı basitçe Şekil 3.3'te gösterilmiştir.



Şekil 3.3. Bir manyetik füzyon aletinin basit bir gösterimi [10, "fisyon ve füzyon posteri"]

### 3.6.2. Eylemsizlik Kuşatma

Eylemsizlik kuşatmasının temelinde, bir lazer veya parçacık bombardımanı gibi yoğun enerji kaynakları ile oldukça yüksek yoğunluklu plazmalar oluşturmak yatmaktadır. Bu işlemin kısa bir süre zarfında olması gerekmektedir. Çünkü plazma genişlemeye başlamadan önce füzyon reaksiyonlarının olması gerekmektedir. Eylemsizlik kuşatması ile füzyon şartlarına ulaşmak için, katı küçük döteryum-trityum kapsülü, yoğunluğu katı maddelerin normal yoğunluğu olan  $4,5 \times 10^{22} \text{cm}^{-3}$  değerinin  $10^3$ - $10^4$  katı olacak şekilde sıkıştırılmalıdır. En uygun sıkıştırma metodu, kapsülü her tarafından ışımaya maruz bırakmaktır. Lazer veya parçacık demetleri yakıt kapsülünün yüzeyini hızlı bir şekilde ısıtırlar. Sıcak yüzeyin roketlerde olduğu gibi içeri doğru itirme etkisi ile yakıt sıkıştırılır. Bu işlemin sonlarında yakıt merkezi, kurşunun yoğunluğunun 20 katına ulaşır ve  $100.000.000 \text{ } ^\circ\text{C}$  de yanar. Termonükleer yanma, sıkıştırılmış yakıtı doğru hızlı bir şekilde yayılırken harcanan enerjinin katlarca miktarını da açığa çıkarır [1,2]. Şekil 3.4'te eylemsizlik kuşatmasına bir örnek gösterilmiştir.



Şekil 3.4. Eylemsizlik kuşatma füzyonu. Hedef, lazer demetleri tarafından sıkıştırılmaktadır [2]

## 4. PLAZMA

### 4.1. Plazmanın Tanımı ve Özellikleri

Yaklaşık yüz yıl kadar önce Langmuir, iyonize olmuş gazı plazma adını vermiştir. Plazma maddenin dördüncü hali olarak kabul edilir ve pozitif (+) ve negatif (-) yüklü parçacıkların birlikteki hareketliliklerinin tamamıdır. Pozitif yükü genellikle kısmen ya da tamamen iyonize olmuş atomlar kastedilir. Fakat her yüklü parçacığın bulunduğu iyonize olmuş sistemlere plazma denilmez. Plazmanın en önemli özelliklerinden biri, yüksüz gibi davranmasıdır. Başka bir ifadeyle, artı ve eksi elektrik yüklü parçacıklar birbirinden bağımsız hareket ederken, sistemin bütünüyle sanki yüksüz olmasıdır. Buna ek olarak bir sistemin plazma olabilmesi için birim hacim içerisinde yeteri kadar plazma yoğunluğu bulunması gerekir. Sistem yüksüzlükten uzaklaştıkça plazma tanımından da uzaklaşır [14]. Evrenin % 99'u plazma halinde bulunmaktadır [2].

Plazmanın ne olduğunu daha iyi anlamak için bir dans yarışması düşünülebilir. Dansa başlamak için şef ve orkestra hazır. Katılımcılar çiftler halinde hoş, simetrik bir biçimde iyice organize olmuşlardır. Bu ilk safha, katı haldir; yarış henüz başlamamıştır ve ortam soğuktur. Müzik yavaş yavaş başlayınca çiftler ilk dansları olan slow dansını yaparlar. Böylelikle ikinci safhaya girilir. Bu safha sıvı haldir; katılımcılar hafif müzikte dans ettiği sürece sıcaklık düşüktür. Müziğin temposu artırılır. Dansçılar rock yapmaya başlarlar ve böylece üçüncü safhaya -gaz haline- girilir. Sıcaklık gitgide artmaktadır. Müzik pop tarzına dönüştüğünde kızlar eşlerinden ayrılırlar ve herkes kendi kendine zıplamaya ve dans etmeye başlar. Bu son safhadır yani plazma halidir. Sıcaklık çok yüksektir ve herkes her yerde zıplamaktadır. Bu analogiye göre şef, laboratuardaki fizikçiyi; müzik, katıyı sıvıya, sıvıyı gaza ve gazı plazmaya dönüştüren ısıyı; dansçılar da maddenin farklı parçacıklarını ifade eder. Çiftler, katı, sıvı ve gazların temel yapısını oluşturan atomu veya molekülü temsil eder. Kızlar elektronları, eşleri ise iyonları sembolize eder [15].

Plazmalar elektromanyetik alanlarla etkileşirler [2]. Bu yüzden füzyon deneylerinde plazmalar, elektromanyetik alanlar kullanılarak tutulabilmektedirler. Bugün plazmanın sürekliliği saniye mertebelerinde sağlanabilmektedir [14]. Verimli bir füzyon reaktörü için plazma sürekliliğinin birkaç saniye olması gerekmektedir.

Füzyon deneylerinde bilim adamlarının yapmaya uğraştıkları, yıldızları taklit etmektir. Yani yıldızların merkezlerinde milyonlarca derece sıcaklıkta gerçekleşen süreçle füzyon yoluyla enerji elde etmek [10]. Dolayısıyla çok yüksek sıcaklıklarda plazmaların elde edilmesi gerekmektedir. Genelde plazma sıcaklıkları  $eV$  (elektron-Volt) cinsinden ifade edilir.  $1eV$  yaklaşık  $11000$  Kelvine karşılık gelir [14].

Bugün plazma teknolojisi biyolojide, kağıt endüstrisinde, uzay endüstrisinde, materyal aşındırma ya da sertleştirme teknolojilerinde, tekstil endüstrisinde, elmas yapımında, yarı-iletken teknolojisinde, elektronik çip yapımında, iletişim teknolojisinde, kaplama teknolojisinde ve kristal büyütmede, radar ve füzyon araştırmalarında denenmekte ya da kullanılmaktadır. Evimizde kullandığımız floresan lambalar ve ileri teknoloji ürünü plazma televizyonları her gün karşılaştığımız plazma ürünlerine örneklerdir.

Bunca kullanım alanı olan plazmanın tüm koşullarını açıklayan tek bir denklem olmadığı gibi, kuramla deney arasında ancak %10-25 arasında bir uyum sağlanabilmektedir. Genelde plazmayı açıklayan denklemler, Maxwell denklemleriyle, akışkanlar mekaniği denklemlerinin iç içe geçmiş çözülmesi zor bir halidir. Bu nedenle, plazmada deneysel yöntemler gelişmiş ya da uygulamalardaki verimlilik deneysel olarak tanımlanmıştır. Bugüne kadar plazma dalında Nobel ödülü alan sadece bir kişinin olması da bunun göstergesidir. Bu ödülü İsveçli Hannes Alfvén, plazmaya verilen pertürbasyonun manyetik alan yönünde kendi adıyla anılan hızla yayılmasını açıklamasından dolayı almıştır.

Plazmanın belirlenmesi gereken en önemli özellikleri, elektron ve iyon sıcaklıkları, hızları, yoğunlukları, basıncı, elektrik potansiyeli, elektrik alanı, manyetik alanı, kaybı ve üretim akılarıdır [14].

#### 4.2. Plazmanın Isıtılması

Füzyon yolu ile enerji üretilmesinde tepkime odasında havada asılı durumda bulunan plazmanın sıcaklığını koruması ve böylece füzyonun kesintisiz sürmesi büyük önem taşımaktadır. Çalışır durumdaki bir füzyon reaktöründe, ortaya çıkan enerjinin bir bölümü, halkaya yeni yakıt -döteryum ve trityum- doldurulurken plazmanın soğumasını önler. Fakat reaktör ilk devreye girdiğinde ya da geçici olarak kapandıktan sonra yeniden çalışmaya başlarken, plazmanın  $100$  milyon K'nin üstünde bir sıcaklığa kadar ısıtılması gerekmektedir. Ancak bu

durumda çekirdekler, içlerindeki artı elektrik yüklü protonlar arasındaki itme gücünü yenecek bir enerjiye ulaşırlar.

Bugünkü şartlarda manyetik füzyon deney düzeneklerinde, plazmanın sıcaklığını korumak için yeterli enerji düzeylerine çıkılamamaktadır. Dolayısıyla aygıtlar çok kısa süreli atımlar biçiminde çalışmakta ve her atımdan önce plazmayı yeniden ısıtmak gerekmektedir. Ancak 100 milyon derece düzeyinde bir sıcaklığı oluşturmak kolay bir iş değildir. Bunun için birkaç yöntemin bir arada kullanılması gerekmektedir [10]. Plazmayı ısıtmak için kullanılan yöntemler şunlardır: Ohmik (joule) ısıtma, nötr parçacık demetleri enjeksiyonu ile ısıtma, manyetik sıkıştırma ile ısıtma ve radyo-frekans dalgaları ile ısıtma [16].

Ohmik ısıtma, birkaç milyon amper gücünde plazma içinden geçen bir akımla sağlanır. Bu akım plazmayı ısıtmakla birlikte aynı zamanda poloidal alanı da oluşturur. Bu tür ısıtma, bir elektrik ampulünün içinde ya da bir elektrikli ısıtıcıda gerçekleşen ısınmayla aynıdır. Bu yolla ortaya çıkan ısı, akımla ve plazmanın direnciyle ilişkilidir. Direnci  $\eta$  olan plazmadan geçen akımın yoğunluğu  $j$  ise, açığa çıkan ısı  $\eta j^2$  ile hesaplanır. Fakat ısıtılan plazmanın sıcaklığı arttıkça direnç azalır ve bu nedenle ohmik ısıtma etkinliğini yitirmeye başlar [10,13]. Ohmik ısıtma yöntemi ile ulaşılabilen maksimum sıcaklık 20-30 milyon dereceyi geçmediği için ek yöntemler kullanılmaktadır [10].

Nötr parçacık demeti enjeksiyonu yönteminde, plazmanın bulunduğu tepkime halkasına nötr parçacık demetleri enjekte edilir. İyonize olmamış dolayısıyla elektrik yükü taşımayan nötr atomlar, ohmik olarak ısıtılmış ve manyetik alanlarla hapsedilmiş plazmaya püskürtüldüğünde, hemen iyonize olurlar ve bunlar da manyetik alanlarca hapsedilirler. Yüksek enerjili iyonlar, çok sayıda çarpışma sonucu enerjilerinin bir bölümünü plazma parçacıklarına naklederek plazma sıcaklığının yükselmesini sağlarlar [10].

Plazmanın sıcaklığı manyetik sıkıştırma yoluyla da yükseltilir. Çünkü ani bir sıkışma gazı ısıtır. Aynı biçimde plazma sıcaklığı kendisini hapseden manyetik alanın artırılması yoluyla da yükseltilebilir. Bir tokamak sisteminde bunun en kolay yolu, plazmayı, manyetik alanın daha güçlü olduğu bir yere, yani halkanın ortasına çekmektir. Plazmanın sıkıştırılması iyonları da birbirine yaklaştıracığından, bir füzyon reaktörü için gerekli yoğunluğun sağlanmasını da kolaylaştırır [10]. Manyetik sıkıştırmanın adiabatik sıkıştırma, şok ısıtma ve

manyetik pompalama olmak üzere üç farklı yolu vardır.

Radyo frekans dalgaları ile ısıtma dört şekilde olmaktadır. Bunlar; Alfven dalgaları, iyon siklotron frekans bölgesi, alçak-hibrit frekans bölgesi ve elektron siklotron frekans bölgesidir [16]. Bu yöntemde torus dışına yerleştirilen osilatörler, yüksek frekanslı radyo dalgaları üretirler. Dalgalar uygun frekanstaysa enerjileri, plazma içindeki elektrik yüklü parçacıklara nakledilir. Enerjisi artan bu parçacıklar, başka parçacıklara çarparak plazma sıcaklığının yükselmesini sağlarlar [10].





## 5. TOKAMAK

### 5.1. Tokamağın Tanımı ve Tarihçesi

Füzyon biliminde en büyük yeniliklerden biri, Sovyetler Birliği'nde icat edilen "tokamak" kavramıdır [2]. Rusça "toroid kamera magnit katushka" sözcüklerinin kısaltılmış biçimidir. Anlamı "toroidal (simit biçiminde) oda ve manyetik bobin" şeklindedir. En başarılı ve enerji üretimi için en çok gelecek vaat eden manyetik füzyon aracıdır. Düzeneci geliştiren, L. A. Artsimovich adlı bir füzyon fizikçisidir. 1965 Eylülünde İngiltere'de Culham Laboratuvarı'nda yapılan bir uluslararası toplantıda buluşunu açıklamıştır. Belirleyici özelliği, simit ya da pasta kalıbı biçiminde bir vakum odası çevresinde yapılı olmasıdır. Hedeflenen enerji üretimi, döteryum ve trityum iyonlarının birleşip helyuma dönüşmesi sürecinde ortaya çıkan nötronların oda duvarına çarpıp ısıtılmaları yoluyla elde edilmektedir. Nötronlar düz bir hat izleyerek halka biçimli reaktör kabının duvarlarından geçip, bu kabı çerçeveleyen "blanket" (battaniye=ısıtıcı örtü) içindeki lityumu bombardıman ederek trityuma dönüştürür. Sıcak trityum, reaktör kabındaki plazmaya karışarak soğumasını önlerken, reaktör çeperlerine ve ısıtıcı örtüye bırakılan enerji, ısı değiştirgeci aracılığıyla alınarak türbinlere verilir ve buhar yoluyla elektrik enerjisine dönüştürülür [10].

İlk teorik çalışmalar, manyetik alanlar kullanılarak plazma sıkışmasının sağlanabildiği iki sistemin bulunduğunu göstermiştir. Bunlardan birincisi tokamak sistemi diğeri ise "pinch" (sıkıştırma) sistemidir ki bunun 'stabilised (kararlı) pinch', 'diffuse (yayılan) pinch', ve 'reversed-field (ters alan) pinch' gibi çeşitleri vardır. Tokamak sistemi, kararlı sıkıştırmadakine göre dıştan uygulanan daha büyük bir manyetik alan gerektirmiştir. Bu yüzden 1950'lerin ortalarında Amerika Birleşik Devletleri ve İngiltere, görünüşte daha ucuz olan kararlı sıkıştırmaya doğru yönelerek, tokamak yaklaşımını Sovyetler Birliği'ne bırakmışlardır [17].

Toroidal manyetik kuşatma ile ilgili yapılan ilk araştırmalar stellarator ve ters alan sıkıştırma deneyleri üzerine olmuştur. Fakat kısa bir süre kararsızlıkların plazma performansını ciddi bir şekilde sınırladığı anlaşıldı [16]. İlk Sovyet çalışması, Yavlinski ve Artsimovich tarafından iki önemli problemi çözmek için başlatılmıştır. Bu problemler; plazmanın saflığı ve ölçme metotlarıydı. Yeterli saflık, adım adım ilerlemeler neticesinde sağlandı. Geriye bir problem kalmıştı: Elektron ve iyon sıcaklıkları gibi önemli parametrelerin ölçülmesi. 1960'ların

sonuna doğru tokamak dizaynı ve performansı ile ilgili bugün bilmekte olduğumuz ayrıntılı özellikler saptanmıştır. Standart bir tokamağın ana elemanları; demir çekirdek, metalden yapılmış simit halka, tungsten veya molibdenyum sınırlayıcı, bakırdan kararlılık kabuğu, dik alan sınırları ve toroidal alan bobinleri şeklindeydi [17].

Sovyetler Birliği dışında tokamak, esnekliği olmayan ve ısıtma ile kuşatma arasındaki eşleşmeden dolayı anlaşılması zor olan bir sistem olarak görüldü. Ayrıca plazma, kütlesi oldukça büyük olan toroidal alan bobinlerinin arkasında gizli kaldığından teşhis edilmesi zordu. 1969'da Pease ve Artsimovich tarafından yapılan bir girişimin sonucu olarak, Culham/Kurchatov takımının katılımı ile T-3 üzerinde Thomson saçılma ölçümleri yapıldı. Neticede tokamak sisteminin performansı ile ilgili ortaya atılan iddialar tamamen doğrulandı. T-3'ün deneysel sonuçları, çeşitli uluslarda nükleer füzyon araştırmalarının sonraki adımları üzerinde güçlü bir etki yaptı. Princeton Plazma Fizik Laboratuvarı'ndaki (Princeton Plasma Physics Laboratory, *PPPL*) Stellarator C, ST tokamak aletine dönüştürüldü. Yeni kurulan aletler ise şöyleydi: Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı'nda (Oak Ridge National Laboratory, *ORNL*) ORMAK, Nükleer Araştırma Merkezi'nde TFR, Culham Laboratuvarı'nda Fontaney aux Rose, Cleo, Max Planck Enstitüsü Plazma Fiziği Bölümü'nde Pulsator ve Japon Atom Enerji Araştırma Enstitüsü'nde JFT-2 [1,17].

Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu (*IAEA*) tarafından düzenlenen, Plazma Fiziği ve Kontrollü Nükleer Füzyon Araştırmaları üzerine yapılan dördüncü konferans 1971 yılında Wisconsin, Madison'da yapıldı. Buradaki başlıca ilgi, tokamak deneyleri üzerine odaklandı. T-4'te elektron sıcaklığı 3keV'a ulaşırken, kuşatma zamanı 10ms civarındaydı. Elektronlar ile çarpışma neticesinde iyonlar 600eV değerine kadar ısıtıldı. ST tokamağı da benzer sonuçlar ortaya çıkardı.

IAEA konferansları bu tarihten itibaren her iki yılda bir yapılmaya başlandı: 1974'te Tokyo'da, 1976'da Berchtesgarden'de, 1978'de Innsburg'da, 1980'de Brüksel'de, 1982'de Baltimore'da, 1984'te Londra'da ve 1986'da Kyoto'da. Bu süreç içerisinde tokamak araştırmaları, manyetik kuşatmanın çekiciliği ile birlikte düzenli bir ilerleme kaydetmiştir. Birinci nesil tokamaklardan sonra (T-4, T-6, ST, ORMAK, Alcator A,C, TFR, Pulsator DITE, FT, JFT-2, JFT-2a, JIPP T-II, vs.) ikinci nesil tokamaklar (T-10, PLT, PDX, ISX-B, Doublet III, ASDEX,

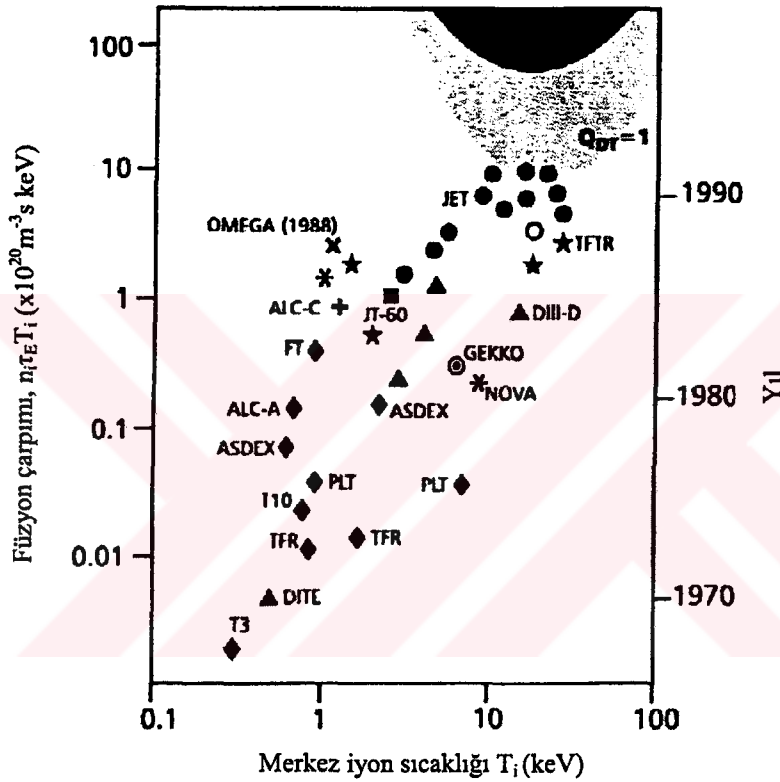
vs.) 1976 yılından itibaren görülmeye başlandı. Ohmiksel olarak ısıtılan plazmaların enerji tutulma zamanı, yaklaşık olarak Alcator ölçeklendirme yasası ( $\tau_E \propto n a^2$ ) ile açıklanmıştır. Burada  $a$ , küçük yarıçapı göstermektedir. 1976 yılında Alcator A'da,  $n\tau_E$  değeri  $2 \times 10^{13} \text{cm}^{-3}$ 'ye ulaştı. 1978'de PLT'de, nötr demet enjeksiyonu (Neutral Beam Injection, *NBI*) ile yapılan ısıtma deneylerinde iyon sıcaklığı 7keV'a ulaştı. 1980 yılı dolaylarında TFR ve PLT'de, iyon siklotron frekans bölgesinde etkili dalga ısıtması gösterildi. 1982 yılında çembersel olmayan Doublet III tokamağında (uzanım,  $\kappa = 1,4$ ) 3,3MW *NBI* kullanılarak, %4,6 ortalama  $\beta$  (plazma basıncı/manyetik alan basıncı) değeri gerçekleştirilmiştir.

Plazma akımı için indüktif olmayan yürütmelerin peşine düşülmüştür. Nötr bir demetin tanjantsal olarak enjeksiyonu ile akım yürütülmesi, 1970 yılında Ohkawa tarafından ileri sürülmüş ve 1980 yılında DITE'de deneysel olarak gösterilmiştir. Alçak hibrit dalgası ile akım yürütülmesi 1978 yılında Fisch tarafından ileri sürülmüş ve 1980 yılında JFT-2'de ve daha sonra Versator 2, PLT, Alcator C, JIPP T-II, Wega, T-7 gibi tokamaklarda gösterilmiştir. Plazma akımının sıfırdan yükseltilmesi deneyleri (ramp-up experiments), WT-2 ile ve daha sonra PLT ve JIPP T-II ile 1984 yılında başarılmıştır.

Bir saptırıcı ile kirli iyonların önlenmesi, 1978 yılında JFT-2a (DIVA)'da gösterildi ve 1982 yılında ASDEX ve Doublet III ile detaylı olarak incelendi. Bu zamanda, *NBI* ısıtma gücü arttırıldıkça enerji tutulma zamanı ohmik ısıtma durumundakine göre kötüleşti (Kaye-Goldston ölçüm yasasına göre). Bununla birlikte ASDEX'in saptırıcı konfigürasyonunda kuşatma zamanının geliştirilmiş modu (*H-mode*) bulunmuştur. Bu mod, sıradan mod olan *L-mode* ile karşılaştırıldığında 2-3 kat artış göstermiştir. *H-mode* aynı zamanda Doublet III, PDX, JFT-2M ve DIII-D makinelerinde de gözlenmiştir. Bu şekilde tokamakların birçok kritik problemlerini çözmek için çok sayıda ilerleme kaydedilmiştir.

Bu başarılar temel alınarak, üçüncü nesil büyük tokamak deneyleri başladı: 1982'nin sonunda Amerika Birleşik Devletleri'nde Termonükleer Füzyon Test Reaktörü (Thermonuclear Fusion Test Reactor, TFTR), 1983 yılında Avrupa Birliği'nin ortak yapımı olan Avrupa Birliği Tokamağı (Joint European Torus, JET), 1985 yılında Japonya'nın JT-60 ve 1988 yılında Sovyetler Birliği'nde T-15 (programı yapıldı). TFTR, süperatım (*H mode* benzeri) ile  $n_e(0)\tau_E \sim 10^{13} \text{cm}^{-3}\text{s}$ ,

$T_i(0)=20\text{keV}$  değerlerine ulaştı. 1986 yılında JET, saptırıcı konfigürasyonu ( $H$  mod) ile  $n_e(0)\tau_E \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-3}\text{s}$ ,  $T_i(0)=10\text{keV}$  değerlerine ulaştı. 1986 yılında JT-60, alçak hibrit dalgası ile (radyo frekans gücü,  $P_{R.F.}=1,2\text{MW}$ ) 1,7MA'lik bir plazma akımı ( $n_e=0,3 \times 10^{13} \text{cm}^{-3}$ ) sürmüş ve 1987 yılında  $n_e\tau_E=0,2 \times 10^{13} \text{cm}^{-3}\text{s}$ ,  $T_i(0)=11\text{keV}$  değerlerine ulaşmıştır. Şimdi bu büyük tokamaklar, füzyon reaktörlerinin kritik koşullarının bilimsel gösterimini amaçlamaktadırlar [1].

