

**T.C.  
İNÖNÜ ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**MONTE CARLO TEKNİĞİ KULLANILARAK FÜZYON TOKAMAK  
REAKTÖRLERİNDE NÖTRONİK HESAPLAMALAR**

**MEHTAP GÜNAY**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ  
FİZİK ANABİLİM DALI**

**MALATYA  
Haziran 2004**

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürlüğü'ne,

Bu çalışma Jürimiz tarafından Fizik Anabilim dalında YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.



Prof. Dr. Mahmut DOĞRU

Başkan



Prof. Dr. Başar ŞARER

Üye



Doç. Dr. Ali BAYRİ

Üye

Onay

Yukarıdaki imzaların adı geçen öğretim üyelerine ait olduğunu onaylarım.

02/07/2024

Prof. Dr. Ali ŞAHİN

Enstitü Müdürü

## ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

### MONTE CARLO TEKNİĞİ KULLANILARAK FÜZYON TOKAMAK REAKTÖRLERİNDE NÖTRONİK HESAPLAMALAR

Mehtap GÜNAY  
İnönü Üniversitesi  
Fen Bilimleri Enstitüsü  
Fizik Anabilim Dalı  
124 + xii sayfa  
2004

Tez Danışmanı : Prof. Dr. Başar ŞARER

Bu çalışmada, APEX hibrit reaktörleri incelenmiş ve yeni modeller tasarlanmıştır. APEX füzyon teknolojisinin diğer füzyon teknolojilerinden üstünlüğü, reaktörde ilk katı duvar yerine hızlı akan bir sıvı duvar kullanılmasıdır. Bu sıvı duvarın avantajı, yapı malzemesi hasarlarını azaltarak bu malzemelerin ömrünü reaktör ömür seviyesine getirmesi, ayrıca yüksek nötron duvar yüküne imkân sağlamasıdır.

Çalışmada ilk olarak ilk sıvı duvar, blanket ve koruyucu bölgelerinde akışkan olarak, flibedeki ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ ) Li'yi oluşturan  ${}^6\text{Li}$  ve  ${}^7\text{Li}$  oranları, %0-100 arasında değiştirilerek flibe kullanılmıştır.  ${}^6\text{Li}$  ve  ${}^7\text{Li}$ 'nin değişen oranları için kaynak nötron başına trityum üretim oranı (TBR) ve enerji üretim faktörü (M) hesaplanmıştır.

Çalışmada ikinci olarak 22 farklı APEX hibrit reaktör modelleri sunulmuştur. Birinci modelde ilk sıvı duvar, blanket ve zırh bölgelerinde akışkan olarak doğal flibe ( ${}^6\text{Li}$ : %7,5,  ${}^7\text{Li}$ : 92,5,  ${}^9\text{Be}$ : %100,  ${}^{19}\text{F}$ : %100) kullanılmıştır. Diğer modellerde aynı bölgelerde akışkan olarak, doğal flibe ile birlikte sırasıyla  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th fertil (üretken yakıt) %2-20 arasında kullanılmıştır. Bu oranlara göre kaynak nötron başına trityum üretim oranı, enerji üretim faktörü, toplam fisyon reaksiyon sayısı, füzyon nötronları başına fisil malzeme üretim hızı, açığa çıkan toplam fisyon enerjisi, fisyon ve füzyon reaksiyonları sonucunda açığa çıkan ortalama enerji hesaplanmıştır.

Çalışma sonunda  ${}^6\text{Li}$  zenginliğinin azalması ve  ${}^7\text{Li}$  zenginliğinin artması ile TBR'nin arttığı M'nin azaldığı saptanmıştır. Doğal flibe için (%100) TBR değeri 1,23 civarında, M değeri de 1,74 civarında bulunmuştur.  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları %0-20 arasında arttıkça TBR'nin azaldığı, M, toplam fisyon reaksiyon sayısı, fisil malzeme üretim oranı, fisyon enerjisi, ortalama enerji ve ortalama toplam enerji değerlerinin arttığı saptanmıştır.