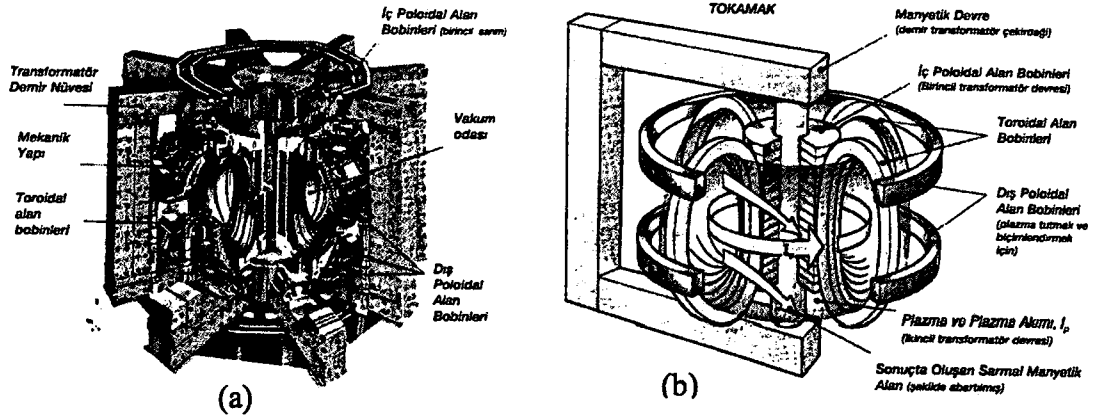


Şekil 5.1. Nükleer füzyon araştırmalarında bazı tokamaklarda kaydedilen ilerlemeler. Bazı eylemsizlik kuşatma deneyleri (NOVA, GEKKO, OMEGA) de gösterilmiştir [16]

Tokamak makinelerindeki ilerlemeler Şekil 5.1'de gösterilmiştir. Şimdi çalışmakta olan en büyük tokamaklar olan JET, TFTR ve JT-60 eşzamanlı olmasa da tutuşma için yeterli olan yoğunluk, sıcaklık ve kuşatma zamanına ulaşmış durumdadırlar. Bugüne kadar tokamakların çoğu hidrojen, döteryum veya helyum plazmaları kullandılar ve füzyon reaksiyonlarında elde edilen güç çok küçük oldu. Bununla birlikte, kasım 1991'de, JET döteryum plazmasının içine trityum atomları enjekte edildi. Yaklaşık 2 saniye süresince 2MW'a yakın bir füzyon gücü üretildi. Trityum ile daha ileri deneyler, JET'te ve diğer büyük tokamaklar üzerinde

planlandı. ITER projesi ise, 21. yüzyılın ilk yıllarında bir tokamak inşa etmeyi amaçlamaktadır. ITER, termonükleer tutuşmayı gösterecek ve yanan plazma fiziği üzerinde çalışmak için kullanılacaktır [16].

Bir tokamağın ana elemanları Şekil 5.2'de gösterilmiştir.



Şekil 5.2. (a) Tokamak aletinin genel bir görünümü, (b) Tokamak manyetik alanı [18]

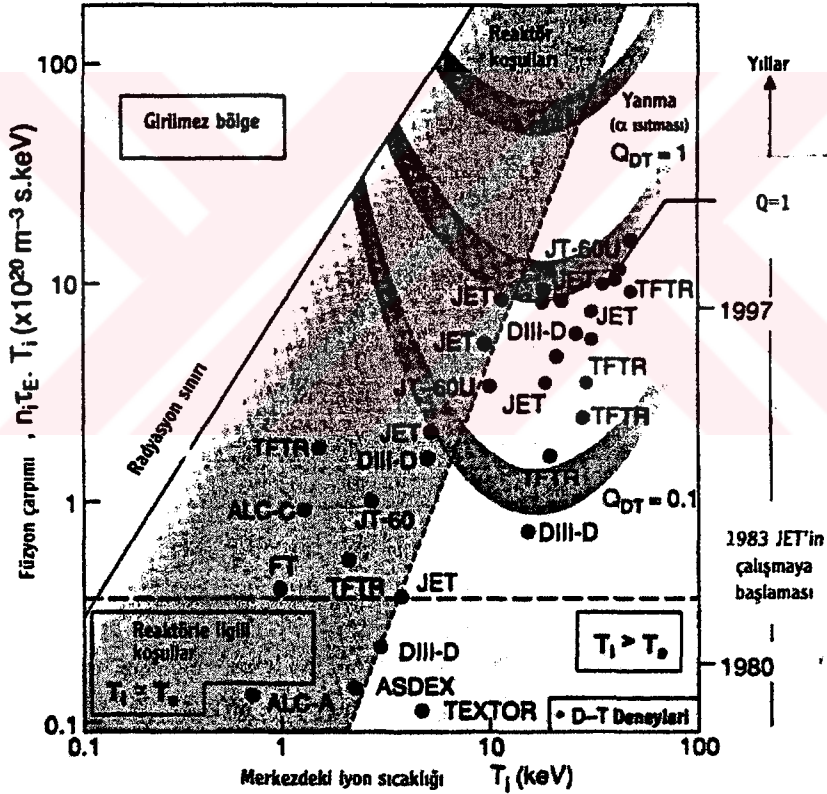
Şekil 5.2 (b)'den görüldüğü gibi tokamak manyetik alanı üç parçadan oluşur. Bunlardan ilki küçük çevre etrafında bulunan bir dizi bobin tarafından oluşturulur. Bu bobinler makinenin büyük eksenini çevresindeki toroidal manyetik alanı oluşturur. İkinci parça (poloidal alan) transformatorce plazma içinden geçmesi sağlanan büyük bir akım tarafından oluşturulur. Bunların bileşkesi, plazmayı vakum halkasının çeperlerinden uzak tutan bir sarmal manyetik alan oluşturur. Alanın son bölümü, plazmayı biçimlendirip kararlı halde tutan bir dizi çember bobin tarafından üretilir [18].

## 5.2. Tokamakların Günümüzdeki Durumu

Dünyada 1960 yılından bu yana, araştırma amacıyla yüzlerce tokamak makinesi kurulmuştur. Giderek büyüyen tokamaklar, günümüzde devasa boyutlara ulaşmış durumdadır. Üzerlerinde yapılan araştırmalara, çok sayıda ekip tarafından yürütülen geniş bir disiplinler arası nitelik taşımaktadır. Böyle bir tokamak araştırma ekibinde, nitelikli fizikçilerin, elektronikçi, malzemeci, bilgi işlemci ve kimyacıların, özel sektörün de mevcut teknoloji desteğiyle, uyum içinde çalışması gerekmektedir.

Geçen milenyumun son yıllarında birbiri peşi sıra kurulan üç tokamak, füzyon reaktörüne giden yolda, en önemli kilometre taşı olan ve füzyon çıkış

gücünün sisteme giriş gücüne oranıyla tanımlanan  $Q$  faktörünü,  $Q=1$ 'lik düzlüğe çıkış (breakeven) noktasına ulaştırarak, füzyon enerjisi final kurdelelerinin ilkinin göğüslediler. Bunlar, tüm Avrupa Topluluğu üyelerinin ortak insan gücü ve mali desteğiyle, İngiltere'nin Culham Laboratuvarı'nda kurulan JET; ABD'nin Princeton Üniversitesi Plazma Fiziği Laboratuvarı'nda bulunan TFTR ve Japonya'nın Atom Enerjisi Kurumu, Naka Araştırma Merkezi'nde, ülkenin en büyük altmışıncı gelişkin tokamağı JT-60U. Şu anda, adı geçen bu düzeneklerin yanı sıra dünyadaki diğer birçok düzenekte de plazmayı daha yoğun ve sıcak hale getirerek, sıcaklığın uzun süre korunması ve  $Q$  değerinin büyütülmesi için çalışmalar yapılmaktadır [19]. Bu alandaki ilerlemeler, Şekil 5.3'te görülmektedir.



Şekil 5.3. JET, TFTR, JT-60U ve DIII-D füzyon düzeneklerinin zamanla kaydedilen performans gelişimi [19]

Yeni kurulacak füzyon reaktörlerine ışık tutacak bilimsel ve teknolojik ilerlemeler kaydedildikçe de güncelleştirme çalışmalarına gidilmektedir.

Tokamak düzeneklerinde, 1970'den bugüne kadar 30 yıllık ilerlemeleri bir çizelge halinde göstermek mümkündür. Çizelge 5.1'den de anlaşılacağı gibi, yıllar geçtikçe tokamak fiziği ve buna bağlı olarak füzyon reaktörü sorunlarının büyük

ölçüde üstesinden gelinmiş durumdadır.

Üzerinde çalışılan alternatif birkaç füzyon reaktörü arasında en güvenilir, umut verici olanı, sorunlarının çoğu çözülmüş, geri kalanın sorunlarının da çözüm yöntemleri saptanmış olan reaktör adayı tokamaktır. Tokamakta önemli bir parametre olan  $Q=1$  noktası aşılmış ve uluslararası ilk deneysel füzyon reaktörünün tasarım ve mühendislik çalışmaları tamamlanmış bulunmaktadır. Reaktörün kurulma aşamasında, boyutların ve dolayısıyla maliyetin daha ekonomik hale getirilmesi amacıyla dünyadaki endüstri ve mali kapasite tekrar gözden geçirilecek, muhtemelen 8 yıl içerisinde ITER'in geliştirilmiş hali olan ITER-FEAT uluslararası reaktörü kurularak, 5-6 yıllık ön deneylerden sonra en çok 15 yıl içinde 500MW gücünde füzyon enerjisi üretilecektir [19].

Çizelge 5.1. Tokamak fiziği problemlerinin zamanla çözüm evrimi [19]

Problemler	1970 yılı	1995 yılı	2000 yılı
Denge	?	++	++
Hidromanyetik kararlılık	?	++	++
Enerji ve tanecik aktarımı	?	+	++
Helyum ve kirlilik kontrolü	??	+	++
Plazma ısıtması	??	++	++
İndüktif olmayan akım sürmesi	??	++	++
$\alpha$ tanecikleriyle ısıtma	??	?	+
Sürekli çalışma	??	?	+
Düşük aktiflenme malzemeleri	??	?	+
İleri tokamak reaktör optimizasyonu	-	?	+

Burada, çözülmemiş (??), az çözülmüş (?), yöntemi saptanmış (+) ve çözülmüş (++) demektir.

### 5.3. Uluslararası Termonükleer Deneysel Reaktör (ITER) Programı

İlk kez, G-7 koduyla adlandırılan Batı Ekonomik Zirvesi'nde, nükleer füzyon reaktörleri konusu gündeme geldi. Dünyadaki artan ekonomik büyüme için, uluslararası karşılıklı işbirliği çerçevesinde, füzyonun önemli potansiyele sahip bir konu olduğu hakkında karar alındı. Cenevre'de 1985 yılında toplanan Başkanlar Zirvesi'nde, Reagan, Gorbaçov ve Mitterand, bir uluslararası termonükleer füzyon deneysel reaktörü projesinin başlatılması için prensip kararı aldılar. İlk adımda, 1988-1992 yılları arasında *IAEA* önderliğinde, ABD, Avrupa Topluluğu ve zamanın Sovyetler Birliği'nin katılımıyla, ITER projesinin kavramsal tasarım etkinlikleri yürütüldü ve tamamlandı; projeye Japonya'nın da üye olması kabul edildi. Projede böylece, dört üyenin katılımıyla, 1992-1998 yılları arasında ITER'in mühendislik tasarım etkinlikleri *EDA* (Engineering Design Activity) sürdürülerek, sonunda, çalışmalar hakkında ayrıntılı sonuç raporu hazırlandı [19].

Bu sonuca göre ITER, reaktör mühendisliği özellikleri ile birlikte D-T plazmalarında devamlı tutuşmayı ve geniş süreli füzyon yanmasını bünyesinde toplama özelliği gösterecekti. Fizik dizaynı ve plazma performansı açısından ITER'in, hem nitel hem de nicel performans gerekliliklerine sahip olması düşünüldü: (i) ITER, ilk duvarda 1000-2000 saniye süresince yaklaşık  $1\text{MW/m}^2$  nötron akısı oluşturmak için "kontrollü tutuşma ve geniş süreli yanma" olaylarını gerçekleştirebilmeliydi; (ii) ITER dizaynı, gelişmiş özelliklerin ve yeni yeteneklerin kendi üzerinde uygulanabilmesi için yeterince esnek olmalıydı. Üzerinde özellikle durulan ve ITER füzyon gücünü ve yanma süresi performansını direk olarak etkileyebilecek beş temel fizik konusu ise; enerji kuşatılması, beta limiti, yoğunluk limiti, kirlilik sulanması ve ışıma kaybı, kısmi sökülebilen saptırıcı işleminin uygulanabilirliği idi [20]. İş, makinenin kurulması aşamasına geldiğinde, Sovyetler Birliği'nin parçalanması nedeniyle, ekonomik bir kriz içine girildi. Zira proje, yıl bazında toplam 1340insan-yıllık profesyonel insan gücünün katılımı ve yılda 750 milyon\$ mali destekle yürütülüyordu. Böylece, ITER projesi, nükleer füzyon enerjisinin bilimsel ve teknolojik fizibilitesini sergilemek üzere, kapsamlı fizik ve mühendislik araştırmalarının yapıldığı, dünyada ilk uluslararası deneysel füzyon reaktörü planlaması ünvanını aldı [19].ITER düzeneğine ait şematik bir görüntü Şekil 5.4'te gösterilmiştir.





Şekil 5.4. ITER düzeneğine ait şematik bir görüntü [19]

Temmuz 1998'deki genel toplantıda, parasal olanaksızlıklar nedeniyle 1992'de, yani başlangıçta öngörülen teknik amaçlar ve maliyetin küçültülmesi yönünde karar alınarak, yapım etkinlikleri bir süre ertelendi. Böylece, maliyetin yarı yarıya indirilmesi koşulunda yeni makinenin kapasite sınırları saptanarak, yeni teknik amaçlara hizmet edecek mühendislik çalışmalarının yapılması için, projenin *EDA* fazı 2001 Temmuzuna kadar uzatıldı. ITER-FEAT olarak isimlendirilen yeni tasarımda üyeler, maliyetle ilgili tüm endüstriyel hesaplamaları ayrıntılı bir şekilde yaparak, projenin gerçekleşmesi ve performans optimizasyonu için gerekli adımları atmaya başlamışlardır [19]. Yapılan çalışmalar neticesinde ITER-FEAT dizaynının önemli özellikleri şöyle belirlenmiştir:  $Q=10$  indüktif işlemi için önemli bir işlemsel pencere, uzun indüktif atımlar (birkaç yüz saniye yanma), düzenli işleyiş projeleri için çalışabilme yeteneği (özellikle  $\alpha$ -parçacıklarının plazma basıncına önemli miktarda katkıda bulunduğu durumlar), reaktör ölçeklerinde beklenebilecek bozulma fiziği işlemleri,  $\alpha$ -parçacık yoğunluğu ve ısıtma gücü (bunlar, reaktör koşullarında  $\alpha$ -parçacık kuşatması ve  $\alpha$ -parçacıklarından kaynaklanan magnetohidrodinamik kararsızlıkların incelenmesi için anahtar rol oynarlar). Düzeneğin fiyatı, görünüm oranıyla oldukça ilgili olduğundan, tercih edilecek değer bazı faktörler düşünülerek belirlenmeliydi. Bu

faktörler arasında; *H*-modu başlangıcının sınırı, başarılı saptırıcı performansına ulaşmak için yüksek yoğunlukta çalışma ihtiyacı, düzenli işleyiş için optimizasyon, denge ve dikey kararlılık kontrolü için gereklilikler, ısıtma sistemleri için girilebilirlik ve uzak koruma vardır. Ayrıntılı fizik ve mühendislik analizleri neticesinde ITER-FEAT için görünüm oranı ( $A$ ), sunulan seçeneklerin ( $2,8 \leq A \leq 3,5$ ) ortasındaki değer, yani 3,1 olarak belirlendi [21]. Bu aşamaları takiben, düzeneğin yapımının 8 yıl ve ilk deneysel aşamasında, sistemin trityumla aktiflenmesini önlemek için başlangıçta hidrojenle çalışıldıktan sonra, 5 yıl içinde, 500MW'lık bir füzyon gücü elde etmeye olanak tanıyacak döteryum-trityum yakıtlı deneylere geçilmesi planlanıyor. Böylece, ITER-FEAT, deneysel bir füzyon reaktörü olarak, 500MW düzeyinde termal enerji üreten ilk uluslararası füzyon düzeneği başarısını sergileyecektir [19].

Temmuz 1998'de, ITER projesi üyeleri tarafından önerilen ve tekrar gözden geçirilecek olan performans özellikleri özetle şöyle öngörülmüştür:

- \* İndüktif akım sürme modunda,  $Q \geq 10$ , çalışma süresi 300-500 saniye ve füzyon reaksiyonu ürünü olan, 14MeV'luk nötronların ortalama duvar yüklenmesinin  $\geq 0,5 \text{ MW/m}^2$  olması;
- \* İndüktif olmayan akım sürme modundaysa,  $Q \geq 5$ . Burada amaç, sistemin devamlı şekilde çalışmasının sergilenmiş olması;
- \* 1992-1998 yılları arasındaki *EDA* fazında geliştirilen vasıflı bileşenlerin, teknik, kavram ve çözümlerin, mümkün olduğunca yeni düzeneğe de kullanılması için, bugüne kadar geliştirilen tüm füzyon reaktör teknoloji ve bileşenlerinin test edilerek yeni sisteme entegre edilmesi.

Çizelge 5.2'de ITER-FEAT projesinde öngörülen bazı önemli plazma parametreleri görülmektedir [19].

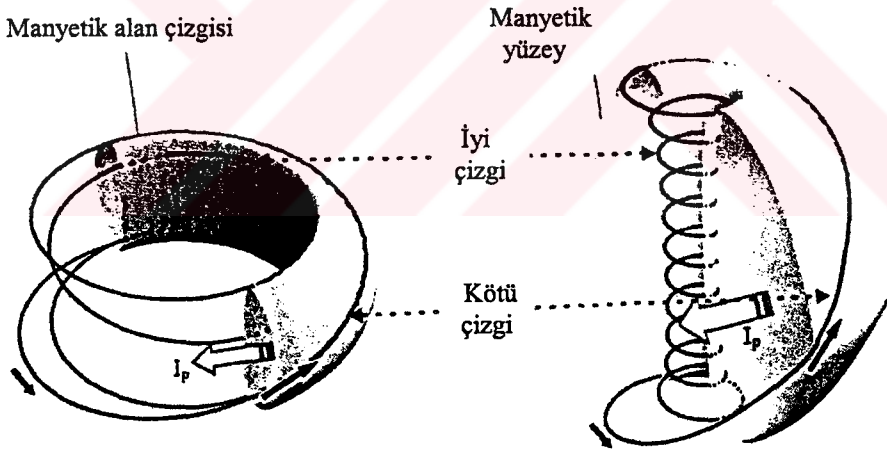
Çizelge 5.2. ITER-FEAT projesindeki bazı önemli plazma parametreleri [19]

Parametreler	Değerleri
Toplam füzyon gücü, $P_f$	500MW
Füzyon gücü/yardımcı ısıtma gücü, $Q$	$\geq 10$
Ortalama nötron duvar yüklenmesi	$0,57\text{MW/m}^2$
Plazmanın indüktif yanma zamanı	$\geq 300\text{s}$
Büyük yarıçap, $R$	6,2m
Küçük yarıçap, $a$	2,0m
Plazma akımı, $I_p$	17,4MA
Toroidal manyetik alan, $B_t$	5,3Tesla
Plazma hacmi, $V_p$	$837\text{m}^3$
Yardımcı ısıtma+akım sürme gücü	75MW

## 6. KÜRESEL (SPHERICAL) TOKAMAK

### 6.1. Giriş

Uygulanan tüm yöntemlere karşın füzyon reaktör tasarımcıları, plazmanın sıcaklığını korumakta zorlanmaktadırlar. Bunun nedeni, manyetik alan çizgilerinin tümüyle aynı olmamasıdır. Bir tokamak içindeki alanda kıvrılan manyetik alan içinde, alanın genel doğrultusunu izleyen "iyi çizgilerin" yanı sıra, bu doğrultudan sapan ve plazma içindeki parçacıklarda kaçığa neden olan "kötü çizgiler" de vardır (Şekil 6.1). Füzyon fizikçileri, bu kaçığı en aza indirmek için yeni tasarımlar geliştirmektedirler [10]. Bu tasarımların aynı zamanda mümkün olduğunca küçük boyutlu (kompakt) ve daha düşük maliyetli olması, uzun süre sıcak şekilde korunabilmesi ve sürekli olarak çalışması istenmektedir [19]. Bunlar arasında giderek popüler olan birisi, halka biçimli reaktör kabının çevrelediği merkezdeki bobini küçültmek; yani bir anlamda simidin ortasındaki deliği daraltmaktır [10].



Şekil 6.1. Tokamaktaki "iyi" ve "kötü" manyetik alan çizgileri [22]

Tokamağın deliği çok küçük bir yapıya küçültülürse ki bu durumda görünüm oranı azalacaktır, bir küresel torus elde edilmiş olur [22]. Buradan anlaşılacağı gibi küçük görünüm oranlı tokamalara "küresel tokamaklar" denir. Bu kavram 1986 yılında Peng ve Strickler tarafından ortaya atılmıştır [23].

Bu yeni tokamak şekillenmelerinde, torun büyük yarıçapı  $R$  küçültülerek, küçük yarıçapı  $a$ 'ye yaklaştırılmaya çalışılmaktadır. Yani görünüm oranı olarak tanımlanan  $A=R/a$ 'nin en küçük değerinin 1'e yaklaşmasıyla plazma kanalı küresel

hale gelmektedir. Halen çalışmakta olan geleneksel tokamaklarda  $A$  oranı 3 ve 4 civarındadır. Örneğin Amerika'nın TFTR ve Japonya'nın JT-60U tokamaklarında  $A=3$ , Avrupa Birliği'nin JET'inde  $A=2,2$  ve Rusya'nın T-10 tokamağında  $A=4$ 'tür [19].

Küresel tokamaklar, geleneksel tokamaklara göre bazı avantajlara sahiptir. Bunlar; kurulmasının kolaylığı, küçük manyetik alan gereksinimi ve gelişmiş plazma kararlılığıdır [23].

Bir füzyon reaktörünün ekonomik uygunluğu, yüksek beta değerlerinde kararlı işleyiş gerektirir. Troyon beta limiti, yüksek beta değerlerinin küçük görünüm oranında sağlanabileceğini vurgular. Bu da küresel tokamağın bir başka çekici yönüdür. Küresel tokamak (spherical tokamak,  $ST$ ), büyük doğal uzamayı ( $\kappa$ ) ve küçük görünüm oranını ( $A$ ) birlikte içerir. Örneğin START (Small Tight Aspect Ratio Tokamak)'taki tipik plazmalar, görünüm oranı olarak  $A=1,3$  ve plazma uzaması  $\kappa$  için 1,5 ile 2 arasındaki değerlere sahiptir [24].

## 6.2. Küresel Tokamağın Tarihçesi

1960'ların başlarında ilk tokamaklar oldukça büyük görünüm oranına sahiptiler. Küçük görünüm oranlı dizaynlar özellikle JET'teki  $A \sim 2,5$  değerinden sonra görülmeye başlandı. JET'teki bu durum 'D' şekilli plazmaların avantajlarını gösterdi. ORNL'de Peng ve arkadaşları daha küçük görünüm oranını savundular ve görünüm oranı 1,7 olan STX (Küresel Tokamak Deneyi) deneyini önerdiler.

Birkaç araştırmacı küçük  $A$ 'nın, artan Troyon beta limiti gibi bazı avantajlarına dikkat ettiler. Ve 1986'da Peng ve Strickler, fiziksel özelliklerin önemli bir incelemesini sundular. STX kurulmadı ve küçük görünüm oranında plazma davranışının ilk deneysel delilleri 1987 yılında iki ayrı grup tarafından sağlandı. Almanya'da, merkez konumlu, akım taşıyan bir çubuk, HSE (Heidelberg Spheromak Deneyi) içine yerleştirildi. Küçük çubuk akımı/plazma akımı oranının  $1/3$  değerinde spheromak kararlılığı daha da geliştirildi ve tokamak plazmasının  $A=1,1$  değerinin varlığı anlaşıldı. Aynı zamanda Avustralya'da Lucas Heights'te Rotamak'a küçük bir toroidal alan eklenmesi ile alternatif bir yaklaşım sağlandı. Bu sonuçlardan esinlenilerek 1991'de İngiltere Umist'te, SPHEX spheromağı, merkezi çubuklu toroidal alan (toroidal field,  $TF$ ) sistemi ile prova edildi. Bu sistemde HSE'dekine göre daha kesin teşhis edilebilen daha büyük akımlı plazmalar elde edildi. Bununla birlikte bu ilk üç alette oluşturulan plazmalar

soğuktu,  $T_{eo} \leq 30\text{eV}$ . ( $T_{eo}$ , merkezdeki elektron sıcaklığı.)

Tokyo'da bulunan Wakeda Üniversitesi'ndeki FBXII aleti, spheromak ve RFP (Reversed Field Pinch) çalışmaları için dizayn edildi fakat süreksiz olmasına rağmen 0,5T değerinde önemli bir toroidal alan özelliği gösterdi. Bu alet etkileyici bir küresel görünüme sahipti ve plazma boyutları Culham'da bulunan START aletindekilere benzemektedir. Atım süresi kısaydı (2ms) ve plazma gelişiminin süreksizliği, tokamak özelliklerinin ölçümünü zorlaştırıyordu.

İngiltere Culham'daki START, çalışmaya 1991 yılında başladı. 2m çap ve 2m yüksekliğinde büyük bir silindirik vakum odasına sahipti. Görünüm oranı 1,25 gibi küçük değerlerde, sıcak ve yüksek akım plazmaları elde edildi. Plazmalar önce büyük yarıçapta oluşturuldu ve sonra gerekli küçük görünüm oranına sıkıştırıldılar. Kompakt merkezi bir selenoid, ek akım oluşturabilir ve boşalmayı 40ms'ye kadar koruyabilir veya alternatif olarak *ST* plazmalarını direk düşük büyük yarıçapta oluşturur. START, ilk deneysel sonuçlarını sıcak ( $T_e \sim 500\text{eV}$ ) küresel tokamak plazmaları üzerinde sağladı.

ABD, Washington, Seattle'deki HIT (Helicity Injected Tokamak) aleti, çok başarılı indüktif olmayan akım yürütülmesini gösterdi. Yaklaşık 6ms süresince 150kA'lık plazmalara ulaşıldı. Bu plazmalar, yüksek loop voltaja (10-30V) sahip olup soğuktular ( $\sim 40\text{eV}$ ). Fakat geliştirilmiş güç kaynakları ile (böylece daha uzun boşalmalar sağlanabilir) tokamak benzeri plazmaların oluşturulmasının umudu vardı.

ABD, Princeton'daki CDX-U, DC sarmal (helicity) enjeksiyonun geçerliliğini test etmek için akım yürütme deneyi olarak oluşturuldu. Sonradan 150mVs'lik bir merkezi selenoid ile yeniden kuruldu. Bu zamana kadar 20mVs'lik güç kaynağı kullanılarak plazma akımları  $\sim 30\text{kA}$  gibi küçük değerlerdeydi. Fakat gelişmiş güç kaynakları kullanılarak plazma akımları 100kA değerine doğru artırılabilir. Plazmaların yaklaşık 10ms süresince görece sıcak ( $\sim 100\text{eV}$ ) olabilecekleri tahmin edildi. CDX-U, düzenli-sabit *TF* sisteminin önemli bir potansiyel avantajına sahipti.

Tokyo Üniversitesi'ndeki TS-3 tokamağı, 1991-93 süresince merkezi selenoid indüksiyonu ile çalıştırıldı. Oldukça kısa süreli (2ms) boşalmalarda 30-50kA'lık akımlar elde edildi. Merkezi selenoid olmadan çok küçük görünüm oranlı ( $A=1,05$ ) bir alet olarak yeniden kurulduğunda, büyük yarıçaplı poloidal

alan bobinleri kullanılarak benzer akımlar indüksiyon yolu ile elde edildi. Fakat selenoidin yokluğunda boşalmalar 0,1ms gibi çok kısa süreliydi. Özet olarak, ilkelerin ispatı deneyleri haricinde üç küresel tokamak vardı: START, HIT ve CDX-U. Bunlar, plazma özelliklerini değerlendirebilmek için yeterli bir sürede sıcak ve küçük görünüm oranlı plazmalar oluşturdular [25]. Bu aletlerden elde edilen veriler Çizelge 6.1'de gösterilmiştir.

Çizelge 6.1. Küresel tokamak deneylerinin anahtar parametreleri [25]

İsim	$R(m)$ (büyük yançap)	$a(m)$ (küçük yançap)	$A=R/a$ (görünüm oranı)	$I_p(kA)$ (plazma akımı)	$\tau(ms)$ (plazma tutulma zamanı)	$B_{T0}(T)$ (merkezdeki toroidal manyetik alan)	$T_{eo}(eV)$ (merkezde- ki elektron sıcaklığı)
HSE+çubuk Almanya, 1987	0,07	0,06	1,1	100	0,06	0,11	~20
ROTAMAK (+TF) Avustralya, 1987	0,07	0,064	1,1	~3	20	0,02	12
SPHEX (+çubuk) İngiltere, 1991	0,23	0,22	1,05	200	0,7	0,045	30
FBX II Japonya, 1990	0,47	0,33	1,4	100	2	0,5	300
START İngiltere, 1991	0,32	0,26	1,25	250	40	0,4	~500
TS-3 (küçük A) Japonya, 1991-3	0,20	0,14	1,5	30-50	2	0,15-0,3	40
TS-3 (çok küçük A) 1993	0,20	0,19	1,05	30-50	0,1	0,15-0,3	20
HIT ABD, 1994	0,3	0,2	1,5	150	6	0,46	~40
CDX-U ABD, 1994	0,32	0,2	1,6	30	10	0,1	~100

Dünyada halen çalışmakta olan küçük ölçekli küresel tokamakların en önemlisi, İngiltere'de Culham Araştırma Merkezi'ndeki START makinesidir. START'ta ulaşılan başarılı deneysel korunma zamanı üzerine, çeşitli ülkelerde, START'tan iki misli büyük ve merkezi çubuklardan milyon amperler düzeyinde akımların geçebileceği, birkaç orta ölçekli tokamak kurulmaya başlandı. Bunlara örnek olarak, İngiltere-Culham'da Mega Amper Küresel Tokamağı (Mega Amper Spherical Tokamak, MAST), Amerika-PPPL'de Ulusal Küresel Tokamak Deneyi (National Spherical Tokamak Experiment, NSTX), Japonya-Tokyo'da TS-4,

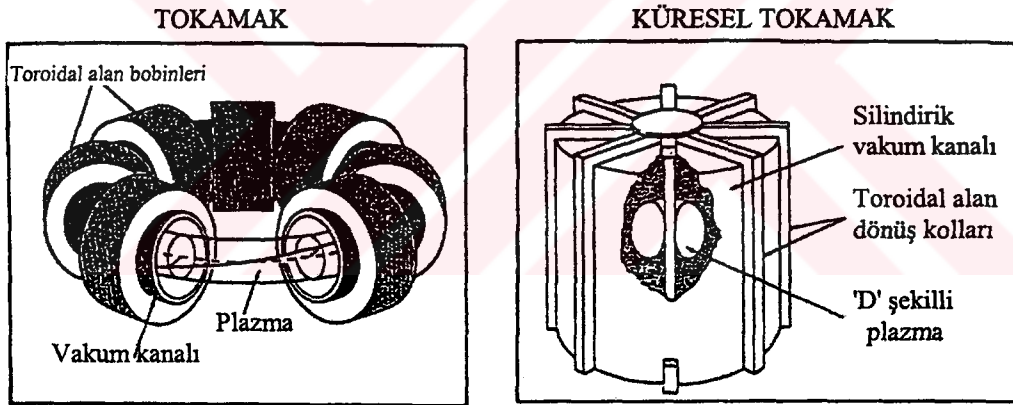
Rusya Federasyonu-Ioffe'de Globus-M ve Brezilya'da ETE gibi orta ölçekli küresel tokamak makineleri gösterilebilir. Türkiye'de ise halen çalışmakta olan küçük ölçekli STPC (Spherical Tokamak with Plazma Centerpost) küresel tokamak makinesi vardır [19].

### 6.3. Küresel Tokamağın Avantajları

Küresel tokamağın avantajları üç kategoriye ayrılabilir: *ST*'nin basitliği, bazı doğru ve açık denge avantajları, artan mod eşleşmesi ve parçacık yakalanmasının etkilerinden doğan daha usta değişimler [25].

#### 6.3.1. Küresel Tokamağın Basitliği

Geleneksel ve küresel tokamakların yapıları Şekil 6.2'de karşılaştırılmıştır. *ST*, geleneksel selenoid ve *TF* kolonu için sınırlı bir merkezi boşluğa sahiptir. Bununla birlikte bu yeterlidir. Çünkü plazma indüktansı çok düşüktür ve toroidal alan gerekliliği azdır [25].



Şekil 6.2. Geleneksel ve küresel tokamakların şematik gösterimi [25]

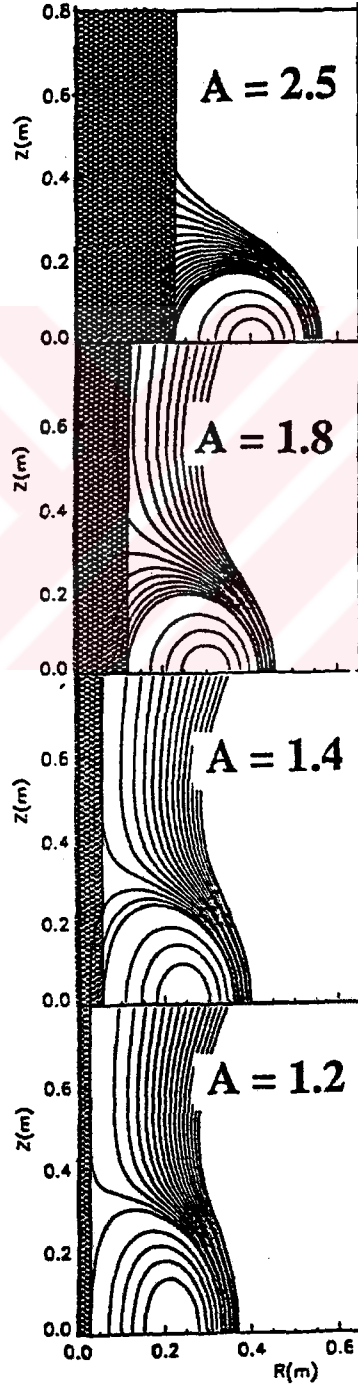
#### 6.3.2. Küresel Tokamakta Denge Özellikleri

Küçük  $A$ 'nın denge özelliklerini göstermek için, görünüm oranları 1,5-2,5 arasında olan birkaç serbest sınır denge örnekleri Şekil 6.3'te gösterilmiştir. Her örnekte dikey alan, yaklaşık olarak düzgündür ve her durumda küçük yarıçap 15 cm ve güvenlik faktörü  $q_0=1$ ,  $q_\psi=8$ 'dir.  $I_p A$ 'nın sabit olması için plazma akımı rasgele artırılmıştır. Anahtar parametreler Çizelge 6.2'de verilmiştir. Burada  $q_{cyl}=5abB_{10}/I_p R'$  dir. ( $b$ , plazmanın büyük yarıçapıdır.)



Çizelge 6.2. Şekil 6.3'te gösterilen model dengelerin parametreleri [25]

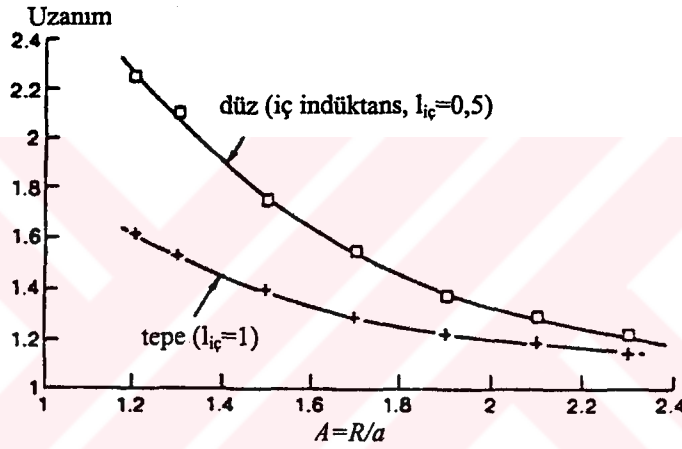
$A$	$I_p$ (kA)	$B_{10}$ (T)	$\kappa=b/a$	$q_\psi$	$q_{cyl}$
2,5	120	1,89	1,1	8,2	5,2
1,8	166	1,22	1,3	8,2	4,0
1,4	214	0,54	1,6	8,2	2,1
1,2	250	0,17	2,0	8,7	0,9



Şekil 6.3. Görünüm oranı 2,5, 1,8, 1,4 ve 1,2'de serbest-sınır denge karşılaştırması [25]

Görünüm oranı 2,5'tan 1,2'ye doğru azalırken birkaç özellik hemen göze çarpmaktadır. Güçlü 'D' şekillenmesi ile birlikte uzanım (elongation) 1,1'den 2'ye doğru doğal bir şekilde artmaktadır. Plazmanın hemen dışındaki akı yüzeyleri farklı özelliğe sahiptirler. Ayrıca herhangi bir  $I_p$  değerinde aynı  $q_\psi$ 'ye ulaşmak için gerekli olan toroidal alan 20 kat azalmaktadır.

Bu özellikler daha ayrıntılı olarak incelenebilir. Düzgün bir manyetik alanda, görünüm oranı azaldıkça plazma uzaması ve üçgenleşme (triangularity) doğal olarak artmaktadır. Akım profiline bağlı olarak bu miktarlar Şekil 6.4'te gösterilmiştir.



Şekil 6.4. Düzgün bir dikey alanda, tepe ( $l_{iç}=1$ ) ve düz ( $l_{iç}=0,5$ ) akım profilleri için uzanımın görünüm oranı ile değişimi [25]

Geleneksel görünüm oranı olan 2,5 değerine sahip basit bir tokamakta, tüm plazma egzozu sınırlayıcı ile çarpışır. Fakat örneklerden de görüleceği gibi,  $A$  azaldıkça egzozun büyük bir kısmı doğal olarak sapıyor. Teoriye göre küçük  $A$ 'da SOL (scrape-off-layer) genişliği artar. Bunun için  $A=1.2$  örneğinde plazma egzozunun %90'lık bir kısmı saptırılmıştır. Böylece merkez kolon üzerindeki yüklenme büyük ölçüde azalmaktadır.

Plazma akımını desteklemek için (gerekli kenar güvenlik faktörünü elde etmek için) gerekli olan toroidal alan, bu örneklerde 20 kat düştüğünden, Troyon beta limiti 20 kat artar (Şekil 6.5).

Troyon formülüne göre her örnekte  $q_\psi$  limiti karşılanana kadar elde edilebilecek maksimum betaya, plazma akımını arttırarak (veya toroidal alanı azaltarak) ulaşılabilir. Sayısal çalışmalara göre, uzak bir duvar  $r_w/a=5$  ve  $q_\sigma=1$  için

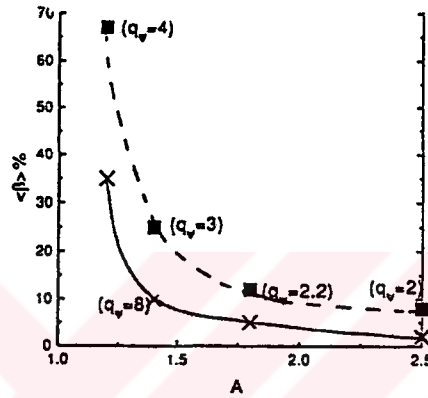
$A=1,2$ 'de  $q_\psi=4$  olmaktadır. Şekil 6.5'teki kesikli eğri, elde edilebilecek maksimum betayı hesaplamak için Şekil 6.3'teki denge ölççlerinin etkisini göstermektedir. Burada;  $\langle\beta\rangle=2\mu_0\langle p\rangle/(\langle B_p^2 + B_T^2\rangle)$  dir.

Yukarıdaki formülde;  $p$ , plazma basıncını

$B_p$ , poloidal manyetik alanı

$B_T$ , toroidal manyetik alanı göstermektedir.

Beta değerindeki 10 katlık bir artış Şekil 6.5'teki kesikli eğride görülmektedir.



Şekil 6.5. Troyon formülünün ( $\langle\beta\rangle\% = 3,5I_p/aB_{T0}$ ), Şekil 6.3'teki örnekler için tahminleri. Sürekli çizgi  $q_\psi=8$  içindir. Kesikli çizgi: gösterilen  $q_\psi$  değerlerinde maksimum  $\beta$  [25]

Özet olarak, bu örneklerdeki tahminler bir ölçüde rasgele yapılmasına rağmen şu açıktır: Geleneksel tokamaklardan küresel tokamalara doğru hareket ettikçe denge özelliklerinde önemli ilerlemeler olabilmektedir [25].

### 6.3.3. Parçacık yakalanması ve mod eşlenmesi

Oldukça küçük görünüm oranlı küresel tokamaklar, muz yörüngelerinde tutulan büyük miktardaki parçacıkları ifade eder. Teorik olarak bu, güçlü "cross-field" iletimine ve dolayısıyla kuşatmada zararlı bir etkiye neden olur. Fakat, artan dirence bağlı olarak ohmik ısıtmanın artması gibi yararlı etkileri de vardır. Bununla birlikte, daha büyük yakalanan parçacık oranına rağmen, muz yörüngeleri, büyük poloidal alana bağlı olarak dardır. Yakalanan parçacık dağılımının  $ST$ 'de önemli ölçüde farklı olacağı beklenmektedir. Fakat bu henüz deneysel olarak bilinmemektedir.

START gibi küçük aletlerde bile elde edilebilen düşük orandaki çarpışmalar, elektriksel direncin neoklasik artmasının ve önemli "bootstrap" akımın ohmik boşalmalarda bile var olduğunu gösterir. SCENE kodu (tüm

neoklasik etkiler ile uyum içinde olan akım profillerini kullanarak Grad-Shafranov denklemini çözer) ile START boşalmalarının modellenmesi göstermiştir ki, neoklasik dengeden hesaplanan "loop" voltajı, direncin Spitzer değerinin uygulamasından oldukça büyüktür. START'tan elde edilen sonuçlarla, küçük görünüm oranında güçlü neoklasik etkilerin olduğu doğrulanmıştır.

Poloidal beta sabit kalmak şartıyla, görünüm oranı azalırca bootstrap akım oranı artar. Troyon limitinde işlem,  $A$  azaldıkça  $\beta_p$  (poloidal beta)'nin azalacağını ifade etmesine rağmen (sabit  $q_{cyl}$  de), Şekil 6.3'teki örneklerden görüldüğü gibi yeterli yüksek  $\beta$  ve dolayısıyla da  $\beta_p$  elde edilebilir. Yani  $ST$ 'de yüksek bootstrap oranları mümkündür. Ayrıca  $ST$ 'nin yüksek toroidselliğine bağlı olarak, diamanyetik akımın büyük bir toroidal bileşeni oluşturulabilir. Hesaplamalar, kendiliğinden oluşan toplam akımın büyük olabileceğini göstermektedir.

Sıkı toroidselliğe bağlı olarak mod eşlenme etkisi, küçük  $A$ 'da önemli olmaktadır. "Sawteeth", 2:1 yırtılma modu, yüzey "kink"leri gibi ortak tokamak kararsızlıklarının, eşlenmeye ve artan makaslanmaya (shear) göre kararlı olacakları veya kararlı modların eşlenmeye bağlı olarak kararlı olacakları açık değildir. 2:1 yırtılma modunun doymuş ada yapısının simülasyonları şunu göstermiştir: Sabit  $q_a$ 'da, görünüm oranı 10'dan 1,5'e doğru azaldıkça ada yapısı 4 kat azalmaktadır. Fakat buna ek olarak, artan sayıda kenar-band adalarını ve 'ergodicity'de bir artışı göstermiştir. Yüksek makaslanmanın ve dolayısıyla daha lokalleşmiş kararsızlıklar üzerindeki rasyonel yüzeylerin birbirine yakınlığının etkisini hesaplamak özellikle zordur.

Özet olarak, küçük görünüm oranında rol alan neoklasik etkilerin zenginliği görülmektedir. Bunlardan bazıları, performanstaki gerçek ilerlemeleri oluşturma ihtimaline sahiptir. Magnetohidrodinamik (*MHD*) davranışındaki önemli değişiklikler, artan mod eşlenmesine ve makaslanmaya bağlı olabilir [25].

#### 6.4. Küçük Görünüm Oranında Akım Yürütülmesi

Küresel tokamağın hem geometrisi hem de plazma parametreleri, akım oluşumu ve desteklenmesi ile ilgili metotlar üzerinde sınırlama etkisi yapar. Küçük deneysel aletlerde geleneksel bir selenoid için yer eksikliği sorununun değişik yollar kullanılarak başarılı bir şekilde üstesinden gelinmiştir. Bu yollar; indüksiyon/sıkıştırma (START ve FBX II), direk indüksiyon (START ve CDX-U) ve heliksel enjeksiyon (CDX-U ve HIT) şeklindedir. HIT'te 150kA değerinde

plazma akımları oluşturulmuştur. Bu teknik, sıcak tokamak plazmalarına başarılı bir şekilde uygulanabilirse, çok önemli bir sonuç olacaktır. Bu yöntemlerin tümünde, akım yürütülmesi önemli ölçüde küçük değerdeki büyük yarıçap ve  $ST$ 'nin yüksek uzamasından kaynaklanan küçük indüktans tarafından desteklenir.

Mega amper seviyesindeki büyük deneyler için yapılan dizaynlar göstermiştir ki, bu teknikler plazmayı oluşturmak ve yaklaşık 1 saniye boyunca desteklemek için geliştirilebilir. Bu da plazma özelliklerini belirlemek için yeterlidir. Mega amper deneyleri için ek akım yürütme metotları, küçük toroidal alan ( $\sim 0,5T$ ) ve yüksek yoğunluk ( $n_e \sim 1 \times 10^{20} m^{-3}$ ) tarafından sınırlanmaktadır. Akım yürütülmesi ve ısıtma için nötr parçacık demetleri en ümit verici metot olarak görülmektedir. Yapılan çalışmalara göre IMA plazma için 5MW *NBI* düzenli işleyen bir alet oluşturabilir. Bu yapıda plazma akımının %55'ini bootstrap akım, %6'sını diamanyetik akım oluşturur. Geriye kalan %39'luk kısmı ise *NBI* tarafından oluşturulur.

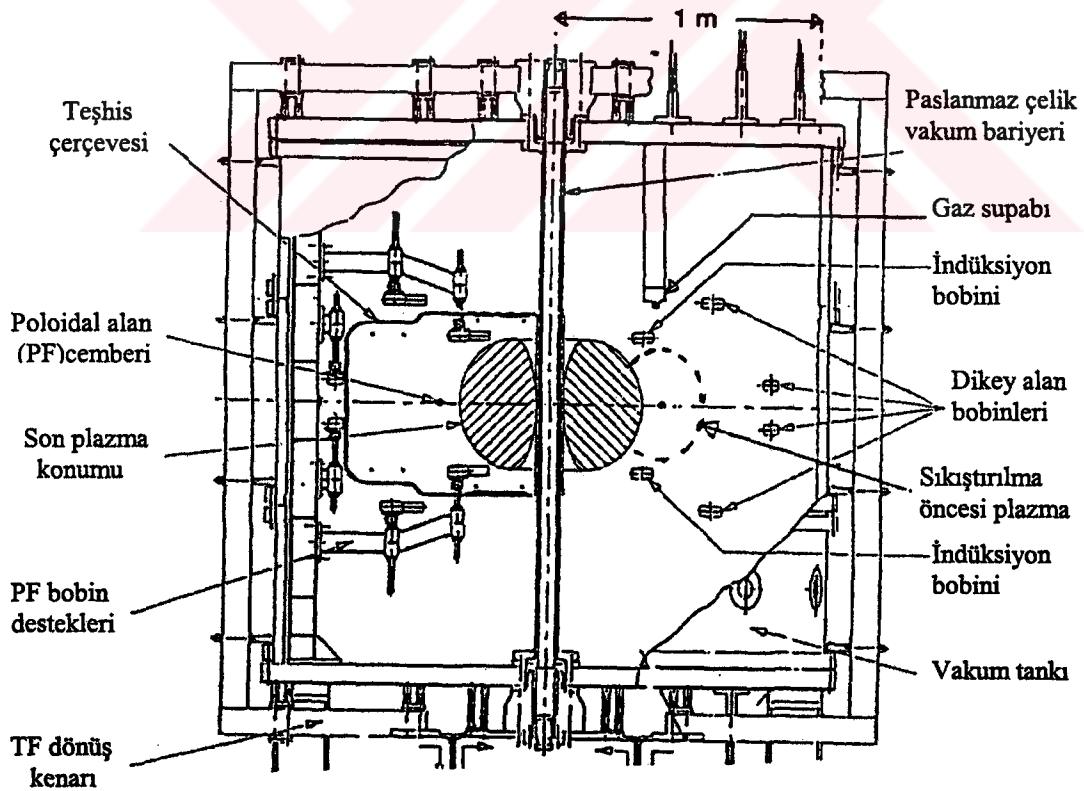
Füzyon güç reaktörü gibi daha büyük aletlerde, indüktif olmayan uzun atımlar veya düzenli durum işleyişi tercih edilir. Bunun için kendiliğinden oluşan plazma akımları çok önemlidir. Küresel tokamak reaktörleri büyük plazma akımına ihtiyaç duyarlar. Fakat geleneksel görünüm oranına sahip aletlerde olduğu gibi büyük bir bootstrap akımına ihtiyaç yoktur. Çünkü, diamanyetik akımdan önemli bir katkı gelmektedir. Bununla birlikte, küçük  $A$ 'da yüksek bootstrap oranları elde etmek mümkündür. Neoklasik hesaplamaların bir sonucu olarak, ileri tokamak dizaynlarında gerekli olan çok yüksek  $\beta_P$  değerlerine küresel tokamaklarda ihtiyaç yoktur.

Malzeme test yapısı ve füzyon güç reaktörü daha yüksek toroidal alanlar (sırasıyla 2,3T ve 1,4T) gerektirmektedir. Ayrıca daha yüksek sıcaklıklar için radyo frekans akım yürütülmesinin kolaylığı üzerinde ilerlemeler sağlanmaktadır [25].