**ANAHTAR KELİMELER :** APEX, Monte Carlo, MCNP, Hibrit reaktör, sıvı duvar, sıvı ilk duvar, füzyon.

## ABSTRACT

Master

### NEUTRON TRANSPORT CALCULATIONS FOR FUSION TOKAMAK REACTORS BY USING MONTE CARLO METHOD

Mehtap GÜNAY  
İnönü University  
The Faculty of Science and Arts  
Department of Physics  
124 + xii pages  
2004

Supervisor: Prof. Dr. Başar ŞARER

In this study APEX hibrit reactors are investigated and it has been projected the new models. The superiority of the APEX fusion technology from the other fusion technologies is that there has been used in reactor a fluid wall which fast flowing instead of first solid wall. The advantage of this fluid wall is to extend the life of structural material to that reactor by reducing the rate of damage on the structural material. It also allows high neutron wall loads.

In this study first of all, the fluid used on the first liquid wall, blanket and shield zones flibe which changes between %0-100 proportion  ${}^6\text{Li}$  and  ${}^7\text{Li}$  forming at Li on the flibe ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ ). The tritium production rate per source neutron (TBR) and the energy production factor (M) has been examined of  ${}^6\text{Li}$  and  ${}^7\text{Li}$  for change proportions.

Secondly all of those has been shown 22 different APEX hibrit reactor models. The fluid used in the first model on the first liquid wall, blanket and shield zones natural flibe ( ${}^6\text{Li}$ : %7,5,  ${}^7\text{Li}$ : %92,5,  ${}^9\text{Be}$ :%100,  ${}^{19}\text{F}$ : %100). The fluid used in the other models on the same zones fertil (pasive fuels) in order  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  and Th which change between %2-20 is used together with the natural flibe. According to proportions has been calculated for tritium production rate per source neutron, the energy production factor, total fision reaction number, fisil material production speed per fusion neutron, total fision energy revealing and avarage energy revealing in result fision and fusion reactions.

In this study was found the TBR increase and M decrease by the decrease of  ${}^6\text{Li}$  enrichment and the increase of  ${}^7\text{Li}$  enrichment. TBR is nearly 1,23 and M is nearly 1,74 for natural flibe (%100). TBR decreases, M, the total fision reaction number, the fisil material production speed, fision energy, avarage energy and avarage total energy values increases when  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  and Th proportion increases between %0-20.

**KEYWORDS** : APEX, Monte Carlo, MCNP, Hybrid reactor, liquid wall, liquid first wall, fusion.

## TEŐEKKÜR

Bu tezin hazırlanması süresince yardım, öneri ve desteđini esirgemedi beni yönlendiren danıřman hocam Sayın Prof. Dr. Bařar ŐARER'e,

Bařta bölüm bařkanımız Sayın Prof. Dr. Selçuk ATALAY olmak üzere bütün hocalarım ve mesai arkadaşlarıma,

Tez yazımı sırasında yardımlarını gördüğüm Mühendislik Fakültesinden arkadaşım Fatih TUNÇAY'a,

Ayrıca tüm hayatım boyunca olduđu gibi tez çalışmalarım süresince de benden desteklerini esirgemeyen değerli AİLEM'e sonsuz teşekkür ederim.



## İÇİNDEKİLER

ÖZET .....	iii
ABSTRACT.....	iv
TEŞEKKÜR .....	v
İÇİNDEKİLER .....	vi
ŞEKİLLER DİZİNİ. ....	vii
ÇİZELGELER DİZİNİ.....	ix
SİMGELER VE KISALTMALAR.....	xii
1. GİRİŞ .....	1
2. FÜZYON REAKSİYONLARI.....	7
2.1. Nükleer Reaktörlerin Sınıflandırılması.....	11
3. FÜZYON REAKTÖRLERİ.....	12
3.1. Manyetik Alan Sınırlamalı Füzyon Reaktörleri .....	15
3.1.1. Tokamak Füzyon Reaktörleri .....	16
3.1.1.a. JET Reaktörü.....	23
3.1.1.b. TFTR Reaktörü.....	24
3.1.1.c. JT-60U Reaktörü.....	24
3.1.1.d. DIII-D Reaktörü.....	25
3.1.1.e. ITER Reaktörü.....	27
3.1.1.1. LDX Füzyon Reaktörü .....	31
3.1.1.2. Küresel Tokamaklar.....	33
3.1.1.2.1. STPC Küresel Tokamağı .....	35
3.1.1.2.2. START Küresel Tokamağı .....	35
3.1.1.2.3. MAST Küresel Tokamağı .....	36
3.1.1.2.4. NSTX Küresel Tokamağı .....	38
3.1.1.2.5. SSPP Küresel Tokamağı .....	39
3.1.1.3. Stelleratörler .....	40
3.1.1.4. Ters-Alan Sıkıştırıcıları.....	40
3.1.1.5. Spheromaklar.....	41
3.1.2. Manyetik Ayna Füzyon Reaktörleri .....	41
3.1.2.1. MFTF-B Reaktörü .....	42
3.1.2.2. TMX (Tandem Ayna Deneyi) Füzyon Reaktörü.....	43
3.2. Eylemsiz Sınırlamalı Füzyon Reaktörleri .....	43
3.2.1. Hylife Füzyon Reaktörü .....	46
3.2.2. MHD Füzyon Reaktörü.....	50
3.2.3. Pacer Füzyon Reaktörü.....	51
4. HİBRİT (Füzyon-Fisyon) REAKTÖRLERİ .....	54
4.1. APEX Hibrit Reaktörü. ....	59
4.2. Fisil Yakıt Üretimi .....	66
5. MONTE CARLO YÖNTEMİ .....	68
5.1. MCNP (Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu).....	68
6. SONUÇLAR ve TARTIŞMA .....	74
7. SONUÇ ve ÖNERİ.....	118
8. KAYNAKLAR.....	121
ÖZGEÇMİŞ .....	124

## ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1.	Enerji türlerine göre CO <sub>2</sub> emisyonu.....	2
Şekil 1.2.	2002 yılında ülkelere göre nükleer santrallerin elektrik üretimindeki payı .....	3
Şekil 2.1.	Döteryum-Döteryum (D-D) füzyon reaksiyonu .....	8
Şekil 2.2.	Döteryum-Trityum (D-T) füzyon reaksiyonu .....	8
Şekil 3.1.	Bir füzyon güç reaktörü tasarımı .....	12
Şekil 3.2.	Düzgün aksenal manyetik alan sınırlaması .....	16
Şekil 3.3.	Tokamağın genel görünümü .....	16
Şekil 3.4.	Manyetik alan sınırlamasının tokamak metodu prensibi ...	17
Şekil 3.5.	Bir tokamakta akım, alan ve yarıçap gösterimi.....	18
Şekil 3.6.	Tokamak plazmasının ohmik, radyo frekansı ve nötral partikül demeti ile ısıtılmasını gösteren şematik resim .....	20
Şekil 3.7.	JET reaktörü (Joint European Torus) .....	23
Şekil 3.8.	TFTR reaktörü.....	24
Şekil 3.9.	DIII-D reaktörü .....	26
Şekil 3.10.	ITER düzeneğine ait şematik görüntü .....	28
Şekil 3.11.	LDX füzyon reaktörü .....	32
Şekil 3.12.	START reaktörü .....	36
Şekil 3.13.	MAST görüntüsü .....	37
Şekil 3.14.	NSTX küresel tokamak görüntüsü .....	38
Şekil 3.15.	SSPP küresel tokamak görüntüsü .....	39
Şekil 3.16.	Çizgisel ayna cihazlarının temel bileşenleri .....	41
Şekil 3.17.	MFTF-B reaktörü.....	42
Şekil 3.18.	Çeşitli lazer ışınları ile (D,T) peletinin ışıması .....	43
Şekil 3.19.	IFE yakıtının sıkıştırılarak patlatılması .....	45
Şekil 3.20.	HYLIFE füzyon reaktörü .....	47
Şekil 3.21.	HYLIFE-II füzyon reaktör tesisinin şematik görüntüsü .....	47
Şekil 3.22.	Yakıtın lazer ışını ve ağır iyon ışını ile ışınlanması .....	48
Şekil 3.23.	HYLIFE-II reaktörü içerisindeki sıvı jetlerin konumu .....	49
Şekil 3.24.	MHD füzyon reaktör tesisinin şematik görüntüsü .....	50
Şekil 3.25.	PACER reaktör tesisi .....	51
Şekil 3.26.	Bir PACER reaktör odasının çalışma prensibi .....	52
Şekil 4.1.	Tokamak hibrit reaktörünün genel olarak tasarlanmış hali .....	57
Şekil 4.2.	Tandem ayna tipi hibrit reaktörü .....	57
Şekil 4.3.	HYLIFE hibrit reaktörü .....	59
Şekil 4.4.	Flibe sıvı akışı için sıcaklık şeması .....	61
Şekil 4.5.	Yerçekimi momentum tahrikiyle (GMD) sıvı duvar teşkili .....	63
Şekil 4.6.	Elektromanyetik tutma (EMR) .....	64
Şekil 4.7.	Manyetik itme .....	65
Şekil 6.1.	Çalışmada kullanılan tek boyutlu APEX hibrit reaktörünün yarıçap ve kalınlıkları.....	79
Şekil 6.2.	Çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktörünün iki boyutlu gösterimi .....	80
Şekil 6.3.	Çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktör modelinin Şekil 6.2'deki kesiti .....	81