## 7. KÜRESEL TOKAMAK UYGULAMALARI

### 7.1. START (Small Tight Aspect Ratio Tokamak)

START deneyi, Culham Laboratuvarı'nda 1991 Ocak ayında işleme başlamıştır. O yıllarda  $A \sim 1,3$  gibi küçük görünüm oranıyla sıcak plazma oluşturabilen tek tokamaktır. Aynı zamanda küçük görünüm oranında toroidsellik ve yakalanma gibi fiziksel işlemlere önemli bakış açıları sağlamıştır [26]. START aleti şematik olarak Şekil 7.1'de gösterilmiştir. Plazma, indüksiyon bobinleri ile görece yüksek büyük yarıçap  $R \sim 0,4m$ 'de oluşturulmuş ve sonra da küçük görünüm oranına doğru sıkıştırılmıştır. Büyük yarıçaptaki bu sıkışmadan dolayı plazma akımı maksimum değerine (o zamanki değerine göre 220kA) ulaşmıştır. Merkezi toroidal alan çubuğu etrafına sarılan küçük bir selenoid ( $\sim 10mVs$ ) kuşatma çalışmalarına yardımcı olması açısından akımı korumak için kullanılmıştır. Sonunda plazma akımı azalır, plazma git gide daha küçük olur ve görünüm oranı artar. Bununla birlikte, plazma sıcak ve yoğun kalmıştır [26].



Şekil 7.1. START aletinin şematik gösterimi [26]

**Denge Özellikleri:** START'ta yoğunluk ve sıcaklık profilleri Thomson yayılma teşhisi ile ölçülmüştür. Elde edilen veriler, serbest sınır denge kodu olan "TOPEOL" ve sabit sınır neoklasik kodu olan "SCENE"de kullanıldı. Plazma yapısı ve şekli, plazmanın CCD (Charged-Coupled Device) görüntülerinden ölçüldü. SCENE, direnç ve bootstrap akım için tüm neoklasik açıklamaları kullanarak düzenli, kendisiyle uyumlu bir denge buldu. Bu çalışmadan çıkan bir sonuç, akımın yükselmesine ve dolayısıyla  $q_0 \sim 1$ 'e ulaşmak için neoklasik etkilerin gerekli olduğudur [26].

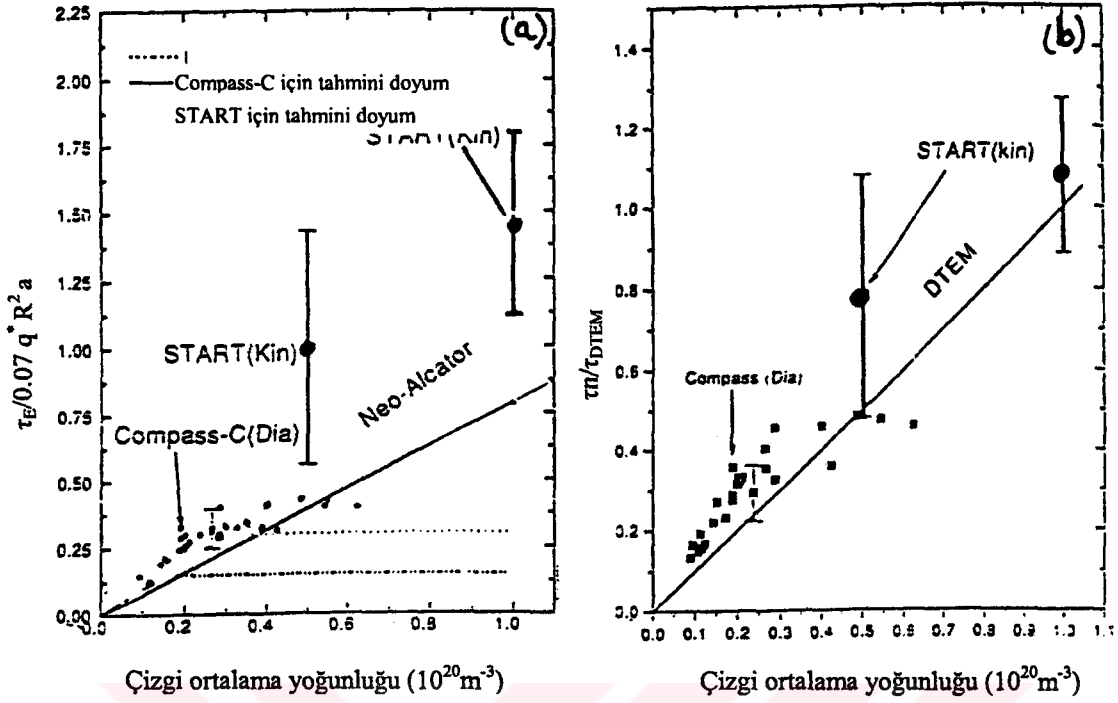
**Enerji Tutulması:** Geleneksel tokamaklarda,  $L$ -modu ve ohmik ölçeklendirme kanunları arasında çok fark yoktur. START parametreleri için ise  $\tau_E$ 'nin tahmin edilen değerleri arasında önemli farklar vardır. START'ta ilk enerji tutulma hesaplamaları 1992'de yapıldı.  $T_e$  profili, tarayıcı Si(Li) detektörü ile ölçüldü ve  $T_{e0} \sim 320$ eV olarak bulundu. Nötr parçacık analizi de  $T_{i0} \sim 140$ eV olduğunu gösterdi. Elektron yoğunluğu 337mm interferometre ile ölçüldü. Sulanma (dilution) faktörü 0,7 ve etkin kütle  $Z_{eff} \sim 2$  olarak farz edilip iyon yoğunluğu elektron yoğunluğundan faydalanılarak bulunmuştur. Üzerinde çalışılan boşalmalar için Çizelge 7.1 durum (a)'da listelenen parametreler  $\tau_E = 1,8 \pm 0,7$  ms olduğunu göstermektedir. Yüksek yoğunluklu atımlar için ( $\bar{n}_e \sim 1 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ , 2,2ms'de),  $\tau_E = 2,8 \pm 0,5$  ms olduğu görülmüştür. Bu tahminler, bazı ölçeklendirme kanunlarının tahminleri ile Çizelge 7.1'de karşılaştırılmıştır. Ölçülen kuşatma zamanı neo-Alcator ölçeğini geçmektedir ve genellikle tokamaklarda görülen yüksek yoğunluktaki doyumun (saturation) bir işaretini göstermemiştir [26].

Çizelge 7.1. START kuşatma çalışmaları için plazma parametreleri ve bunların ölçeklendirme kanunlarının tahminleri ile karşılaştırılması [26]

Durum	(a)	(b)
$n_{e20}$	0,5	1,0
$\langle n_e \rangle_{20}$	0,375	0,72
$T_{eo}$ (eV)	320	200
$T_{io}$ (eV)	140	110
$I_p$ (kA)	110	100
$B_{io}$ (T)	0,48	0,5
$R$ (m)	0,2	0,2
$a$ (m)	0,15	0,15
$\kappa$	1,4	1,5
$q_{cyl}$	4,0	4,56
loop volt (V)	2,0	1,5
$\tau_E$ (ms): deney	1,8 ± 0,7	2,8 ± 0,5
neo-Alcator	0,63	1,38
Merezkin- Mukhovatov	0,73	1,84
Goldston L	1,0	1,11
Rebut-Lallia	1,25	2,84
Lackner-Gottardi	1,65	3,17
<i>DTEM</i>	1,15	2,59

COMPASS ve START'ın deneysel verilerinin neo-Alcator ölçeğine göre karşılaştırılmaları Şekil 7.2'de gösterilmiştir.  $R=0,56m$  ve  $a=0,21m$  olan orta boyutlu COMPASS tokamağında,  $\tau_E$  hem neo-Alcator tahminini hem de ITER doyumunu yaklaşık %30'luk bir oranla geçmiştir. Fakat START'ta  $\tau_E$ , neo-Alcator tahminini 2 kat geçmektedir ve ITER doyumundan da daha büyük oranlardadır. Bu sonuçlar START'ta  $n_e \sim 1 \times 10^{20} m^{-3}$  te bile hala lineer ohmik kuşatma bölgesinin (*LOC*) bulunduğunu gösterir. Eğer START, *LOC* fazındaysa, dağıtıcı yakalanmış elektron modeli (*DTEM*) daha iyi bir gösterim olabilir. Bunun nedeni, neoklasik etkilere bağlı olarak ohmik ısıtmanın artması şeklinde açıklanabilir ki bu da START'ta ek ısıtmanın önemli bir çeşididir. Ayrıca START'ta gözlenen yüksek yoğunluklar, yüksek beta değerlerini gösterir [26].





Şekil 7.2. COMPASS ve START enerji kuşatma verilerinin karşılaştırılması, (a) neo-Alcator ölçeği ile, (b) DTEM ölçeği ile [26]

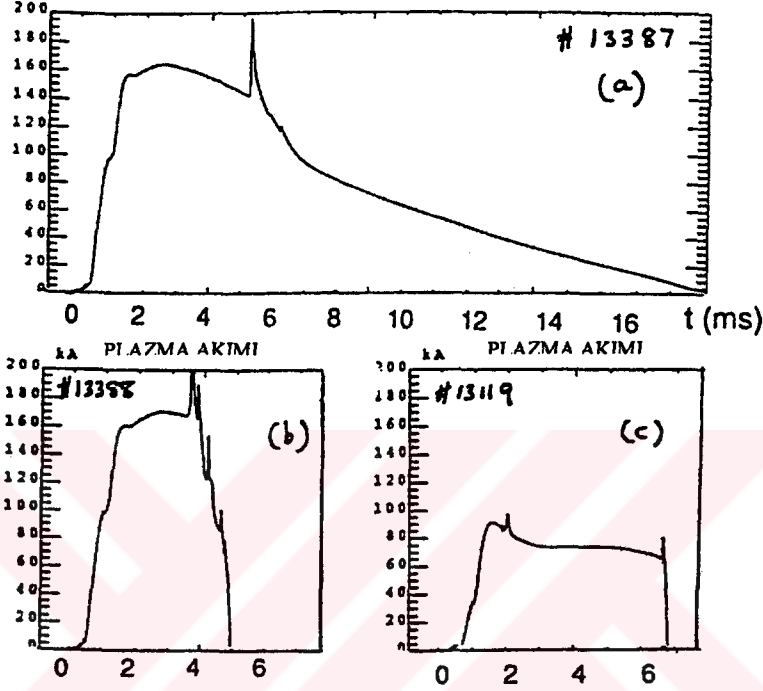
**Magnetohidrodinamik (MHD) Özellikleri:** Önemli bir gözlem, küçük  $A$  fazında iken START boşalmalarının, geleneksel tokamakların özelliği olan büyük bozulmaları (plazma akımının ani yok oluşu) göstermemesiydi. Sadece boşalmanın sonunda, plazma kolonu, görünüm oranı  $>2$  olan küçük plazmaya doğru sıkıştığı zaman bu çeşit bozulmalar normal olarak olmaktadır. Plazmayı merkez kolona yürütmek için dikey alanı artırmak suretiyle, akımın sonlanması daha önceden oluşabilmesine rağmen, akım sönümü sadece plazmanın yarıçapı küçülüp  $A=1,8$  olduktan sonra olmaktadır. Bununla birlikte ortak bir özellik, iç yeniden bağlanmalar (internal reconnections) dir.

START'ta ne radyal ne de dikey pozisyonun geri dönüşüm kontrolü kullanılmamıştır. Dikey alan bobin dalga formları; voltaj, devre indüktansı vb. seçimi ile önceden ayarlanmıştır. Dolayısıyla plazma pozisyonu, Eşitlik 7.1'de verilen Shafranov kuvvet-denge ilişkisi ile belirlenmektedir:

$$\mu_0 I_p [\ln(8R/a) - 1.5 + l_i/2 + \beta_P] / (4\pi R) \quad (7.1)$$

Burada;  $I_p$ , plazma akımını  
 $R$ , büyük yarıçapı  
 $a$ , küçük yarıçapı  
 $l_i$ , iç indüktansı  
 $\beta_P$ , poloidal betayı göstermektedir.

Böylece, herhangi bir plazma akımı  $I_p$  için dikey alandaki bir artış, daha küçük güvenlik faktörlü sıkıştırılmış daha küçük plazmalar oluşturur. Bu durum, boşalmanın kararlılığı üzerinde önemli bir etki yapabilir. Şekil 7.3'teki örnekler, uygulanan dikey alanın artırılmasının sonuçlarını göstermektedir.



Şekil 7.3. Plazma akımı dalga formları: (a) hafif artırılan dikey alan ( $B_V$ ), (b) orta derecede artırılan  $B_V$ , (c) büyük miktarda artırılan  $B_V$  [26]

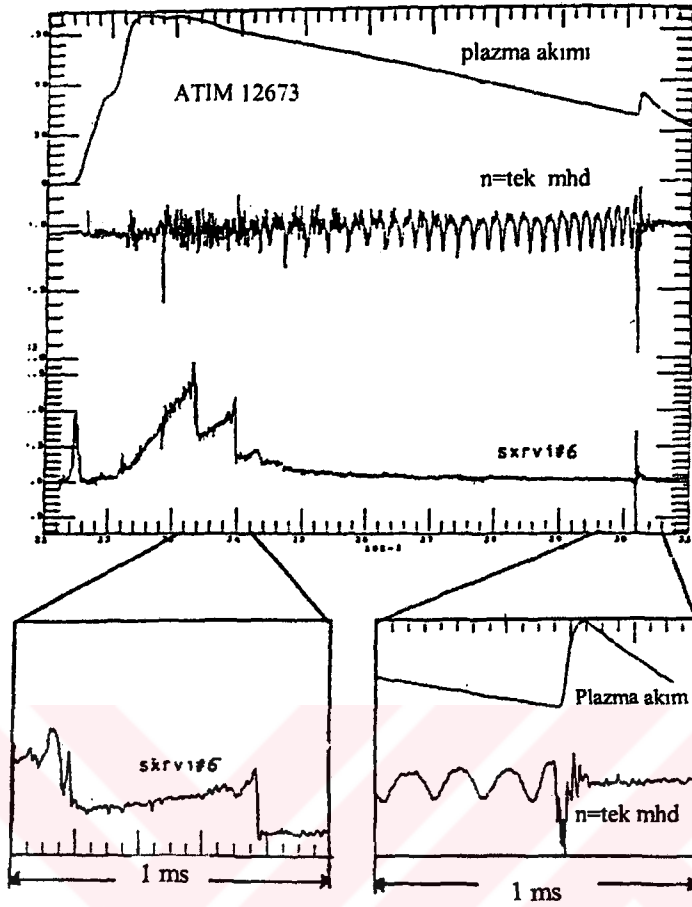
Şekil 7.3(a),  $t=5,2\text{ms}$ 'de iç yeniden bağlanmanın olduğu bir boşalmayı göstermektedir. Bunun sonucu olarak boşalmada bir azalma yani yeniden bağlanmanın hemen akabinde daha hızlı akım sönmesi gözlenmektedir. Şekil 7.3 (b) de gösterilen boşalma aynı şartlar altında oluşturulmuş olup bu durumda dikey alan %10 artırılmıştır. Bu boşalmada seri bir şekilde yeniden bağlanmalar oluşmuştur. Plazma enerjisi ve akım kaybedildikçe dikey alan artarak baskın hale gelir ve plazmayı merkez kolona doğru yürütür. CCD görüntüleri, büyük bir bozulmada boşalma sonlanmadan küçülen plazma yapısını (dolayısıyla artan görünüm oranı  $\geq 2$ ) gösterir. Şekil 7.3(c) de gösterilen örnekte, plazma akımı daha düşüktür. Buna ek olarak dikey alan artırılmıştır ve  $B_V/I_p$  oranı Şekil 7.3(a) da uygulanandan 2,5 kat daha fazladır. Tekrar büyük bozulma olduğunda plazma küçülen yapıya ve artan görünüm oranına sahiptir. Bu üç örnekte, bozulmanın öncesindeki plazma akım platosu, sürekli olan büyük radyal sıkıştırma ile

oluşmuştur [26].

**İç Yeniden Bağlanma Olayları (Internal Reconnection Events, IRE):** Bunlar genellikle her boşalmada bir kez olmaktadır. Fakat bazen olmayabilecekleri gibi birkaç kez de olabilirler. En açık özelliği toplam akımdaki artıştır. Bu artış küçük görünüm oranlı plazmalarda %30-40 kadar olabilmektedir. Aynı zamanda plazma uzamasında önemli bir artış görülmektedir. Bu özellikler, yeniden bağlanma süresince hızlı bir akım düzlenmesinin olduğunu gösterir.

Yeniden bağlanma için herhangi bir ön işaretin (pre-cursor) varlığını belirlemek zordur. Çünkü olay, plazma merkezinin yakınında başlamaktadır. Bununla birlikte Şekil 7.4'te gösterilen yüksek akım boşalması, yeniden bağlanmaya bazı ön işaretler göstermektedir. Yeniden bağlanmadaki ön işaretlerin gelişme zamanı ve büyüklüğü, sawtooth olayındakilerle karşılaştırılabilecek durumdadır. Yeniden bağlanmanın öncesinde Şekil 7.4'te *MHD* sinyallerinde görülen düzenli küçük frekans osilasyonu, büyük bir  $m=2$  ( $m$ , mod numarası) adası tarafından oluşturulmuş olabilir. Osilasyon, 1ms ayrıntılı büyütmede görüldüğü gibi çok hızlı gelişen ön işaretçi tarafından sonlanmaktadır.

START'taki *MHD* davranışlarını ve büyük bozukluktaki bağışıklığı etkileyebilecek birkaç faktör vardır. İlk olarak START boşalmalarının çoğu yüksek kenar güvenlik faktörüne ( $q_{cyl}$ ) sahiptir. Buna ek olarak bu 'D' şekilli ve uzamış plazmalarda doğru güvenlik faktörü  $q_{\psi}$ , bu silindirik değeri önemli ölçüde geçmektedir. Dolayısıyla genellikle büyük bozulmanın başlamasıyla ilgili olan *MHD* aktivitesi, yüksek  $q$  veya yüksek makaslanma (shear) ile azaltılabilir veya dengelenebilir. Ön iyonlaşmadaki ilerlemeler,  $q_{cyl}=1,5$  ( $q_{\psi}=5$ ) gibi düşük  $q$  değerlerinde çalışmaya olanak sağlamıştır. Bu değerler, yeniden bağlanmalara daha eğilimli olmalarına rağmen, bunun küçük  $q$  değerine mi yoksa yüksek betaya mı bağlı olduğu henüz açık değildir [26].



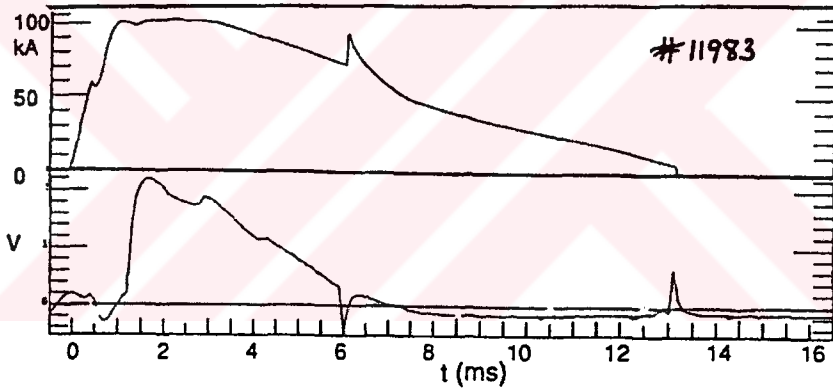
Şekil 7.4. Bir yüksek akım boşalmasında, 'sawtooth' çarpışması ve yeniden bağlanma durumunda sinyallerin karşılaştırılması [26]

Mod aktivitesi, küçük görünüm oranında beklenen önemli toroidal etkiler tarafından da dengelenebilir.  $q=3,4$  gibi modlarda mod eşlenmesi çok güçlüdür.

Küçük ve geleneksel görünüm oranında bozulmalar arasında önemli bir fark bulunmuştur. Geleneksel görünüm oranında, büyük bozulma süresince hızlı akım düzlenmesi (ve poloidal betada herhangi bir azalma) büyük yarıçapta bir azalmaya neden olur. Bununla birlikte küçük görünüm oranında, dış indüktans küçüktür; özellikle yeniden bağlanmayı izleyen uzama artarsa. Bu durum, yeniden bağlanmayı izleyen plazma akımında büyük bir artışa neden olur. Yeniden bağlanma,  $\beta_P$  ve  $I_{iç}$ 'teki azalmaların zararını karşılar ve büyük yarıçapı artırma eğiliminde olur. Dolayısıyla bu çeşit bir olay, küçük görünüm oranlı START plazmasında duvar etkileşmesini azaltıcı yönde etki edebilir. Bu durum, iç yeniden bağlanmadan sonra genellikle olan tam düzelmeyi açıklayabilir. Şekil 7.4'teki boşalma, küçük ve geleneksel görünüm oranındaki olayları

göstermektedir. Görünüm oranı yaklaşık 1,5 olduğunda  $t \sim 6$ ms'de tam düzelmenin olduğu yeniden bağlanma vardır. Küçük, çembersel plazmanın görünüm oranı yaklaşık 6 olduğu zaman boşalma, daha geleneksel bir büyük bozulma ile sonlanmaktadır.

Bu açıklamayı destekleyen delil, merkezi selenoidin etrafına sarılan bir "loop" üzerinde görülen voltaj çıkıntıları ile sağlanır. Şekil 7.5'te görüldüğü gibi yeniden bağlanmada bu sinyal negatif bir çıkıntıya sahiptir. Bu da plazma kolonunun genişlediğini gösterir. Yeniden bağlanmadan sonra herhangi bir pozitif çıkıntının olmaması önemli olabilir ve plazma direncinde küçük bir artışı ifade eder. Sonlanan bozulmada, çok hızlı negatif çıkıntı, paslanmaz çelik vakum bariyeri tarafından korunmuştur. Son pozitif çıkıntı, bozulmayı izleyen plazma direncindeki büyük artıştan kaynaklanır [26].



Şekil 7.5. Plazma akımı dalga formu (üst) ve merkez kolon üzerindeki akı halkasından gelen sinyal [26]

Yeterli plazma ısıtması sağlanabildiği ve küçük  $A'$ 'da Troyon ifadesi geçerli olduğu takdirde, yüksek  $\beta_i$  değerlerinin elde edilebileceği anlaşıldı. Bunun için 1994 yılında nötr demet enjeksiyonu ile yapılacak ek ısıtmanın etkilerini test ederek programın geliştirilmesine karar verildi. Bu amaçla, 40keV'lik nötr demet enjektörü ORNL'den ödünç alındı. Bu programı desteklemek için START plazma teşhis teknikleri; 30-noktalı Thomson yayılma sistemi, saniyede 40000 çerçeve çekim yapabilen yüksek hız video kameraları, üç yeni hafif X-ışın kamerası, 20 kanallı spektroskopik iyon sıcaklık teşhisi ve 50keV'lik enerjileri gözleyebilen 16 kanallı nötr parçacık analiz edicinin eklenmesiyle daha da geliştirildi [24].

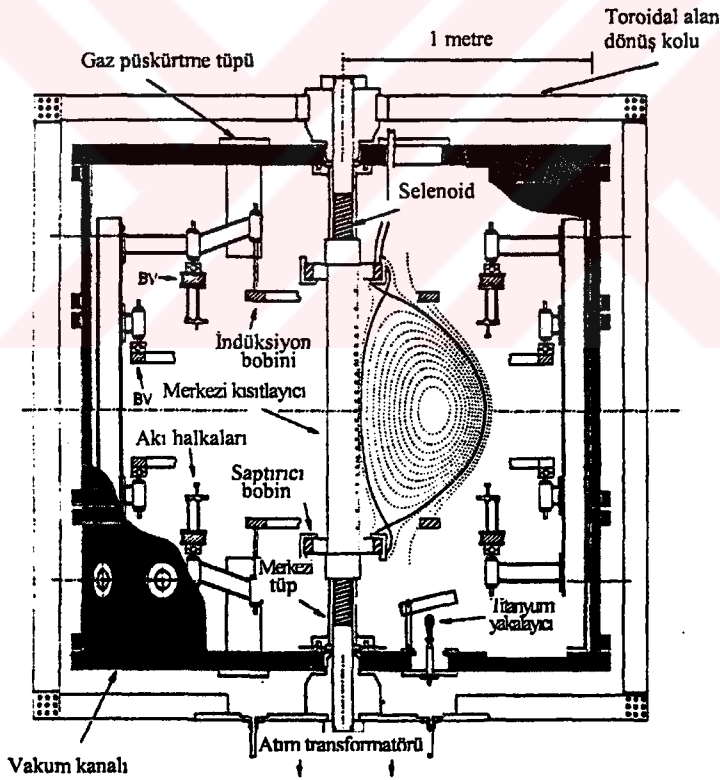
*ORNL* parçacık demetinin işleyişi Culham'da 1995'in sonlarına doğru başladı. Bu tarihten itibaren demet ve plazma parametreleri sürekli olarak geliştirildi ve şu özelliklere ulaşıldı:  $R=0,34\text{m}$ ,  $a=0,27\text{m}$ , plazma akımı=250kA, plazma süresi~40ms. İşlem bölgesi, en az geleneksel tokamaklarda olduğu kadar büyük hale getirildi. Enerji tutulma zamanı, geleneksel aletlerin yüksek kuşatma modları (*H-mod*) kadar iyiydi. Önemli bir deneysel özellik, plazmanın kendini düzelttiği iç rahatlama olayının (internal relaxation event) geleneksel tokamaklarda görülen büyük bozulmaların yerini doldurmasıydı [24].