Şekil 6.4.	Hesaplamalarda kullanılan nötron spektrumu.....	82
Şekil 6.5.	<sup>6</sup> Li zenginliğine göre TBR'nin ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi .....	83
Şekil 6.6.	<sup>6</sup> Li zenginliğine göre M'nin ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişim .....	84
Şekil 6.7.	Trityum üretim oranının ThF <sub>4</sub> , ThO <sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi .....	85
Şekil 6.8.	Enerji çoğaltma faktörünün ThF <sub>4</sub> , ThO <sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi .....	86
Şekil 6.9.	Toplam fisyon reaksiyon sayısının ThF <sub>4</sub> , ThO <sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi .....	87
Şekil 6.10.	Kaynaktan çıkan nötron başına fisil malzeme üretiminin ThF <sub>4</sub> , ThO <sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi .....	88
Şekil 6.11.	Ortalama enerjinin ThF <sub>4</sub> , ThO <sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesinde meydana gelebilecek bütün reaksiyonlar sonucu açığa çıkan toplam enerjideki değişimi .....	89
Şekil 6.12.	Fisyon enerjisinin ThF <sub>4</sub> , ThO <sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi .....	90
Şekil 6.13.	ThF <sub>4</sub> , ThO <sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre reaktörün bütün bölgelerinde meydana gelebilecek bütün reaksiyonlar sonucu açığa çıkan toplam enerjideki değişim.....	91



## ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.1.	Dünya üzerindeki nükleer reaktörlerin ülkelere göre dağılımı.....	4
Çizelge 2.1.	Füzyon reaksiyonları .....	10
Çizelge 3.1.	Füzyon reaktörleri için yapı malzemeleri.....	14
Çizelge 3.2.	Tokamak reaktör problemlerinin zamanla çözüm süreci.....	19
Çizelge 3.3.	Starlite Tokamak reaktör adaylarının önemli parametreleri .....	21
Çizelge 3.4.	Tokamak tipi bir reaktördeki malzemelerin karşılaştırılması .....	22
Çizelge 3.5.	Önemli test reaktörlerinin kendi aralarında karşılaştırılması .....	25
Çizelge 3.6.	En son geliştirilmiş tokamak parametreleri .....	25
Çizelge 3.7.	DIII-D reaktör parametreleri .....	26
Çizelge 3.8.	ITER reaktör parametreleri .....	28
Çizelge 3.9.	Manyetik alan sınırlamalı cihazlar .....	31
Çizelge 3.10.	Tokamak karma reaktör tasarım parametreleri .....	34
Çizelge 3.11.	START ve MAST küresel tokamaklarının parametreleri .....	37
Çizelge 3.12.	SSPP küresel tokamak parametreleri .....	40
Çizelge 4.1.	Katı ve sıvı üretken malzemeler .....	55
Çizelge 4.2.	3000 MW'lık bir elektrik çıkışı için üç farklı reaktör dizaynı için önemli fiziksel parametreler .....	58
Çizelge 4.3.	Sıvı duvar alternatifleri .....	62
Çizelge 4.4.	Parametrelerin karşılaştırılması .....	66
Çizelge 5.1.	Yüzey denklemleri .....	71
Çizelge 5.2.	Tally sembolleri ve açıklamaları .....	73
Çizelge 5.3.	Programı durdurma kartları.....	73
Çizelge 6.1.	${}^6\text{Li}$ ve ${}^7\text{Li}$ yüzdelerine göre TBR ve M'nin hesaplanması .....	92
Çizelge 6.2.	Çalışmada kullanılan APEX modelleri için blanketlerde hesaplanan nötronik sonuçlar (Flibe+ThF <sub>4</sub> ) .....	93
Çizelge 6.3.	Çalışmada kullanılan APEX modelleri için blanketlerde hesaplanan nötronik sonuçlar (Flibe+ThO <sub>2</sub> ) .....	94
Çizelge 6.4.	Çalışmada kullanılan APEX modelleri için blanketlerde hesaplanan nötronik sonuçlar (Flibe+Th) .....	95
Çizelge 6.5.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-1 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%100 Flibe) .....	96
Çizelge 6.6.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-2 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar ( %2 ThF <sub>4</sub> + %98 Flibe) .....	97
Çizelge 6.7.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-3 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar ( %4 ThF <sub>4</sub> + %96 Flibe) .....	98
Çizelge 6.8.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-4 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%6 ThF <sub>4</sub> + %94 Flibe) .....	99
Çizelge 6.9.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-5 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%8 ThF <sub>4</sub> + %92 Flibe) .....	100

Çizelge 6.10.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-6 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%10 ThF <sub>4</sub> + %90 Flibe) .....	101
Çizelge 6.11.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-7 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%15 ThF <sub>4</sub> + %85 Flibe) .....	102
Çizelge 6.12.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-8 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%20 ThF <sub>4</sub> + %80 Flibe).....	103
Çizelge 6.13.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-9 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%2 ThO <sub>2</sub> + %98 Flibe) .....	104
Çizelge 6.14.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-10 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%4 ThO <sub>2</sub> + %96 Flibe) .....	105
Çizelge 6.15.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-11 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%6 ThO <sub>2</sub> + %94 Flibe) .....	106
Çizelge 6.16.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-12 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%8 ThO <sub>2</sub> + %92 Flibe) .....	107
Çizelge 6.17.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-13 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%10 ThO <sub>2</sub> + %90 Flibe) .....	108
Çizelge 6.18.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-14 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%15 ThO <sub>2</sub> + %85 Flibe) .....	109
Çizelge 6.19.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-15 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%20 ThO <sub>2</sub> + %80 Flibe) .....	110
Çizelge 6.20.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-16 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%2 Th + %98 Flibe) .....	111
Çizelge 6.21.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-17 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%4 Th + %96 Flibe).....	112
Çizelge 6.22.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-18 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%6 Th + %94 Flibe) .....	113
Çizelge 6.23.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-19 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%8 Th + %92 Flibe) .....	114
Çizelge 6.24.	Çalışmada kullanılan APEX MODEL-20 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%10 Th + %90 Flibe) .....	115