Sınırlayıcı değer  $\beta_N=3,5$  için Troyon beta limiti  $\beta_{max}=\beta_N I/aB$  şeklindedir. Her alet için ulaşılabilecek maksimum beta, alan çizgi kenarındaki kararlılık limiti ( $q_s=2$ ) ile belirlenir. 1997 yılına kadar dünyanın en yüksek tokamak beta değerine DIII-D tokamağı sahipti. DIII-D'nin 80108 nolu atımında  $I/aB=2,81$ 'de ortalama beta değeri %12,6 idi. DIII-D'den daha yüksek görünüm oranlı tokamaklarda (DIII-D, yüksek beta deneylerinde  $A\sim 2,9$  değerine sahipti)  $q_s\sim 2$  limiti daha küçük  $I/aB$  değerlerinde olduğu için daha da sınırlanmış oluyorlardı. Bunun tersine küresel tokamaklar,  $q_s$  limiti ile karşılaşmadan önce  $I/aB$ 'nin daha yüksek değerlerinde çalışabilmekteydi.  $P_{NB}$  (nötr demet gücü)  $\sim P_{OH}$  (ohmik güç) güç değerinde START'ta elde edilen en yüksek toplam beta değeri  $\beta_r\sim\%11,8$ 'di. Bu durumda  $\beta_N=2,6$  ve  $\beta_0=\%42$  idi. Daha yüksek boşalmalarda merkezi beta değeri %50 değerine ulaştı. Yüksek beta değerlerine ulaşmak için toroidal alan önemli ölçüde azaltılmıştır. *NBI* gücündeki her artış, daha yüksek  $\beta$  değeri elde etme şeklinde sonuçlanmıştır [24].

START'a 1995 ekiminde X-nokta (saptırıcı) bobinleri yerleştirildi. Bunlar vasıtasıyla "double-null" saptırıcı (*DND*) plazmaları oluşturuldu. Saptırıcı bobinler, *IRE*'nin gelişimini iki farklı yoldan etkileyebilir. Birincisi; bu bobinlerin varlığı, plazma uzaması arttıkça ciddi etkileşmeye neden olabilir. Zaten plazma uzaması START'ta *IRE*'nin önemli bir özelliğiydi. Buna ek olarak, X-nokta bobinleri bu çalışmada sadece küçük akımlarda işletildi. Dolayısıyla X-nokta bobine yakındı. Sınırlanmış plazmalar üzerinde yapılan simülasyonlarda, *IRE*'ye eşlik eden plazma uzamasının, küçük-*m* kararsızlıklarını kararlı yapabilecek  $q_{95}$  değerini arttırma yönünde etki ettiği bulunmuştur. Sadece küçük görünüm oranına ait bu özelliğin, küçük *A*'da büyük bozulmaya neden olan *IRE*'yi önlemede önemli bir rol oynayacağına inanıldı. *DND* plazmalarında da *IRE*'nin anahtar özelliklerini

araştırmak için denge kod çalışmaları yapılmıştır. Bu çalışmalar neticesinde ortaya şöyle bir tablo çıkmıştır: Gerçek bir *IRE*'de, küçük görünüm oranlı sınırlayıcı (limiter) plazmada toplam plazma akımı artar (%10-30) ve bunun  $q_{95}$  üzerindeki net etkisi genellikle küçük bir artıştır. Bununla birlikte, bir *DND* plazmasında *IRE*'ye bağlı olarak  $q_{95}$ 'te önemli bir azalma olacağı ortaya çıkmıştır.

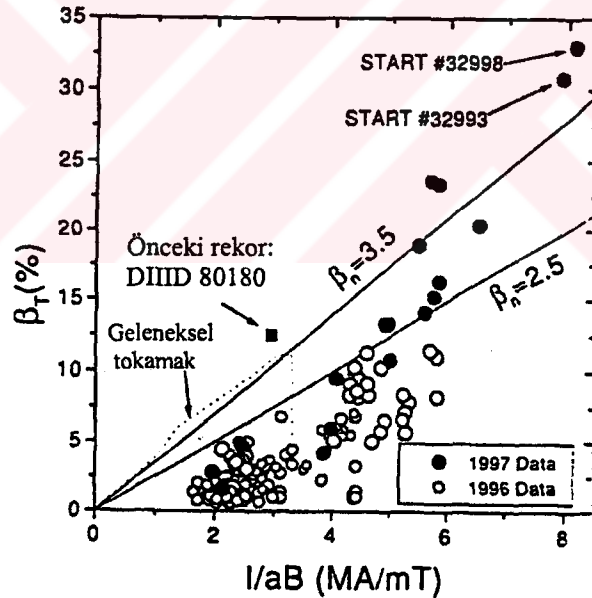
Yapılan bu çalışmalar neticesinde START'ta ölçülen beta değerleri, DIII-D'deki dünyanın en yüksek beta değeri ile karşılaştırılabilecek duruma gelmişti. Fakat START'ın işleyişi henüz optimum seviyede değildi ve ek ısıtma gücü yüksek olmasına rağmen  $P_{OH}$  değeri civarındaydı. Demet gücünde ve boşalmada yapılacak iyileştirmelerle, START'ta oluşacak gelişimlerin daha iyi sonuçlar vereceği tahmin edildi. START'ın Ekim 1996'daki yapısı Şekil 7.6'da gösterilmiştir [24].



Şekil 7.6. START deneyinin planı, Ekim 1996 [24]

Yukarıda bahsedilen yenilikleri uygulamak amacıyla Kasım 1996'da START'ın çalışmasına ara verildi. Bu zamana kadar START'tan elde edilen sonuçlar, diğer tokamakların yüksek beta değerleri ile birlikte Şekil 7.6'da gösterilmiştir. Yapılan yenilikler arasında şunlar vardı: X-nokta bobinleri birbirlerine 5'er cm yaklaştırıldı. Bu işlem, *SOL* bölgesi ile indüksiyon bobin

kutusu arasındaki mesafeyi arttırmak için yapıldı. Çünkü plazmanın bu bobinlerle temasının yüksek-Z kirlenmesine neden olduğu sanılmaktaydı. Buna ek olarak, START selenoidinde ve dik alan güç kaynağında yapılan gelişmeler, nötr demet enjeksiyonunun emilmesi için plazma parametrelerinin (akım, yoğunluk, şekillenme vb.) daha iyi konuma gelmelerini sağladı. Akılardaki kirliliği (özellikle oksijeninkini) azaltmak için borlaştırma kullanıldı. Atımlar arasında helyum ısı-boşalma temizliği ve titanyum gaz giderici yöntemleri kullanılarak duvar yeniden uygun duruma getirildi. Bu yeniliklerin bir sonucu olarak, Şekil 7.7'de içi dolu çemberlerden de görülebileceği gibi performansta önemli bir artış elde edildi.  $B_t > \%30$  değerine ulaşılmıştı. Yüksek  $\beta$  elde etmek için, merkezi çubuk akımı  $I_{\text{çubuk}}$ , atım süresince azaltılmıştır. Bu boşalmada sıcak bir tokamakta ilk defa plazma akımının çubuk akımına oranı 1'i geçmiştir. Ulaşılan  $I_p/I_{\text{çubuk}}=1,2$  değeri, kendi içinde önemli bir sonucu gösterir: *ST* güç reaktörleri ve malzeme test yapı dizaynları  $I_p \geq I_{\text{çubuk}}$  özelliğinden faydalanabilirler [23].



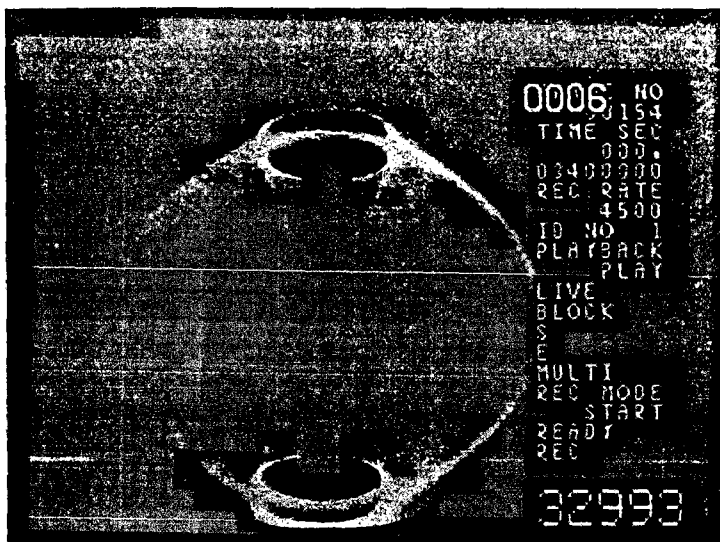
Şekil 7.7. START'ın  $\beta$  şeması. *NBI* ek ısıtma yöntemi kullanılarak elde edilen START sonuçlarının geleneksel tokamak işleyiş sınırları ile karşılaştırılması [23]

TOPEOL ve EFIT kodlarını kullanarak dengenin yeniden oluşumu, nötr demet plazmayı ısıttıkça zamanla plazma enerjisinde bir artışı göstermiştir. Bahsedilen yeniliklerin yanı sıra START'ta boşalmanın optimizasyonu özellikle önemlidir. Çünkü, basit ve düşük teknoloji kullanımından dolayı, merkezi selenoidten elde edilen volt-saniyeler çok sınırlanmıştır ( $\leq 70$  mVs). İyileştirme,



uygulanan "loop" voltajını ayarlayarak ve gaz atım kapakçıklarını kontrol ederek sağlandı. İyi demet emilmesini sağlamak için, boşalmada mümkün olduğunca erken bir şekilde plazma akımını en azından 200kA'e çıkarmak ve yüksek yoğunluğa ulaşmak önemlidir. 1997 baharında ulaşılan en yüksek  $\beta_i$  değerleri, indüksiyon-sıkıştırma fazını izleyen yüksek akım artırımını (high-current ramp rate) kullanılarak elde edilmiştir. Bu süre boyunca yoğunluk, gaz atım kapakçıkları vasıtasıyla arttırılmıştır. En yüksek  $\beta$  boşalmalarının belki de anahtar özelliği, titanyum gaz gidericinin ve helyumda kor boşalma temizliğinin kullanılmasıydı. Ayrıca yüksek yoğunluklara ulaşmak için sürekli maksimum gaz atımı gerekliydi [23].

START'ta toroidal alan düşüktü: Tipik maksimum merkezi-çubuk akımı 500kA idi ve bu 0,3T'lik bir vakum alanı oluşturuyordu. START'ta deneysel olarak indüksiyon-sıkıştırma işlemiyle oluşturulan elektron sıcaklığı ve akımın toroidal alan ile yaklaşık olarak lineer olduğu bulundu. Böylece volt-saniyeleri korumak için yüksek  $\beta$  boşalmaları başlangıçta maksimum toroidal alan kullanırlar ve boşalma süresince bunu aşağıya indirirler. Boşalma geliştikçe ve demet plazmayı ısıttıkça biriken enerji artar. Çünkü plazma akımı yaklaşık olarak sabitken toroidal alan azalır,  $q_{95}$  düşer ve  $\beta_i$  hızlı bir şekilde artar.  $B_r \sim 30\%$  olduğu START boşalması, Şekil 7.8'de gösterilmiştir [23].



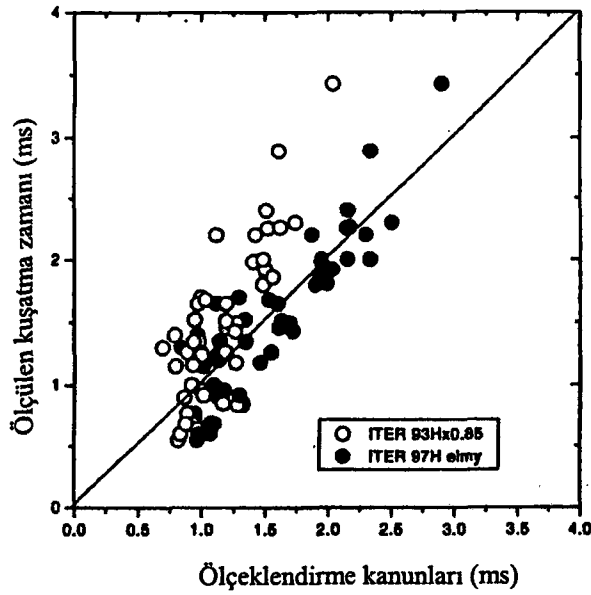
Şekil 7.8. 32993 numaralı START boşalmasının 36.ms'de  $\beta_i \sim 30\%$  olduğu andaki yüksek-hız videosundaki görüntüsü. Yüksek- $\beta$  boşalmalarının tipik özelliği olan oldukça keskin küresel sınırlar dikkat çekicidir [23]

Uzamada bir artışın olacağına inanılmıştır çünkü *IRE* ile ilgili bir kuşatma kaybı, akım profilinde bir düzleşme oluşturur. Denge hesaplamaları göstermiştir ki bu durum uzamada doğal büyük bir artış oluşturur ve  $q_{95}$ 'i artırır. X-nokta bobinlerinin birbirine yakınlaştırılmaları, küçük  $q$ 'da hızlı akım sönümlerinin daha yaygın olmasına neden olmuştur [23].

Daha ileri safhadaki çalışmalarda START'ta *NBI* işleminde güç sürekli arttırıldı. Döteryum plazmasına *NBI* yoluyla yaklaşık 1MW'a kadar hidrojen enjekte edildi. Ayrıca poloidal ve toroidal alan kapasitör banka sistemleri yenilendi ve vakum şartları daha da geliştirildi. Bunların neticesinde rekor beta değeri olan  $\beta_r$ -%32 değerine ulaşıldı. Yüksek  $\beta$  bölgesinde plazma pozisyonunun kontrolünü korumak için dikey alanı destekleyen kapasitör bankaları geliştirildi. Buna ek olarak, yaklaşık 10ms "flat-top" toroidal alanı sağlamak için toroidal alan sistemi de yenilendi. Bu sistem, toroidal alan devresine arka arkaya ateşleme yapan iki ek kapasitör bankası ile gerçekleştirildi [27,28].

START kuşatması, *L*-mod şartlarında geleneksel tokamaklar ile aynı seviyede idi. START'taki büyük ek ısıtma, ileri kuşatma modunun oluşturulup oluşturulamayacağını gündeme getirdi. *DND* konfigürasyonunda, *NBI* ( 500kW, boşalma süresince yaklaşık olarak sabit) ve geliştirilmiş duvar durumları ile, bazı *H*-mod işaretleri gözlenmiştir. Fakat START küresel tokamağında gelişmiş kuşatma modunun bulunduğunu iddia etmek için *H*-modunun tüm özelliğinin gösterilmesi gerekirdi ve bunun için daha ileri çalışmaların yapılması gerekiyordu [27].

START'ta enerji kuşatmasının durumunu geleneksel tokamaklar ile karşılaştırmak için bazı ölçeklendirme kanunları kullanıldı. ITER93H ölçeğine göre, ölçülen ve tahmin edilen değerler arasında önemli bir uyumluluk vardı. Bu uyumluluk, START'ta ulaşılan performans seviyesinin, *H*-modunda bulunan geleneksel görünüm oranlı diğer tokamaklarıki ile benzer olduğunu göstermiştir. Daha iyi bir uyum, ITER97-ELMy ölçeği ile elde edilmiştir. START kuşatmasının bu iki ölçek ile olan uyumu Şekil 7.9'da gösterilmiştir. Sonuçlar göstermiştir ki; iyon kuşatması, neoklasik teorisinin tahminine yakındır. Elektron kuşatması ise düzensizdir [28].



Şekil 7.9. Ölçülen global enerji kuşatma zamanının, ITER93H ve ITER97-Elmy ölçeklendirme kanunlarının tahminleri ile karşılaştırılması. ITER97-Elmy ile olan ilişki iyidir [28]

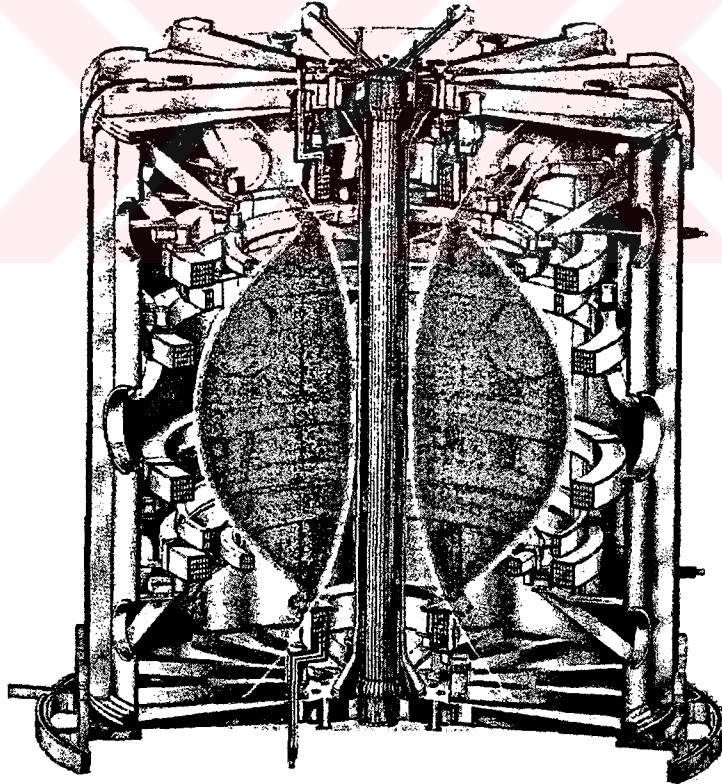
Yapılan yenilikler neticesinde START'ta elde edilen parametreler şöyleydi:  $I_p/I_{cubuk}=1,2$ ,  $I_p=290\text{kA}$ ,  $q_{95}=2,3$ ,  $\beta_N=4,5$ . Bu değerler, küresel tokamaklar için rekor değerlerdi. Ayrıca plazma sıcaklığı  $400\text{eV}$ 'a kadar çıktı. Rekor performansa sahip plazmalarda tüm dengeler,  $\kappa\sim 2$  uzamaya sahip dikey kararlı *DND* boşalmalarıdır. Boşalmaların ideal *MHD* analizi yapıldığında boşalmalar, 'ballooning' limitine ve dış akım kaynaklı 'kink' limitine oldukça yakın bulunmuştur. Fakat boşalmalar, basınç kaynaklı dış 'kink' limitinden uzakta bulundu. Atımlar için bozuculuğun, normal beta değeri ile ilişkisi kurulamamıştır. Fakat ampirik yüksek- $I_{ic}$  bozulma limiti ile ilişkisi vardır.

START'tan elde edilen bu sonuçlar, küresel tokamak araştırmaları için önemli bir başarıyı göstermiştir. Bu sonuçlara göre küresel tokamak kavramı, füzyon uygulamalarının yapılacağı alanda normal plazma basıncını destekleme yeteneğine sahiptir. Rekor  $\beta$  boşalmalarının kararlılığı, küçük güvenlik faktörü sınırlarına yakınlık ile güçlü bir şekilde ilişkilidir. Enerji kuşatılması, geleneksel tokamakların ölçeklendirme kanunlarının tahminleri ile aynı seviyededir. Küresel tokamaklar için iletim ölçeği ise geliştirilmek zorundadır. Fakat bu sonuçlar cesaret vericidir. Bu sonuçların daha ileriye götürülmesi daha ayrıntılı bilgiler elde edilmesi amacıyla, daha büyük ölçekli ve daha uzun atımlı olan iki küresel tokamak kuruldu. Bunlar; Culham'daki Mega-Amper Küresel Tokamağı (MAST)

ve Princeton'daki Ulusal Küresel Torus Deneyi (NSTX) aletleridir [28].

## 7.2. MAST (Mega-Amper Spherical Tokamak)

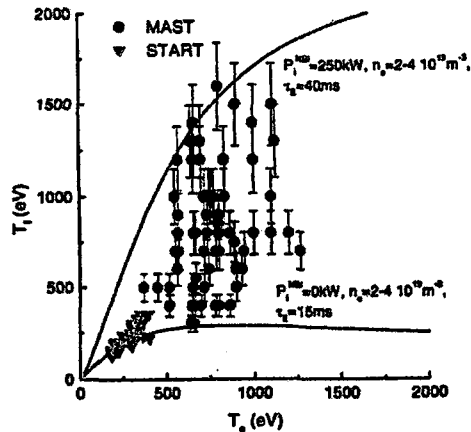
Bu program, İngiltere Ticaret ve Endüstri Departmanı'yla Avrupa Atom Birliği EURATOM tarafından ortaklaşa desteklenmektedir. 1991-1998 yılları arasında çalışan ve çok başarılı olan START'tan sonra, daha yüksek performanslı Culham'da bulunan MAST yüksek akımlı küresel tokamağı, Aralık 1999'da ilk deneme çalışmalarına başladı. MAST'ın belli başlı amaçları, yeni bir rejimde çalışarak, ileri tokamak rejimi saptandıktan sonra daha gelişmiş ITER tasarımına ışık tutmak ve füzyon reaktörü yolunda küresel tokamakların potansiyelini araştırmaktır. MAST'ın en önemli özellikleriyse, kompakt bir şekillenme elde etmek ve küresel tokamakların; boyut, akım ve darbe süresi gibi parametreleri açısından daha büyük ölçeklerdeki performansının test edilmesidir. MAST aletinin şeması Şekil 7.10'da gösterilmiştir [19].



Şekil 7.10. MAST makinesinin şeması [19]

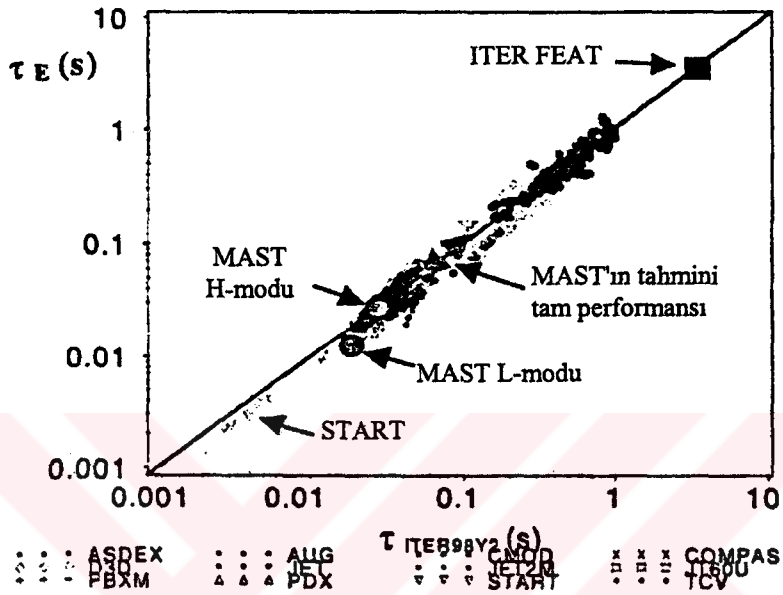
Ocak-Haziran 2000 süresince yapılan denemelerde elde edilen sonuçlar şöyleydi. Neo-klasik etkilere bağlı olarak direncin arttığı bulundu. Bu da aynı

akımda ve eşit durumdaki geleneksel tokamaklara göre küresel tokamakların artan güç girişine sahip olacağı anlamına gelmektedir. Dolayısıyla neo-klasik teoriyi test etmek için küresel tokamaklar bir fırsat oluşturmaktadır. Elektron Bernstein dalga ısıtmasının küresel tokamaklarda uygulanabileceği anlaşıldı ve bunun 60GHz'lik elektron-siklotron rezonans ısıtması (elektron-cyclotron resonance heating, *ECRH*) ile araştırılması önerildi. Bu ısıtma ve akım yürütme yöntemi küresel tokamaklar için değerliydi çünkü Bernstein dalgaları, yüksek yoğunluk 'cut off' değerine sahip değildir ve plazmanın merkezine doğru ilerleyebilir. Teori ve modellemelere göre küresel tokamaklarda 'halo' akımlarından kaynaklanan kuvvetler küçük olmalıydı. MAST, 2MA'e kadarki işleyişler için dizayn edildiğinden bu tahminin doğrulanması önemliydi. Yapılan denemeler neticesinde bu kuvvetlerin, geleneksel görünüm oranlı tokamaklarda karşılaşılanlardan daha küçük olduğu görüldü. Küresel tokamaklar için kritik bir mesele de saptırıcı güç yüklenmesidir. Saptırıcı güç yüklenmesinin ölçümleri, gücün büyük bir kısmının dış çarpma noktalarına aktığını doğrulamıştır. Bu da iç noktalar üzerinde güç tutulmasını kolaylaştırmaktadır. MAST'a ısıtma için *ORNL*'den sağlanan iki *NBI* sistemi yerleştirildi. Bunlar, maksimum 30keV enerjili 5MW'lık nötr döteryumları dağıtacak şekilde dizayn edildiler. Kullanılan *NBI* güç ve enerjisi, *START*'ta uygulanan ile çok benzer olmasına rağmen daha büyük manyetik alan, daha yüksek sıcaklık ve daha geniş plazma yapısından dolayı, demet ısıtması ve akım yürütmesinin MAST'ta daha etkili olması tahmin edildi. MAST'ta çok sayıda boşalmalardan ölçülen elektron ve iyon sıcaklıkları, *START* verileri ile birlikte Şekil 7.11'de gösterilmiştir [29].



Şekil 7.11. İlk denemeler boyunca *NBI* ile ısıtılan boşalmalar için merkezi  $T_e$  (Thomson saçılmasından) ve  $T_i$  (NPA ölçümlerinden sonuçlanan) sıcaklıklarının çizimi. Eğri çizgiler, basit termal güç denge modelinin maksimum ve minimum tahminlerini gösterir [29]

Kuşatma ile ilgili yapılan ilk analizlere göre START'ın aksine MAST'taki  $H$ -mod boşalmaları, küçük akımlarda bile kuşatmada açık artışlar göstermiştir. İlk MAST verileri Şekil 7.12'de gösterilmiştir.  $L$ -modunda enerji kuşatması yaklaşık 14ms iken  $H$ -modunda 28ms'ye yükselmektedir [29].



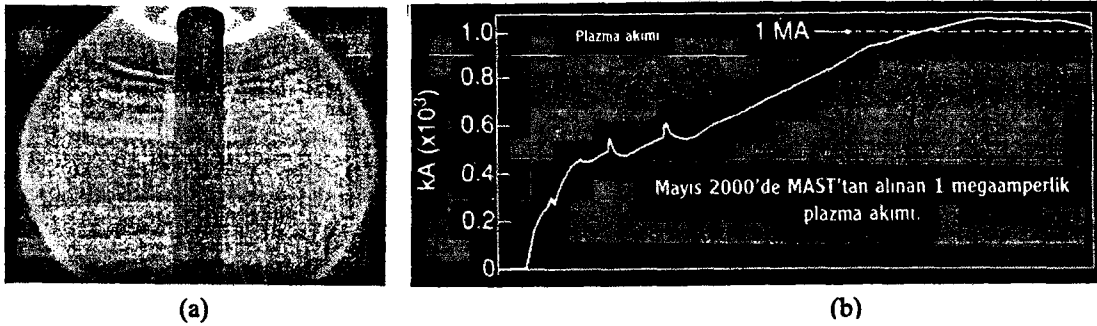
Şekil 7.12. ITER98PBY2 ölçeği ile karşılaştırılmış dünya tokamak ELMy  $H$ -mod kuşatma verileri [29]

MAST'ın önemli plazma parametreleri ise şöyle sıralanabilir: Büyük yarıçap  $R=0,7m$ ; plazma (küçük) yarıçap  $a=0,5m$ ; görünüm oranı  $A \geq 1,3$ ; uzama katsayısı  $\kappa \geq 3$ ; merkezi çubuk akımı  $I_{çubuk} \leq 2,2MA$ ; toroidal plazma akımı  $I_p \leq 2MA$ ; plazma hacmi  $V_p = 5m^3$ ; darbe süresi  $t = 1-5s$ ; toroidal manyetik alan  $B_t \leq 0,63T$ ; ek ısıtma gücü  $P_{ek} = 6,5MW$  [19].

Mühendislik açısından, silindirik plazma kabı ya da diğer deyişle vakum odası, 2m yarıçapında ve 4m yüksekliğinde paslanmaz çelikten yapılmış ve üzerinde dairesel tanı amacıyla kullanılması düşünülen 92 adet penceresiyle birlikte, 25 ton ağırlığındadır. Plazmayı kontrol etmek ve şekillendirmek üzere 5 çift poloidal manyetik alan bobini bulunmaktadır. Bobinler su soğutmalı bakırdan sarılarak, cam epoksi resin ile izole edildikten sonra, vakumun kirlenmesini önlemek için, paslanmaz çelik kılıflar içine yerleştirilmiştir. Düzeneğin en önemli bileşeni durumunda olan ve üzerinden yüksek akımların geçtiği merkezi çubuk, bakır iletken takozlarla dıştan akım devresini tamamlayan kısımlara bağlanarak

tek bir sistem sayesinde soğutulmaktadır. Takozların ve merkezi çubuğun uçları, kayan bağlantılı bir körükle birleştirilmektedir. Merkezi çubuğu oluşturan 24 iletim hattının arası da epoksi resinle doldurulmaktadır. Çubukta oluşacak kasılmaları önlemek için, paslanmaz çelikten üç kenetleyici kullanılmakta ve yatay birimlerle bağlantılar da kayan esnek bileşenlerle sağlanmaktadır. Merkezi çubuğun üzerine, dört tabaka halinde, merkezi primer bobini sarılmıştır. Bobin ile merkezi çubuk arasında, etkin bir elektrik yalıtımı temin edilerek, karbon fiber uçlar kuvvetli bir çembere alınmıştır. Plazma akımının sürülmesi ve plazmanın ısıtılması için *NBI* ve *ECRH* yöntemleri kullanılmıştır. Güç kaynakları olarak, Culham'da halen çalışmakta olan COMPASS tokamağıyla ortaklaşa kullanılmak suretiyle, sistemin maliyeti son derece küçük tutulmaktadır. İleride, yeni bir kondansatör bataryası ve diyot/thyristor anahtarlama modülüyle, poloidal manyetik alan bobinleri beslenecek, toroidal manyetik alan sistemindeyse 25MW'lık 450V, 92A'lik AC/DC dönüştürücüler kullanılacaktır. MAST'ın saptırıcılarına ve merkezi çubuğuna sistemdeki kirlenmeyi asgariye indirmek üzere döşenmiş bulunan grafit tuğlalarına gömülmüş 570 elektrikselsonda, ve vakum odasının değişik yerlerindeki 50MHz'lik kızılötesi kameralarla, saptırıcı ve kap duvarlarındaki güç yüklenmeleri de ölçülebilmektedir [19].

Kurulan bu sistemden ilk adımda Mayıs ve Haziran 2000'de 500kA'lik ve 1MA'lik yüksek performanslı *H*-modu elde edildi. Bunun kısa zamanda, tasarım hedefi olan 2MA'lik yüksek performanslı bir plazma akımı oluşturması amaçlanmaktadır. Şekil 7.13(a)'da 1MA'lik tokamak şekillenmesi ve Şekil 7.13(b)'de 1MA'lik plazma akımı görülmektedir [19].

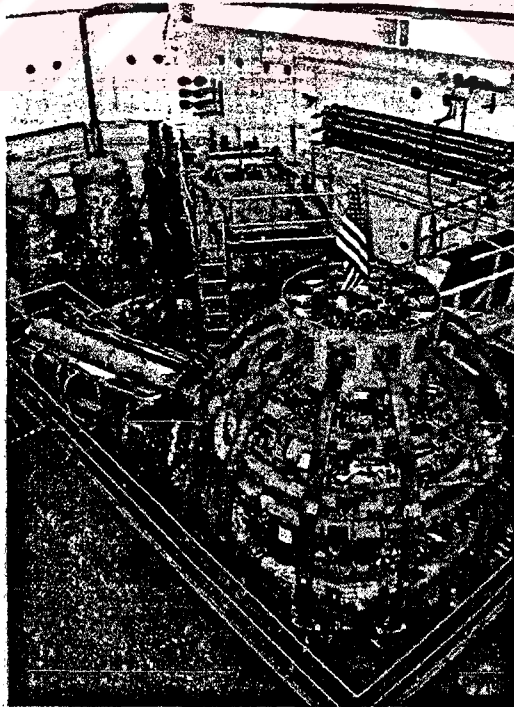


Şekil 7.13. (a) Hızlı fotoğraf tekniğiyle saptanmış 1MA'lik tokamak şekillenmesi (b) MAST'tan elde edilen 1MA'lik plazma akımı [19]

### 7.3. NSTX (National Spherical Torus Experiment)

Amerika'nın ulusal küresel tokamak deneysel programı (NSTX), Japon asıllı olup Amerika'da yerleşmiş olan, Y.K.M. Peng ve M. Ono başkanlığında yürütülmektedir. Programda, başta *PPPL* olmak üzere, Amerika'nın çeşitli üniversiteleri ve araştırma merkezlerinden bilim adamlarının yanı sıra, 8 Japon misafir araştırmacıyla birlikte, toplam 75 bilim adamı görev almaktadır.

Hemen hemen MAST ile aynı fiziksel boyutlara sahip olan NSTX düzeneğinin ana görevi, çok yüksek  $\beta$ , toroidal beta, Mega Amperler düzeyinde plazma akımları, küçük hemen hemen 1'e yaklaşan  $A$  görünüm oranı, yüksek  $t$  sıcak korunma zamanı ve büyük bir  $\kappa$  uzama katsayısı elde edilerek, füzyon reaktörü koşuluna yakın, ileri küresel tokamak rejimine ulaşmaktır. Bu rejim, reaktör boyutlarını minimize ederek çok ekonomik ve kompakt bir füzyon reaktörü geliştirmek açısından son derece önemlidir. NSTX'in amacıysa, küresel tokamak kavramını, füzyon fiziği esaslarına dayandırmak ve indüktif olmayan (merkezi primer bobinsiz) plazma akımı sürme mekanizmasını sergilemektir. NSTX düzeneğinin genel bir görüntüsü Şekil 7.14'te gösterilmiştir [19].



Şekil 7.14. NSTX küresel tokamak düzeneğinden genel bir görünüm [19]



NSTX düzeneği tasarlanırken şu özellikler dikkate alınmıştır:

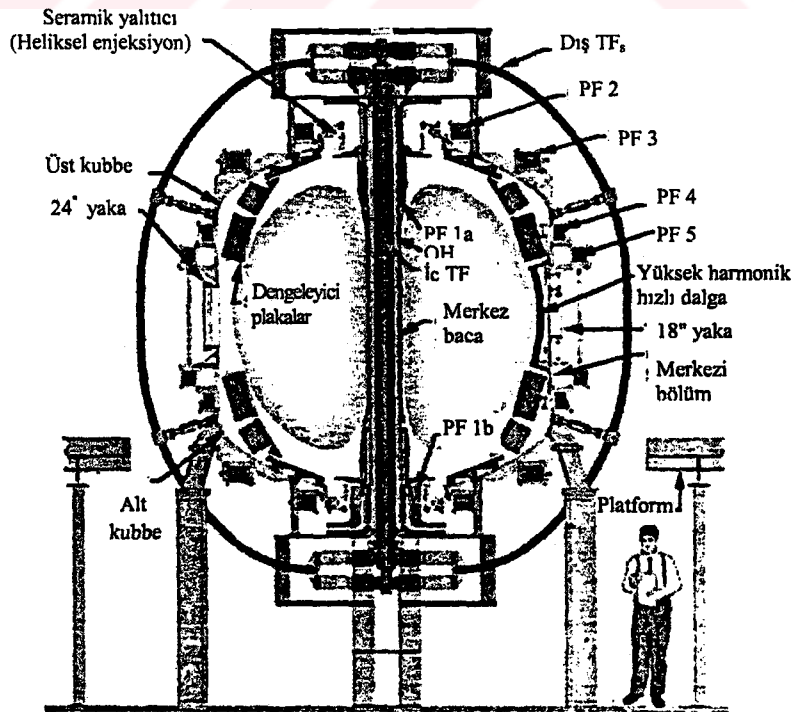
- \* Plazmayı başlatmak için kullanılan eş-eksenli *CHI* (Coaxial Helicity Injector) enjektörü dahil, merkezi çubuğun yarıçapının olabildiğince küçük tutulması ve görünüm oranının  $A=1,26$ 'ya kadar küçültülmesi;

- \* Alçak Coulomb çarpışmalı bir yoğunlukta, Mega Amper'lik yüksek plazma akımları elde edilmesi;

- \* Plazma kararsızlıklarından kaynaklanan  $\beta_i$  sınırlamalarını önlemek için, plazma kabı içinde pasif iletken duvarların kullanılması;

- \* Uygun yüksek frekans ısıtması ve uzun süreli plazma akımı sürme yöntemleriyle, radyal akım ve sıcaklık profil kontrollerinin sağlanması [19].

NSTX düzeneğinde alet ve plazma parametreleri ise şöyledir:  $R/a=0,85m/0,67m=1,26$ ;  $I_p=1MA$ ;  $B_t=0,3T$  (0,6T'ye çıkabilecek durumda);  $\kappa$  2,2;  $q_{95} \sim 10-15$  için  $\delta$  0,5. Ek ısıtma ve akım yürütme aletleri ise; 5MW ve 80keV'lik  $D^0$  nötr demet enjeksiyonu, 30MHz'de 6MW'lik yüksek harmonik hızlı dalga (*HHFW*) ısıtması ve akım yürütmesi, 1kV enjektör voltajı ve 50kA'ya kadar *CHI* enjektör akımı ile eş-eksenli heliksel enjeksiyonu şeklindedir. *NBI* ve *HHFW* 5 saniyeye kadar işleyebilecek şekilde dizayn edildiler. NSTX aletinin iç yapısı Şekil 7.15'te gösterilmiştir [30].



Şekil 7.15. NSTX aletinin iç yapısı [30]

NSTX sisteminin en kritik bileşeni olan merkezi çubuk, kurulma, tamir, bakım ve ileride yapılması gereken güncelleştirme işlemlerini kolaylaştırmak amacıyla, sökülebilecek şekilde planlandı. Merkezi çubuk, seramik yalıtıcılarla dış kaptan yalıtılarak, plazmayla doğrudan teması kesmek için, içinde 200 duyarlı elemanı bulunan, grafit tuğlalarla kaplandı. Ayrıca, NSTX'te oluşan hidromanyetik kararsızlıkları önlemek üzere, plazma kabı 1,2cm kalınlıkta pasif bakır düzlemlerle donatıldı. Sistemin daha ekonomik hale gelmesi için, *PPPL*'deki TFTR tokamağının birçok bileşeni, olduğu gibi kullanıldı [19].

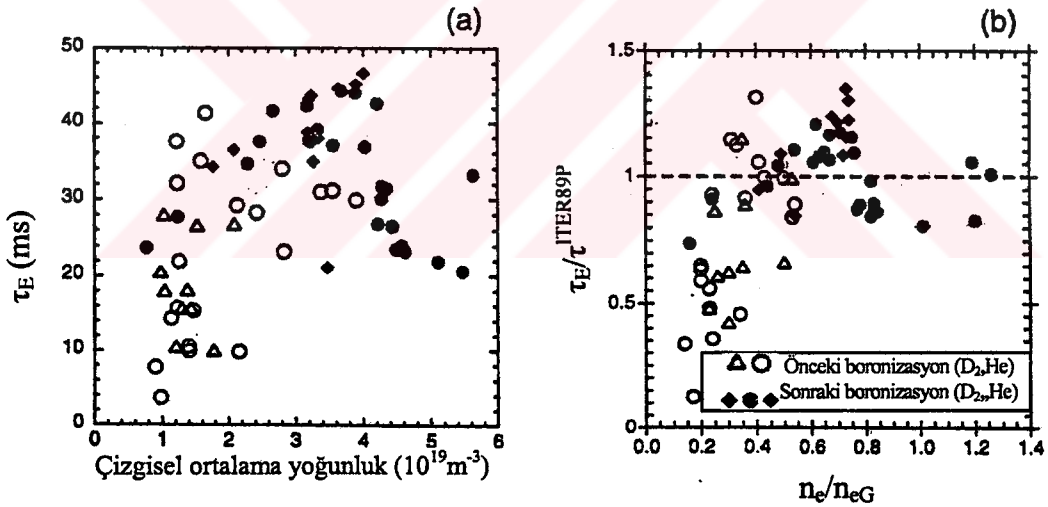
NSTX düzeneğinde, üç yıllık titiz tasarım ve kurulma aşamasından sonra, 12 Şubat 1999 günü saat 16.06'da, ilk küresel plazma, *PPPL* kontrol odasında ayarlanan bilgisayar ekranlarında parladı. Bu başarı, TFTR'ın 1997'deki düzlüğe çıkış, yani  $Q=1$ 'lik başarısından sonra, *PPPL*'de ikinci başarı olarak, NSTX makinesiyle "laboratuarda yeniden bir yıldız oluşturulması" şeklindeki yorumlarla sevinç yarattı. *PPPL* direktörü R. Goldston'un yorumuysa "NSTX'in bu sonucu sadece *PPPL*'de değil, aynı zamanda bütün A.B.D. ve hatta bütün dünya füzyon programlarında çığır açmış bulunuyor ve füzyon dünyası yeni bir döneme giriyor" şeklindeydi. 15 Şubat 1999 günü 350kA'lık plazma akımı sağlandı. Düzeneğin yeteneği artırılarak, 16 Aralık 1999'da plazma akımı, 1MA'lık tasarım düzeyine ulaştı. Bu yüksek akım başarısının anahtarı, radyal ve enine kontrol sistemlerinin devreye sokulmasıdır. Planlanan plazma şekillenme parametresi  $\kappa=1,6-2,2$  aralığında gerçekleşti. İlk plazma şekillenmesi, tokamaklarda kullanılan merkezi primer bobini yerine, merkezi çubukla aynı ekseninde bir plazma enjektörü (*CHI*) kullanılarak gerçekleştirildi. Başlangıçta, örneğin, 27kA'lık *CHI* akımıyla, 10 katı daha büyük 260kA'lık toroidal plazma akımı, herhangi bir merkezi primer bobini kullanmaksızın elde edildi. Bu gerçekten büyük başarıydı [19].

Güz 1999-kış 2000 arasında yapılan denemelerde yüksek performansa ulaşmada en önemli engellerden birinin plazmadaki yüksek kirlilikten kaynaklanan *MHD* aktivitesi olduğu tahmin edildi. Bu kirliliğin pasif plakaların açıkta bulunan bakır kısmından kaynaklandığı sanıldı. Bu kirlilikleri önlemek için bakır kısımlar, grafit tuğlalarla kaplandı. Bunun yanında duvar temizleme yöntemleri de kullanıldı. Bunlar arasında en önemlileri, borlaştırma ve helyum 'glow' boşalma temizlemesidir [30].

Yoğunluk limit zamanında en yüksek yoğunluk durumlarında gözlenen tek

*MHD* aktivitesi "sawteeth"ti. "Sawteeth"ın etkisi merkez basıncın azalması ve depolanan enerjinin doyması şeklinde olmuştur. "Sawteeth"teki bu büyük etkinin nedeni,  $q=1$  yüzeyinin büyük yarıçaplı olmasıydı. NSTX boşalmalarının tüm fazlarında gözlenen *MHD* kararsızlıklarından biri, iç veya global yeniden bağlanma (*RE*) olayıdır. Yeniden bağlanmalar güçlü bir şekilde duvar koşullarına bağlıdır. Çünkü duvar durumları geliştirildikçe, yeniden bağlanmaların (*RE*) frekansı da düşmüştür [30].

Döteryum ve helyum boşalmalarındaki ohmik kuşatma zamanı, geleneksel görünüm oranlı tokamaklardakiler ile benzerlikler göstermiştir. Bu kuşatma zamanları Şekil 7.16'da gösterilmiştir. Her iki türde de kuşatma zamanı 45ms değerine kadar çizgi-ortalama yoğunluk ile doğru orantılı olarak artmaktadır. Maksimum kuşatma zamanı yaklaşık olarak  $1,4\tau_{ITER89P}$  dir. Yüksek yoğunluklarda ise  $\tau_E/\tau_{ITER89P}=0,8-1,0$  arasındadır. Maksimum ohmik kuşatma zamanları, ELMy *H-mod* ölçeği değerleri ile aynı seviyededir [30].



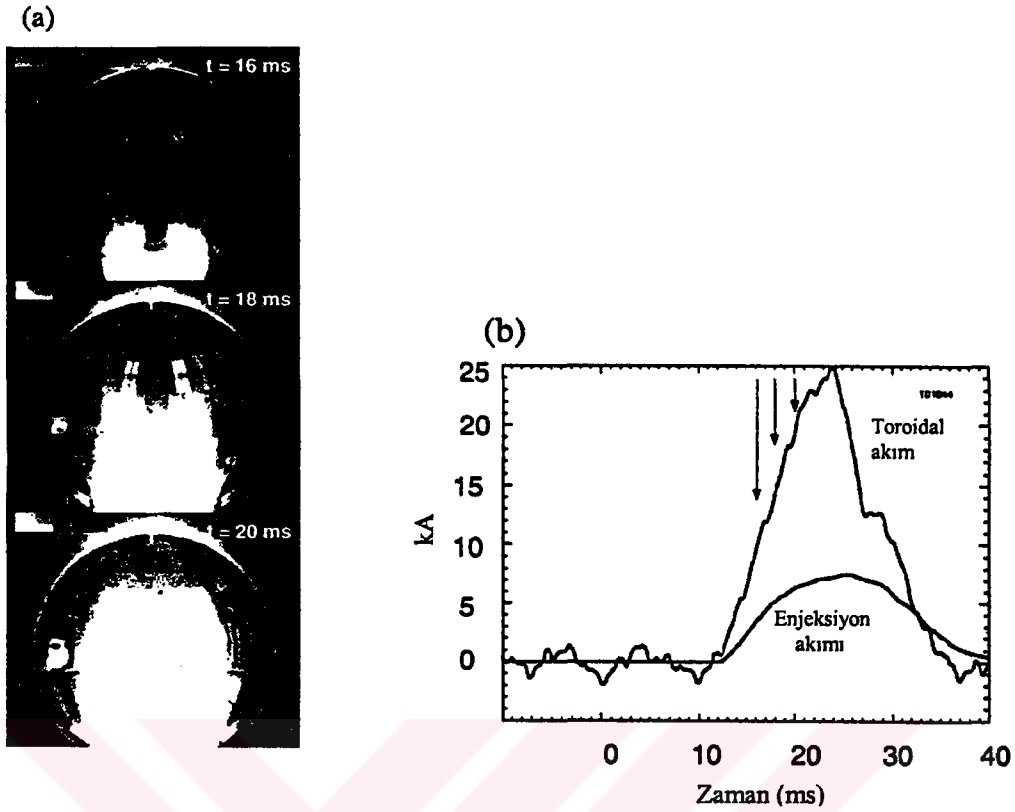
Şekil 7.16. (a) Çizgisel ortalama yoğunluğun bir fonksiyonu olarak ohmik kuşatma zamanı, (b) Greenwald yoğunluk kesrinin bir fonksiyonu olarak ITER89P ölçek değerine normalize edilmiş ohmik kuşatma zamanı [30]

Plazma bozulmalarından kaynaklanan 'halo' akımları NSTX üzerinde ölçüldü ve iyi davranışlı olarak bulundu. Merkezi çubuk ve pasif plaka tutucu ayakları üzerinde ölçülen 'halo' akımları, 20-30kA'lık maksimum büyüklük gösterdiler. Bu da maksimum akımın %3-5'ine karşılık gelmektedir.

Geleneksel görünüm oranlı tokamaklara göre *ST* plazmaları yüksek dielektrik sabitine sahip olduklarından, elektron siklotron ve alçak hibrit bölgesi

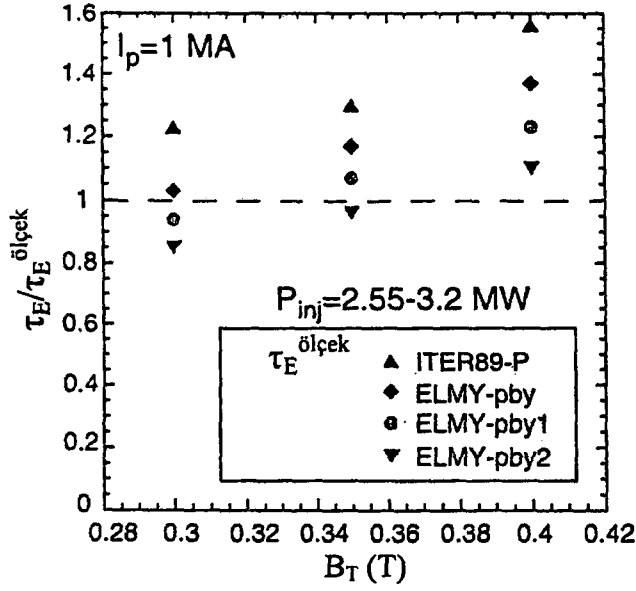
frekanslarında elektron ısıtması ve akım yürütme mekanizmaları kullanılamaz. Ohmik ve ek ısıtmalı boşalmalar büyük "sawteeth" göstermişlerdir ve bunun neticesinde de depolanan enerjide önemli kayıplar olmuştur. Fakat iyon siklotron frekansının yüksek harmoniklerindeki hızlı dalgalar (*HHFW*), elektron ısıtmasını ve akım yürütülmesini sağlayabilir. Radyo frekans boşalmasında elde edilen merkezi elektron sıcaklığı (900eV), radyo frekanssız boşalmaya göre 400eV daha büyük olmuştur [30].

Görünüm oranını küçültmek için merkezi selenoidin ortadan kaldırılması gelecekteki *ST* dizaynları için düşünülmektedir. Bu da plazma oluşumu ve desteklenmesinin indüktif olmayan yöntemlerle gerçekleşmesini gerekli kılar. *CHI*, indüktif olmayan akım yürütme metoduyla hedef bir plazma oluşturmak için önemli bir adaydır [31]. NSTX'te toroidal akım, indüktif olmayan yöntemle başarılı bir şekilde oluşturulmuştur. *CHI* yöntemiyle 270kA'ya kadar toroidal akım oluşturulmuştur. NSTX'te kullanılan *CHI* yöntemi, HIT-I,-II ve HIST deneylerinde kullanılan yöntemlerin daha geniş hacimli ve daha uzun atımlı halidir [30]. Hızlı çekim kamerası ile kaydedilen NSTX'teki *CHI* boşalmasının gelişimi Şekil 7.17(a)'da gösterilmiştir.  $t=16\text{ms}$ 'de boşalma alt saptırıcı bölgede başlamaktadır. Şekil 7.17(b)'den görüldüğü gibi enjektör akımı arttıkça, alt saptırıcı plakaya bağlanan akılar kuşatma çemberinin içine doğru genişlemektedirler ( $t=18\text{ms}$ ). Daha yüksek enjeksiyon akımlarında boşalma hemen hemen tüm çemberi doldurmaktadır ( $t=20\text{ms}$ ). Bu boşalmada 20kA'lık en yüksek toroidal akım, yaklaşık 7kA'lık enjeksiyon akımı ile elde edilmiştir. Enjeksiyon akımı, 1kV'lik *CHI* güç kaynağı tarafından sağlanmıştır [31].



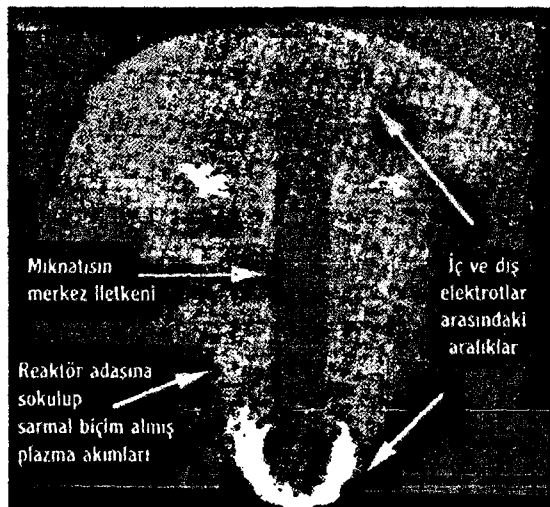
Şekil 7.17. (a) Hızlı kamera görüntüleri, *CHI* ile oluşturulan plazmanın alt saptırıcı bölgede 16. ms'de başladığını, 18. ms'de odanın yarısını dolduracak şekilde uzadığını ve  $t=20$  ms'de hemen hemen odayı doldurduğunu göstermektedir. (b) *CHI* enjeksiyon akımı ve *CHI* ile oluşturulan toroidal akım. Oklar görüntü zamanlarını göstermektedir [31]

İlk *NBI* deneylerinde boşalmalar, iki demet kaynağı kullanılarak (enjekte edilen güç=2,8MW) 140kJ'a kadar depolanan enerjilerle sonuçlandı. Bununla birlikte  $\beta_i=\%21$ ,  $T_{eo}=1,1\text{keV}$ , toroidal alan  $B_t=0,4\text{T}$  ve 1MA'de uzun ( $\leq 200\text{ms}$ ) akım süresi değerlerine ulaşıldı. Maksimum  $\beta_i$ 'de enerji kuşatma zamanı 40ms idi. Bu değer, ITER89P *L*-modu ölçeğinde belirlenen değerlerin %35, ELM *H*-mod ölçeğinde belirlenen değerlerin de %10 fazlası demektir. *NBI* deneylerinde 1MA'lık plazma akımı için kuşatma zamanının dört ölçeğe göre karşılaştırılması Şekil 7.18'de gösterilmiştir [30].



Şekil 7.18. Toroidal alanın bir fonksiyonu olarak dört ölçek değerine normalize edilmiş iki kaynaklı 1MA'lık boşalmalar için kuşatma zamanı [30]

NSTX'te gelecekteki araştırmalar, aletlerin geliştirilmesi ve fiziğin daha iyi anlaşılması üzerine yoğunlaşacaktır. 2001 yılında *NBI* ve *HHFW*'in tam güç kapasiteleri kullanılarak, 2002 yılında *CHI*'nin indüktif olmayan kapasitesi 500kA'e yükseltilecektir. 2004 yılındaysa, daha ileri küresel tokamak rejimleri incelenerek plazmanın aktif akım/basınç profil denetimi ve aktif duvar modu stabilizasyonu,  $\beta_r = \%40$ ,  $\%70$ 'lik akım sürmesi ve saniyeler düzeyinde yüksek korunma zamanıyla, NSTX'de, çok ilginç füzyon reaktörü ya da hacimli nötron kaynağı olanakları elde edilmiş olacaktır [19].



Şekil 7.19. *CHI* plazma enjeksiyonu sırasında oluşan akım halkaları [19]

#### 7.4. Türkiye'de Yapılan Deneysel Nükleer Füzyon Çalışmaları

Türkiye'de, nükleer füzyon araştırmalarına, dünyadakine paralel olarak 1960 yılında, İstanbul Üniversitesi Fen Fakültesi Atom ve Çekirdek Fiziği Kürsüsü'nde Prof. Dr. Fahir Yeniçay önderliğinde başlandı. O tarihte henüz tokamak kavramı tanımlanmamış olmakla beraber, hala şu anda güncelliğini koruyan, önce; aksenel toroidal manyetik alan uygulanmadan, Toroidal Dinamik Pinç (TDP) makinesi ve daha sonra; programlanabilir manyetik alanlı Yüksek Beta Tokamak (YBT) makinesi çalışmalarına başlandı.

Türkiye'de ilk ve Dünya'da yedinci sırayı alan TDP makinesinin; toroidal pyrex vakum odası, 35cm büyük ve 5cm küçük yarıçaplarında idi. Döteryum gazı kullanılarak, TDP'de elde edilen tipik deneysel referans verileri Çizelge 7.2'de gösterilmiştir.

Çizelge 7.2. TDP'de elde edilen deneysel referans verileri [32]

Parametreler	Değerler
Primer akım	25-50kA
Plazma akımı	10-16kA
Elektron yoğunluğu	$10^{14}$ - $10^{15}$ cm <sup>-3</sup>
Elektron sıcaklığı	40-70eV
Poloidal alan	2-3,5kG
Plazma korunma zamanı	45µs
Toplam giriş enerjisi	2,7kJ (60MW darbe kipi)
Beta (plazma kinetik basıncı/manyetik baskı)	%40-50
Verim	%18-30
Füzyon enerjisi	490-810J (10,9-17,8MW darbe kipi)
Nötron yoğunluğu	$10^4$ cm <sup>-3</sup> (45µs) <sup>-1</sup>
Nötron enerjisi	2,48MeV

TDP'de plazma akım kanalının biçimi helisel ve kararsızlık  $m=1$  kipi şeklinde idi.

Yapımı 1966 yılında tamamlanan YBT makinesinin toroidal kuartz vakum odası ise, 50cm büyük ve 6cm küçük yarıçaplı idi ve bunda da döteryum gazı kullanıldı. Elde edilen tipik deneysel referans verileri Çizelge 7.3'te gösterilmiştir.

Çizelge 7.3. YBT’de elde edilen deneysel referans verileri [32]

Parametreler	Değerler
Primer akımı	25-50kA
Plazma akımı	35kA
Elektron yoğunluğu	$10^{14} \text{cm}^{-3}$
Elektron sıcaklığı	60-90eV
Toroidal manyetik alan	3,5kG (tersine dönmüş, hilal ve eğri alan)
Poloidal manyetik alan	2,5kG
Plazma korunma zamanı	150 $\mu$ s
Toplam giriş enerjisi	2,7kJ (18MW darbe kipi)
Beta	%20-30
Verim	%22-30
Füzyon enerjisi	494-943J (3,96-9,3MW darbe kipi)
Nötron yoğunluğu	$6 \times 10^4 \text{cm}^{-3} (150\mu\text{s})^{-1}$
Nötron enerjisi	2,52MeV

YBT’de kararsızlık  $m=0$  kipinde idi.

Karşılaştırma sonucunda, hilal biçiminde programlı manyetik alanlar kullanılması halinde, geleneksel alanların kullanıldığı duruma göre, çok daha uzun kararlılık zamanlarına ulaşılabilceği deneysel olarak kanıtlandı.

1970 yılında deneysel füzyon çalışmalarına Ankara’da, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK) Nükleer Füzyon Laboratuvarı’nda Ortadoğu Teknik Üniversitesi Elektrik ve Elektronik Mühendisliği Bölümüyle işbirliği çerçevesinde; 775 sayılı AEK projesi olan “Magnetron Enjeksiyonlu bir Demet-Plazma Sistemi” geliştirilerek, enerjik elektron demeti yardımı ile plazmanın oluşturulması ve ısıtılması mekanizmaları incelendi.

1974-1975 dönemi, IAEA’nın araştırma bursu ile Hollanda’nın Amsterdam FOM Enstitüsündeki, Rölativistik Elektron Demeti (RED) ile plazmanın ısıtılması deneylerine katıldıktan sonra yurda dönüşte, kolektif iyon hızlandırması, kısa süreli ve güçlü X ışını üretimi, enine uyarılmış atmosferik ile serbest elektron lazerlerinin tetiklenmesi ve güçlü mikro-dalga üretimi gibi çok geniş bir uygulama alanı bulunan RED teknolojisinin yerli olanaklarla yurdumuza kazandırılması amacıyla incelemeler yapıldı. Bu konuda eğitim ile birlikte RED uygulamaları amacıyla bir RED Tesla Hızlandırıcı (RTH) sistem olan Mini-RED-I Projesine başlandı. Bu kapsamda, darbe rejiminde çalışan bir argon-iyon lazeri de



gerçekleştirildi.

Daha sonra, Mini-RED-I makinesinin gücünün yükseltilmesi amacıyla Mini-RED-II makinesinin kurulması için Mini-REB-II makinesi kuruldu ve çalıştırıldı. Mini-REB-II makinesi, yersizlik nedeniyle sökülerek, bu durumda bekletildi. Bu makinenin ODTÜ Fizik Bölümü'nde yeniden kurulması için hazırlıklar devam etmektedir.

1980-1985 yılları arasında, *DPT* desteğiyle, kullanılan gazın türüne bağlı olarak bazı nükleer taneciklerin (proton, döteron, alfa, nötron) hızlandırılması amacıyla "Çok Yönlü bir Nükleer Tanecik Üretici" başlığı altında bir Yoğun Plazma Odağı (*YPO*) Projesi üzerinde çalışıldı. Füzyon düzenekleri arasında *YPO* sistemleri, geleneksel hızlandırıcılara nazaran çok daha basit şekilde nükleer tanecik hızlandırma olanağına sahip olduklarından ve hatta çok yüksek güçlü *YPO* sistemleri ile güçlü lazerlerin sürülmesi ve fisyon yakıt transmutasyonu uygulamalarında kullanıldığından büyük önem taşır. Oldukça basit bir yapıya sahip olan *YPO* sistemi, bir kondansatör bataryasında toplanmış olan enerjinin özel yapılı, eşeksenli bir elektrot sisteminde denetimli şekilde boşaltılması esasına dayanır.

Sistemden *RED*'in muhtemel çıkış bölgeleri saptanarak, *YPO* sistemlerinin aynı zamanda 2-3MeV enerjili, darbe tipi *RED* üretici olarak da kullanılabileceği anlaşıldı. Ayrıca *YPO*-I makinesinin gücünün yükseltilmesi için *YPO*-II makinesinin bileşenleri tamamlandı. Fakat yine yer sorunu nedeniyle sökülmüş durumda bekletildi. Sistemin ODTÜ Fizik Bölümü'nde kurulması için hazırlıklar devam etmektedir.

Tokamak sistemlerinin yanı sıra, yeni alternatif bir manyetik korunma sistemi olarak Spheromak kavramı, daha basit yoldan füzyon reaktörüne varma açısından önem taşımaktadır. Pratikte, eş eksenli bir plazma topuyla daha önce biçimlendirilmiş bir spheromak, akı koruyucusuna itildikten sonra korunmaktadır. Oysa, *IAEA*'nın bir araştırma kontratı desteğiyle geliştirilen sistemde, C-topu olarak isimlendirilen manyetik sürmeli plazma topu, akı koruyucusunun içine yerleştirildiği için, spheromak akı koruyucusu içinde biçimlenir ve C-toplarının sayısı arttıkça buna bağlı olarak spheromakın gücü de yükselir. Sonuç olarak, spheromak biçimlenirken toroidal ve poloidal manyetik alanlar da dışarıdan uygulanmaksızın akı koruyucusu içinde kendi kendilerine bağlanır.

1986 yılında *IAEA*'nın Kyoto'da düzenlediği uluslararası konferansta, Ankara Spheromak'ı olarak literatüre geçen SK/CG-1 makinesinin üstün yanları arasında şunlar bulunmaktadır:

- a) Deneysel koşullar değiştirilerek, spheromak, küresel pinç ve küresel tokamak türünde değişik kompakt torları oluşturulması mümkündür.
- b) C-topu yardımıyla, akı koruyucusunda demet plazma etkileşimleri ve bu kapsamda plazmanın ısınması yönünden etkili olan, karakteristik frekanslarda dalgalar oluşarak, dalgalardan plazmaya enerji aktarılabilir.
- c) Spheromak akı koruyucusu içinde oluşturulduğundan, kondansatör bataryasından daha yüksek verimle enerji dönüşümü olur.
- d) Spheromak plazması başlangıçta şok ısıtmasıyla termalize olur.
- e) Biçimlenme ve bağlanma fazında, diğer eş eksenli plazma toplu sistemlerde görülen geometrik deformasyon, C-toplu sistemde minimum düzeydedir.
- f) C-toplarının sayısı akı koruyucusu çevresinde arttırılabildiğinden, simetri bozulmadan reaktör ölçeğine varılabilir. Eş eksenli plazma enjektörü ile biçimlendirilen spheromak sistemlerinde ise, top sayısı ikiden fazla arttırılamaz.
- g) Sürekli kararlı ve yarı kararlı çalışma moduna geçilerek reaktör ölçeğine ulaşılabilir.

Spheromak projesini geliştirmek amacıyla çalışmalar, küresel tokamağa doğru yönlendirildi. Böylece, yeni eşgüdümlü bir *IAEA* araştırma kontratı ile, Alternatif Küresel Tokamak (Alternative Spherical Tokamak, AST) makinesi tasarlandı, kuruldu ve çalıştırıldı. Elde edilen sonuçlar, periyodik olarak düzenlenen uluslararası ve Avrupa füzyon enerjisi toplantılarında sunuldu. Tokyo Üniversitesi ile *IAEA*'nın birlikte organize ettiği ve 26-28 Ekim 1998 tarihinde yapılan küresel tokamak teknik komite toplantısının değerlendirme makalesinde; AST makinesi dünyadaki diğer küresel tokamaklar arasında yer aldı [32].

#### 7.4.1. Alternatif Küresel Tokamak (AST)

Bu çalışmada, küresel tokamak kavramında indüktif olmayan akım yürütülmesinin anlaşılması için alternatif bir metod üzerinde duruldu. Bu kavramsal tasarımın analitik modeli şu şekildedir: Taylor tarafından geliştirilen heliksel enjeksiyon ile oluşturulan akım yürütülmesine dayanan özellikler, küçük

görünüm oranlı ( $A \approx 1,2-2$ ) küresel plazma torusu, kenar güvenlik faktörü ( $q_a$ ) 1,5 ile 4 arasında olan doğal uzama ( $\kappa \approx 1,25-3$ ). Bilgisayarda yapılan bu deneyde kullanılan sayısal planlamalar, Peng ve Wilson tarafından verilen analitik ifadeler doğrultusunda oluşturulmuştur. Ayrıca, bootstrap akım sürme mekanizması da dikkate alınmıştır.

Kavramsal küresel tokamağın görüş açısından bakıldığında bu sunulan sistem, START ve CDX-U gibi deneysel aletlere benzemektedir. Bununla birlikte bu sistemde, akı koruyucusunun etrafında Z-eksenine göre simetrik 24 C-tabanca kullanılmıştır. Ne merkezi bir çubuk ne de toroidal veya poloidal alan bobinleri vardır. Bu modelde; tek parça, tek sarımlı, çok yüksek akımlı toroidal alan bobini, manyetik olarak sürülen C-tabancaları tarafından kontrol edilmektedir. Toroidal alan bobininin ana kısmı, akı koruyucusu içinde bulunan zamanla değişen, lineer olmayan, şok ısıtılmış plazma kuşağı ve dışarıya doğru tamamlayıcı geri kayış içerir. Poloidal akım çemberi, kıvılcım geçit anahtarı ve kapasitör bankası ile tamamlanmıştır. Tam küresel torus plazma, akı koruyucusu etrafındaki 24 C-tabancası tarafından oluşturulmuştur. Ayrıca C-tabancalarının heliksel enjeksiyonu ikinci bir akım yürütme mekanizması oluşturur.

İndüktif olmayan akım yürütme mekanizması, içten sürülen manyetik heliksel enjeksiyon metoduna dayanır. Toroidal ve poloidal indüktif olmayan akım yürütülmesi dört aşamada gerçekleştirilir:

- (i) Toroidal alan, 24 kuşağın çemberleri tarafından oluşturulduca, geri kayışlar Lorentz kuvvetinin etkisiyle kuşakları simetrik olarak sistemin merkezine doğru iterler. Kendilerinin oluşturduğu toroidal manyetik alanın içinde kalan kuşaklar, toroidal ya da poloidal manyetik heliksel enjeksiyonu oluşturur.
- (ii) Manyetik heliks tarafından oluşturulan toroidal akımın poloidal alanı ile kuşaktaki termal elektronlar arasındaki etkileşim, kuşakta bulunan farklı eğim açlarına sahip helisler vasıtasıyla, toroidal akımın başlamasına katkıda bulunur.
- (iii) Öte yandan, kuşaktaki termal elektronların büyük eğim açıları toroidal akıma, küçük eğim açıları ise poloidal akıma katkıda bulunur.
- (iv) Merkeze doğru itilen kuşakların denge fazına kadar, sıcaklık ve

yoğunluk gradyanlarından dolayı, toroidal ve poloidal bootstrap akımları oluşur ve bunlar indüktif olmayan akım yürütülmesini etkiler.

Sonuç olarak; küçük görünüm oranlı, büyük uzamalı ve güçlü paramagnetik küresel tokamak plazması oluşturulur. Bilgisayarda yapılan bu deneyde belirlenen ve hesaplanan veriler, Çizelge 7.4'te gösterilmiştir.

Çizelge 7.4. AST'nin bilgisayarda yapılan deneysel verileri [33]

Parametreler	Değerler
Büyük yarıçap ( $R$ )	0,15m
Küçük yarıçap ( $a$ )	0,1m
Görünüm oranı ( $A$ )	1,5
Uzanim ( $\kappa$ )	3
Güvenlik faktörü ( $q_a$ )	2,5
Plazma hacmi ( $V_p$ )	2m <sup>3</sup>
1 C-tabanca enerjisi	1,19MJ
Toplam banka enerjisi	28,56MJ
Elektron sıcaklığı ( $T_e$ )	850eV
Elektron yoğunluğu ( $n_e$ )	2,8x10 <sup>20</sup> m <sup>-3</sup>
C-tabancasının kuşak akımı ( $I_b$ )	450kA
Kuşakta depolanan manyetik enerji	810kJ
24 C-tabancası için depolanan toplam manyetik enerji	19,4MJ
Toroidal akı yoğunluğu ( $B_t$ )	5,54T
Plazma akımı ( $I_p$ )	2,72x10 <sup>6</sup> A
İç indüktans ( $l_{iç}$ )	264x10 <sup>-9</sup> H
İç indüktansta depolanan manyetik enerji	977x10 <sup>3</sup> J
Plazma sıcaklığı ( $T_p$ )	5,44keV
Eşleşme verimliliği	0,50
Isıtma zamanı	3,36s

Bilgisayarda yapılan bu deneyin sonuçları şu şekildedir:

1. Manyetik olarak sürülen 24 C-tabancası kullanılarak küresel tokamak plazması oluşturulabilir.
2. Klasik tokamak konfigürasyonunda olduğu gibi bilgisayarda yapılan bu tokamak deneyinde manyetik enerji depolanmıştır. Lineer olmayan, zamanla değişen plazma kuşakları 24 C-tabancası tarafından

oluşturulmuştur. Bu C-tabancaları, toroidal ve poloidal akımları oluşturur ve onların manyetik alanları, manyetik heliksel enjeksiyon ve enerji transfer mekanizması tarafından oluşturulur.

3. Pratikte, bu küresel tokamak sisteminde, dış plazma bölgesinde manyetik kırpmayı artırma durumunda bile bir iç indüktif olmayan akım yürütme mekanizması gerçekleştirilebilir.
4. C-tabancalarının radyal elektrik alanının yüksek kenar gradyanı, *L-H* geçiş mekanizmasının nedeni olabilir. Dolayısıyla, bu durum gelişmiş kuşatma rejiminin nedeni olabilir.
5. Kuşakların yüksek manyetik kırpmasından dolayı, ikinci denge durumuna kadar ne yüksek bir iç indüktans ( $I_{iç}$ ), ne de yüksek bir beta değeri korunabilir. Toroidal betayı artırarak plazmanın poloidal kesit alanının uzamasında ( $\kappa$ ) hızlı bir artış, dolayısıyla plazma akımında bir artış elde edilebilir.
6. Akı koruyucusunun merkezine doğru itilen kuşaklar üzerindeki sıcaklık ve yoğunluk gradyanları ile poloidal ve toroidal heliksel enjeksiyondan dolayı, poloidal ve toroidal bootstrap akımları oluşmuştur. Böylelikle gelecekte sürekli çalışma durumuna ulaşmak mümkün olabilecektir [33].

Sistem üzerinde yapılan bir sonraki çalışma [34], plazma parametrelerine ve C tabancasının elektriksel özelliklerine bağlı olarak ohmik ısıtma işlemini de içeren sistemin karakter analizi üzerine yapıldı. Akım kanalının konfigürasyonunu etkileyen bootstrap (AST sisteminde heliksel enjeksiyon akım sürme mekanizması) ve depolanan manyetik enerjinin basit bir modeli üzerinde çalışmalar yapıldı. Elde edilen sonuçlar şu şekildedir:

- AST sistemindeki akım kanalından ve sistemin iyileştirilmesinden dolayı, C tabancasının elektriksel özellikleri ve işleyiş modları önemli faktörlerdir.
- Toroidal plazma akım kanalının denge durumu açısından bakıldığında akı koruyucusunun etrafına belirli açisal aralıklarla yerleştirilen C tabancaları yöntemi çok önemlidir.
- İletken kabuk olarak etki yapan kontrol kuşaklarının, toroidal yüzey üzerinde akım karakterini şekillendirebileceği bulundu.
- İyi, basit ve çok parametrelili bir analitik model vasıtasıyla AST sistemini

analiz etmek ve sistem üzerinde bilgisayarlı deneyler yapmak mümkündür. Böylelikle, AST sisteminde indüktif olmayan akım yürütme mekanizmasının varlığı doğrulanmıştır.

- AST sisteminde güvenlik faktörü olan  $q$ , bir kez daha yorumlandı. Manyetik kırpm parametresinin sadece plazmanın büyük yarıçapına ve sistemin büyük yarıçapına bağlı olduğu gözlemlendi.
- AST sistemindeki indüktif olmayan akım yürütme mekanizmasının bir sonucu olarak, toroidal ve poloidal manyetik alan güçleri birbirine çok yakın olarak belirlendi.
- Sonuç olarak, AST sistemindeki C tabancaları sayısının artırılmasıyla bu sistemin küçük ve kompakt bir füzyon reaktör modeline dönüştürülebileceği tahmin edilmektedir [34].

#### 7.4.2. STPC (Spherical Tokamak with Plasma Centerpost)

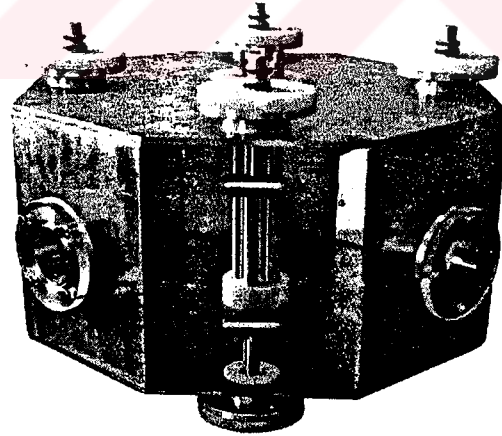
1999 yılında AST makinesinin yeni versiyonu tanımlanarak, STPC makinesi kuruldu. Bu makine, dünyadaki diğer CDX-U, HIT, HIST, NSTX, START, MAST ve TS-3,4 gibi küresel tokamak makinelerinden farklı olarak, toroidal akım oluşturmak için,  $10^6$  Amper düzeyinde yüksek akımlı merkezi iletken çubuk yerine, çok katlı plazma toplarıyla oluşturulan yüksek akımlı ( $10^4$ - $10^5$  Amper) merkezi plazma kuşakları kullanıldı. Modüler tasarımı STPC'de; sekizgen prizma biçimindeki ve 60 litre hacmindeki bir akı koruyucusu içinde; 90 derece açılabilir aralıklarla yerleştirilen, dört çift elektrot sistemiyle çalışan plazma toplarından önce; kompakt toroid plazma enjektörü ve daha sonra da hep birlikte diğer plazma topları ateşlenerek oluşan küresel tokamak, kendi oluşturduğu manyetik alan yardımıyla merkezde korunur ve kutup noktalarından çekilerek uzatılmış bir küresel tokamak oluşur [32].

STPC makinesinde yapılan deneyler sırasında, akı koruyucusu (Şekil 7.20) üzerindeki dairesel tanı penceresinden alınan fotoğraflar incelendiğinde, *MHD* kararlılığın tüm çalışma süresince korunduğu gözlenmektedir. Aynı zamanda küresel tokamakların karakteristik şekli olan uzama da oluşarak, dünyadaki diğer küresel tokamak makinelerinden alınan fotoğraflarla uyum içinde olduğu gözlenmiştir [32]. STPC makinesinin deneysel referans verileri Çizelge 7.5'te gösterilmiştir.

Çizelge 7.5. STPC makinesinde saptanan deneysel veriler [32]

Parametreler	Değerler
Boşalmanın oluşum sürekliliği	10ms
Maksimum toroidal alan yoğunluğu	1,3kG
Plazma yoğunluğu	$10^{14}$ - $10^{16}$ cm <sup>-3</sup>
Korunma zamanı	45-60ms
Elektron sıcaklığı	30-45eV
Ortalama helis biçimindeki plazma akımı	1,5-1,8kA
Maksimum poloidal alan	0,8kG

STPC küresel tokamağına ait iki makale, 12-16 Haziran 2000'de Budapeşte'de, Avrupa Fizik Derneği tarafından düzenlenen 27. Kontrollü Füzyon ve Plazma Fiziği Konferansı ve 4-10 Ekim 2000'de IAEA tarafından Sorrento'da düzenlenen 18. Füzyon Enerjisi Konferansı'nda, "özgün kavramlar" oturumlarında sunulurken tartışılmıştır [19]. STPC makinesindeki en büyük problemler, yer sorunu ve maddi desteğin çok sınırlı olmasıdır. Bu sorunlar halledildiği takdirde STPC makinesinin boyutsal olarak geliştirilmesi hedeflenmektedir.

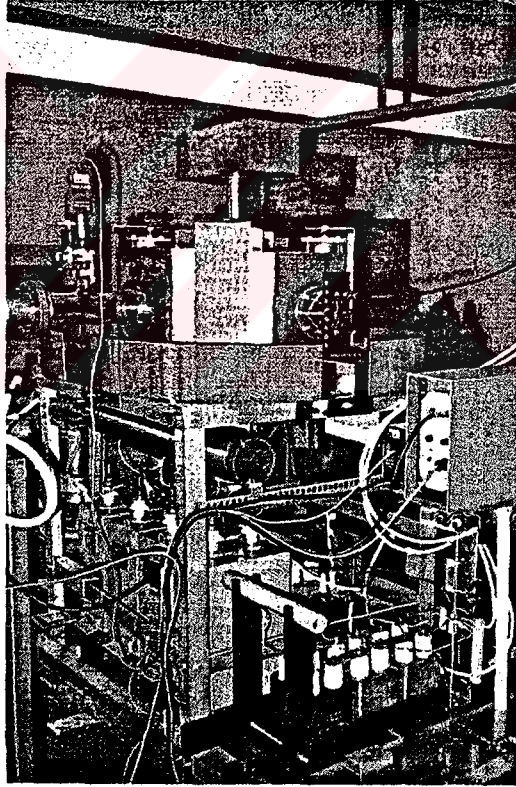


Şekil 7.20. Türkiye'de geliştirilen küresel tokamak modelinin akı koruyucusu [10]

Küresel tokamaklar için ortaya çıkarılan bu Türk seçeneği, yalnızca bir modellemedir. Hatta yeni İtalyan küresel tokamak tasarımlarında da, merkezi çubuk yerine tümüyle Türk tasarımcılarının beyin ürünü olan plazma toplarının yer aldığı belirtilmektedir. Füzyon modellemeleri üzerinde çalışan başka ülkeler de vardır. Brezilya, Çek Cumhuriyeti, İran, İspanya ve Portekiz bunlar

arasındadır. Ancak bu ülkelerden şimdiye kadar seçenek oluşturabilecek bir model çıkmamıştır. *TAEK*, Nükleer Araştırma Laboratuvarı'ndaki küresel tokamak makinesinin son biçimi Şekil 7.21'de gösterilmiştir.

Geliştirilen bu Türk küresel tokamak modelinde gelecekte yapılması gereken iş, modelin bire üç oranında büyütülerek, 3keV gücünde bir reaktör tasarımına dönüştürülmesidir. Bunun için tepkime odasının (akı koruyucusu) yarıçapının 40cm'den 1m'ye çıkartılması gerekmektedir. Böyle bir makinede oluşturulacak plazma sıcaklığı ise yaklaşık 35 milyon derecedir. Profesör Sinman, hibrid (karma) tasarımlı böyle bir makinede yanma süresinin 10 milisaniye düzeyinden, saniyenin çok daha büyük kesirlerine yükseleceğini ve deney koşullarında enerji bile üretilebileceğini vurgulamaktadır [10].



Şekil 7.21. *TAEK*, Nükleer Araştırma Laboratuvarı'ndaki küresel tokamak makinesinin son biçimi [10]



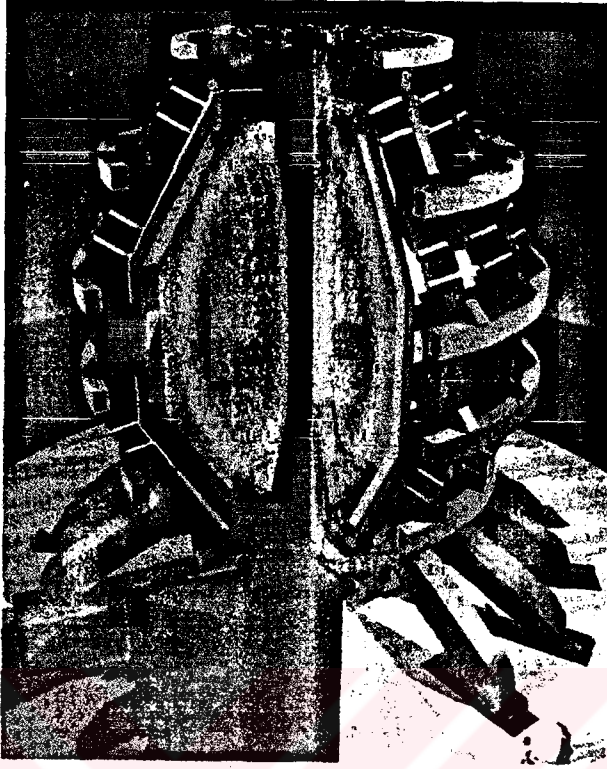
### 7.5. SSPP (Steady State Power Plant)

MAST ve NSTX küresel tokamaklarında kısa sürede elde edilen başarıya dayanarak SSPP gibi sürekli çalışan, bir küresel tokamak reaktörünün tasarımı yapılmıştır. Culham'da geliştirilen SSPP, ekonomik bir füzyon reaktörü olarak, küresel tokamakların fizibilitesini sergileyen kavramsal bir tasarımdır. Özellikleri; küçük  $A$ , büyük  $\kappa$  ve yüksek  $\beta_i$  koşullarında stabil şekilde çalışması, merkezi çubuğun basit bir montajla, bakım ve güncelleştirme işlemlerine uygun olması ve yüksek oranda akım sürülebilmesidir. Battaniye modüllerinin, merkezden dış yüzeylere kaydırılmasıyla basit bir bakım sağlanabilmektedir. Yüksek termal etkinlik için, helyum soğutmalı özel bir yatak kullanılmaktadır. Önerilen 3300 MW gücündeki bu füzyon reaktörünün öngörülen belli başlı parametreleri Çizelge 7.6'da gösterilmiştir.

Çizelge 7.6. SSPP küresel tokamağının öngörülen parametreleri [19]

Parametreler	Değerler
Büyük yarıçap ( $R$ )	3,4m
Küçük yarıçap ( $a$ )	2,4m
Görünüm oranı ( $A$ )	1,4
Uzanim ( $\kappa$ )	3
Çubuk akımı ( $I_{\text{çubuk}}$ )	31MA
Plazma akımı ( $I_p$ )	31MA
Sıcaklık ( $T$ )	19,2keV
Beta ( $\beta_i$ )	0,2
Korunma zamanı ( $\tau$ )	2s
Füzyon gücü	3300MW
Net elektrik gücü	1200MW
Nötron duvar yüklenmesi	3,6MW/m <sup>2</sup>
Yakıt yoğunluğu	1,1x10 <sup>20</sup> m <sup>-3</sup>
Tritiyum doğurma oranı	1,14

SSPP kavramsal küresel tokamak reaktöründe, MAST'ta kullanılan güç kaynakları, link, anahtarlama ve geri besleme sistemleri aynen kullanılarak maliyet yarı yarıya düşürülecek, nihai tasarım da ekonomik hale getirilmiş olacaktır [19]. SSPP'nin şeması Şekil 7.22'de gösterilmiştir.



Şekil 7.22. Sürekli şekilde çalışan büyük ölçekli SSPP küresel tokamak kavramsal tasarım şeması [19]

## 8. TARTIŞMA VE SONUÇ

Teknoloji ve sanayideki gelişmeler, dünya enerji ihtiyacını her geçen gün arttırmaktadır. Petrol, kömür, doğalgaz gibi doğal yakıtların birkaç yüzyıl sonra dünya enerji ihtiyacını karşılayamayacağı belirtilmektedir.

Günümüzdeki ve gelecekteki enerji sorununa çözüm bulmak amacıyla bilim adamlarının yöneldikleri alanlardan en önemlilerinden biri de nükleer enerjidir. Günümüzde fisyon reaktörleriyle enerji elde edilmekte ve kullanılmaktadır. Fakat fisyon tepkimelerinden açığa çıkan radyoaktif maddelerin insana ve çevreye verdiği ciddi zararlardan dolayı, artık bu enerjiye kuşkuyla bakılmaktadır.

Fisyona alternatif olarak sunulan diğer yol ise füzyondur. Füzyon, hammaddesinin bol, atıklarının temiz ve tükenmez bir enerji kaynağı olmasından dolayı bilim adamlarının ilgisini çekmektedir.

Füzyon çalışmalarında en iddialı olan sistem tokamaktır. Günümüze kadar çeşitli ülkelerde birçok tokamak deneyleri yapılmıştır. Bu tokamak düzenekleri, oldukça büyük boyutlu ve maliyeti yüksek makinelerdir. Deneyler neticesinde üç tokamakta  $Q > 1$  (çıkış enerjisi > giriş enerjisi) durumuna gelinmiştir. Bunlar; Avrupa Birliği'nin ortak yapımı olan İngiltere Culham Laboratuvarı'ndaki JET, A.B.D.'deki TFTR ve Japonya'daki JT-60U'dur. Bu umut verici durum karşısında reaktör yoluna giden ITER gibi uluslararası projeler yapılmıştır. Fakat maliyetin çok yüksek olmasından dolayı, sistemin daha ekonomik hale getirilmesi ve boyutların küçültülmesi için yeni çalışmalar ve modellemeler yoluna gidilmiştir.

Bu modellerden biri olan küresel tokamaklarda çok büyük hacimli manyetik alan bobinleri kaldırılarak makinenin boyutu küçültülmüştür. Böylece basit yapılı, bakımı kolay yapılabilen ve maliyeti düşük füzyon makineleri elde edilmiştir. Ayrıca küresel tokamaklar, iyi korunmuş, kararlı tokamak şekillenmeleri oluştururlar. Küresel tokamağın bu özelliklerinden dolayı İngiltere ve A.B.D.'de bu model üzerinde çalışmalar yapılmıştır. İngiltere'de START ve MAST, A.B.D.'de ise NSTX küresel tokamak makineleri oldukça başarılı sonuçlar vermiştir. Rusya'da da Globus-M adlı bir küresel tokamak çalışması yapılmaktadır. MAST ve NSTX makinelerinde daha iyi sonuçların elde edilmesi için iyileştirme çalışmaları devam etmektedir. TAEK Nükleer Füzyon

Laboratuvarı'nda geliştirilen STPC küresel tokamağı ise hilal biçimli plazma topları ile emsallerinden daha farklı alternatif bir yol sunmaktadır.

Yapılan deneyler ve elde edilen sonuçlar göstermektedir ki, bir füzyon reaktörüne ulaşmada küresel tokamak modeli oldukça iddialıdır.

Tokamak deneylerinin en belirgin özelliği, deney düzenekleri üzerinde oldukça kalabalık grupların çalışması ve birçok alanın birbiriyle işbirliği içinde olmasıdır. Örneğin; NSTX küresel tokamak programında toplam 75 bilim adamı görev yapmaktadır. Profesör Sadrettin Sinman, bu alandaki bir hamlenin, olmazsa olmaz, koşulları arasında, hedefi belli bir füzyon programının yapılmasının ötesinde, disiplinler arası bir işbirliğini ve değişik bilim dallarından uzmanları bünyesinde toplayacak bir araştırma yapısı ve laboratuvarları saymakta ve buna ek olarak deney araçlarının tasarım ve geliştirilmesinde kamu-özel sektör işbirliğini vurgulamaktadır.

Dünyadaki tokamak çalışmalarına bakıldığında çoğunun üniversite laboratuvarlarında yapıldığı dikkati çekmektedir. Türkiye'de geliştirilen STPC küresel tokamağı ise *TAEK* laboratuvarlarında yapılmıştır. Halbuki üniversitelerimizin Fizik Bölümlerinde bulunan "Yüksek Enerji ve Plazma Fiziği" ve "Nükleer Fizik" anabilim dalları kapsamında bu tür çalışmalar yapılabilir. Bunun da ötesinde ders kapsamında deneysel çalışma olarak bu tür projeler öğrencilere yaptırılabilir. Bunun bir örneği A.B.D.'de yapılmıştır. Wisconsin Üniversitesi'nde MEDUSA adlı masa-üstü bir deney düzeneği düşük bir maliyetle üstelik lisans öğrencileri tarafından kurulmuş ve çalıştırılmıştır.

Sonuç olarak; enerji uzmanları, mevcut enerji krizinin, ancak füzyon reaktörlerinin devreye girmesiyle atlatılabileceğini düşünmektedirler. Füzyon reaktörüne giden yolda ise küresel tokamaklar, basitliği ve ekonomik yönden uygun oluşu ile ilgi çekici olmaktadır.

## KAYNAKLAR

1. MIYAMOTO, K., *Plasma Physics for Nuclear Fusion*, Revised Ed., The MIT Press, Cambridge (1989).
2. DIVISION OF PLASMA PHYSICS, AMERICAN PHYSICAL SOCIETY, <http://aps.org>, *Fusion Science Handout* (2001).
3. DOLAN, T.J., *Fusion Research*, Pergamon Press, New York (1982).
4. DAS, A. ve FERBEL, T., *Introduction to Nuclear and Particle Physics*, John Wiley&Sons, Inc., New York (1994).
5. GLASSTONE, S. ve SESONSKE, A., *Nuclear Reactor Engineering*, Third Ed., Krieger Publishing Company, Malabar, Florida (1981).
6. YANG, F. ve HAMILTON, J.H., *Modern Atomic and Nuclear Physics*, The McGraw-Hill Companies, Inc., New York (1996).
7. ALTIN, V., *Dostumuz mu Düşmanımız mı? Nükleer Enerji, Bilim ve Teknik*, 388, 48-52 (2000).
8. GÜRDİLEK, R., *Nükleer Teknolojiyle Tanışmak, Bilim ve Teknik*, 388, 40-46 (2000).
9. [http://ippex.pppl.gov/ippex/About\\_fusion/FUSION\\_DOC2.HTML](http://ippex.pppl.gov/ippex/About_fusion/FUSION_DOC2.HTML), What is Fusion?, (23.01.2001).
10. GÜRDİLEK, R., *Füzyonda Türk Modeli, Bilim ve Teknik*, 388, 54-59 (2000).
11. KAMMASH, T., *Fusion Reactor Physics: Principles and Technology*, Ann Arbor Science Publishers Inc., Ann Arbor (1975).
12. KNOEPFEL, H., *Tokamak Reactors for Breakeven, A Critical Study of the Near-Term Fusion Reactor Program, Erice-Traconi (Sicily), September 21-October 1, 1976*, Pergamon Press, Oxford (1976).
13. GLASSTONE, S. ve LOVBERG, R.H., *Controlled Thermonuclear Reactions*, Robert E. Krieger Publishing Company, Malabar, Florida (1960).
14. ÖKSÜZ, L., *Plazma Gerçeği, Bilim ve Teknik*, 399, 75 (2001).
15. ELIEZER, Y. ve ELIEZER S., *The Fourth State of Matter*, Adam Hilger, Bristol (1989).
16. DENDY, R., *Plasma Physics: An Introductory Course*, Cambridge University Press, Cambridge (1995).

17. INTERNATIONAL SCHOOL OF PLASMA PHYSICS, *Theory of Magnetically Confined Plasmas: Proceedings of the Course Held in Varenna, Italy, 1-10 September 1977*, Edited by B.Coppi, Oxford, Pergamon Press (1979).
18. SİNMAN A. ve SİNMAN S., *Nükleer Füzyon Reaktörü ve Bazı Yaklaşımlar, Füzyon Enerjisi Çok Uzakta Mı?*, *Bilim ve Teknik*, **388**, 60-64 (2000).
19. SİNMAN A. ve SİNMAN S., *Nükleer Füzyon Reaktörleri ve Küresel Tokamaklar-Nükleer Füzyon*, *Bilim ve Teknik*, **399**, 76-81 (2001).
20. WESLEY, J.C. ve THE ITER JOINT CENTRAL TEAM, *International Thermonuclear Experimental Reactor: Physics Issues, Capabilities and Physics Program Plans*, *Phys. Plasmas*, **4**, 2642-2652 (1997).
21. CAMPBELL, D.J., *The Physics of the International Thermonuclear Experimental Reactor FEAT*, *Physics of Plasmas*, Vol.8, No.5, 2041-2049 (2001).
22. LUBKIN, G.B., *Spherical Torus May Improve Tokamak Cost and Performance*, *Physics Today*, Vol.52, No:1-6, 19-20 (1999).
23. SYKES, A., AKERS, R., APPEL, L., CAROLAN, P.G., CONWAY, N.J., COX, M., FIELD, A.R., GATES, D.A., GEE, S., GRYAZNEVICH, M., HENDER, T.C., JENKINS, I., MARTIN, R., MOREL, K., MORRIS, A.W., NIGHTINGALE, M.P.S., RIBEIRO, C., ROBINSON, D.C., TOURNIANSKI, M., VALOVIC, M., WALSH, M.J. ve WARRICK C., *High- $\beta$  Performance of the START Spherical Tokamak*, *Plasma Phys. Control. Fusion*, **39**, B247-B260 (1997).
24. SYKES, A., *High  $\beta$  Produced by Neutral Beam Injection in the START (Small Tight Aspect Ratio Tokamak) Spherical Tokamak*, *Phys. Plasmas*, **4**, 1665-1671 (1997).
25. SYKES, A., *Progress on Spherical Tokamaks*, *Plasma Phys. Control. Fusion*, **36**, B93-B106 (1994).
26. SYKES, A., CONNOR, J.W., DUCK, R., GIBSON, K., GOODALL, D.H.J., GRYAZNEVICH, M., HENDER, T.C., HUGILL, J., ROBINSON, D.C., TURNER, M.F., VALOVIC, M., WALSH, M., WILSON, H.R., COLCHIN, R.J. ve PENG, Y.K.M., *Tight Aspect Ratio Tokamaks-Theory and Experiment*, *Plasma Phys. Control. Fusion*, **35**, 1051-1062 (1993).

27. CAROLAN, P.G., AKERS, R.J., APPEL, L., CONWAY, N.J., COUNSELL, G.F., FIELD, A.R., GATES, D.A., GEE, S.J., GRYAZNEVICH, M.P., JENKINS, I., MARTIN, R., MOREL, K., MORRIS, A.W., NIGHTINGALE, M.P.S., ROACH, C.M., SYKES, A., TUKACHINSKY, A., TOURNIANSKI, M.R., WALSH, M.J. ve THE START OPERATIONAL TEAM, *Enhanced Performance in the START Tokamak, Plasma Phys. Control. Fusion*, **40**, 615-620 (1998).
28. GATES, D.A., AKERS, R., APPEL, L., CAROLAN, P.G., CONWAY, N., DOWLING, J., GRYAZNEVICH, M., HENDER, T., KWON, O.J., MARTIN, R., NIGHTINGALE, M., PRICE, M., ROACH, C., SYKES, A., TOURNIANSKI, M.R., WALSH, M., WARRICK, C.D., THE START ve NBI TEAMS *High-Performance Discharges in the Small Tight Aspect Ratio Tokamak (START)*, *Physics of Plasmas*, Vol.5, Number 5, 1775-1783 (1998).
29. SYKES, A., AHN, J.W., AKERS, R., ARENDS, E., CAROLAN, P.G., COUNSELL, G.F., FIELDING, S.J., GRYAZNEVICH, M., MARTIN, R., PRICE, M., ROACH, C., SHEVCHENKO, V., TOURNIANSKI, M., VALOVIC, M., WALSH, M.J., WILSON, H.R. ve THE MAST TEAM, *First Physics Results from the MAST Mega-Amp Spherical Tokamak, Physics of Plasmas*, Vol.8, Number 5, 2101-2106 (2001).
30. KAYE, S.M., BELL, M.G., BELL, R.E., BIALEK, J., BIGELOW, T., BITTER, M., BONOLI, P., DARROW, D., EFTHIMION, P., FERRON, J., FREDRICKSON, E., GATES, D., GRISHAM, L., HOSEA, J., JOHNSON, D., KAITA, R., KUBOTA, S., KUGEL, H., LEBLANC, B., MAINGI, R., MANICKAM, J., MAU, T.K., MAQUEDA, R.J., MAZZUCATO, E., MENARD, J., MUELLER, D., NELSON, B., NISHINO, N., ONO, M., PAOLETTI, F., PAUL, S., PENG, Y.K.M., PHILLIPS, C.K., RAMAN, R., RYAN, P., SABBAGH, S.A., SCHAFFER, M., SKINNER, C.H., STUTMAN, D., SWAIN, D., SYNAKOWSKI, E., TAKASE, Y., WILGEN, J., WILSON, J.R., ZHU, W., ZWEBEN, S., BERS, A., CARTER, M., DENG, B., DOMIER, C., DOYLE, E., FINKENTHAL, M., HILL, K., JARBOE, T., JARDIN, S., JI, H., LAO, L., LEE, K.C., LUHMANN, N., MAJESKI, R., MEDLEY, S., PARK, H., PEEBLES, T., PINSKER, R.I., PORTER, G., RAM, A., RENSINK, M., ROGNLIEN, T., STOTLER, D., STRATTON, B., TAYLOR, G., WAMPLER, W., WURDEN, G.A., XU, X.Q., ZENG, L. ve NSTX TEAM, *Initial Physics Results from the National Spherical Torus Experiment, Physics of Plasmas*, Vol.8, Number 5, 1977-1987 (2001).
31. RAMAN, R., JARBOE, T.R., MUELLER, D., SCHAFFER, M.J., MAQUEDA, R., NELSON, B.A., SABBAGH, S., BELL, M., EWIG, R., FREDRICKSON, E., GATES, D., HOSEA, J., JI, H., KAITA, R., KAYE, S.M., HUGEL, H., MAINGI, R., MENARD, J., ONO, M., ORVIS, D., PAOLETTI, F., PAUL, S., PENG, M., SKINNER, C.H., WILGEN, J.B., ZWEBEN, S. ve THE NSTX RESEARCH TEAM, *Initial Results from Coaxial Helicity Injection Experiments in NSTX, Plasma Phys. Control. Fusion*, **43**, 305-312 (2001).

32. SİNMAN, A. ve SİNMAN S., *Türkiyede Yapılan Deneysel Nükleer Füzyon Çalışmaları, Bilim ve Teknik*, **388**, 56-59 (2000).
33. SİNMAN, S. ve SİNMAN, A., *A Spherical Tokamak Employing Magnetically Driven Plasma Guns, Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research 1994(Proc. 15th Int. Conf. Seville, 1994)*, Vol.2, 303-315, IAEA, Vienna (1995).
34. SİNMAN, S. ve SİNMAN, A., *Profile Control for an Alternative Spherical Tokamak, Fusion Energy 1996(Proc. 16th Int. Conf. Montreal 1996)*, Vol.2, 297-305, IAEA, Vienna (1997).