Çizelge 6.25. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-21 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%15 Th + %85 Flibe).....	116
Çizelge 6.26. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-22 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%20 Th + %80 Flibe).....	117



## SİMGELER VE KISALTMALAR

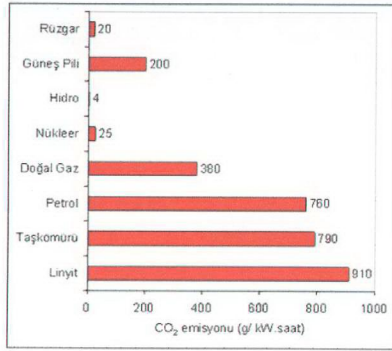
A	Kütle numarası
Z	Atom numarası
Q	Fisyon reaksiyon enerjisi
BR	Fisil yakıt üretimi
HR	Hibrit reaktör
E	Nötron enerjisi (MeV)
g	Yerçekimi ivmesi ( $m/s^2$ )
TBR	Trityum üretim oranı
M	Blanket enerji çoğalım katsayısı
$a_m$	Merkezcil ivme ( $m/s^2$ )
$T_6$	$^6Li$ 'nin trityum üretim oranı
$T_7$	$^7Li$ 'nin trityum üretim oranı
T	$T_6 + T_7$ toplam trityum üretim oranı
$\Sigma_\gamma$	Fisil yakıt üretimi
$\Sigma_f$	Toplam fisyon reaksiyon sayısı
$\Phi$	Nötron akısı
ST	Küresel tokamak
V.V.	Vakum odası
LWR	Hafif su reaktörü
MCNP	Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu
EMR	Elektromanyetik tutma kuvveti
GMD	Yerçekimi-momentum tahriki kuvvet
COE	Elektrik santrallerinden çıkış enerji maliyeti

## 1. GİRİŞ

Dünyanın enerjiye olan ihtiyacı her geçen gün biraz daha artmaktadır. Dünya nüfusundaki ve 20. yüzyılın ikinci yarısından itibaren enerji tüketiminde meydana gelen hızlı artış, mevcut enerji kaynaklarının kısıtlı oluşu ve çevre sorunları ülkeleri temiz enerji kaynakları bulmaya yöneltmiştir.

Bir ülkedeki enerji tüketimi, gelişmişlik düzeyini tanımlayan önemli göstergelerden biridir. Yaşam standartlarını yükseltmek isteyen insanoğlu enerji ihtiyacının da yüksek düzeylere çıkmasına sebep olacaktır. Kişi başına tüketilen enerji; Yunanistan'da 3000, Bulgaristan'da 6000, Avrupa topluluğunda ise 3500 ile 16000 kW/saat arasında olmasına karşılık, bu oran Türkiye'de 1000 kW/saat'tir [1].

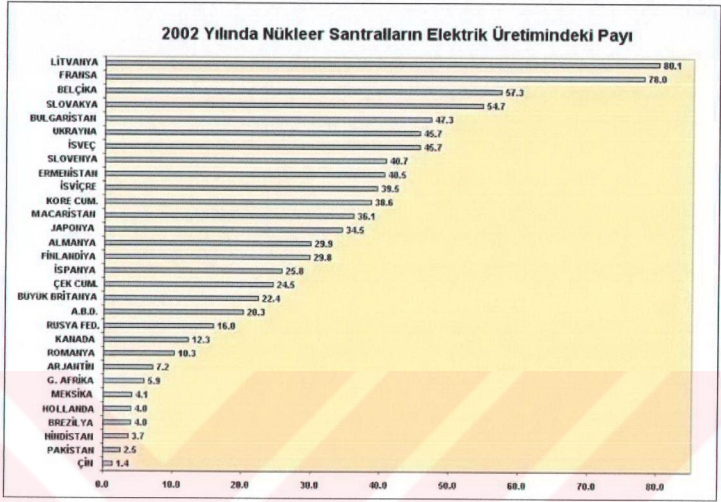
Günümüzde enerji üretimi hidroelektrik, termik ve sıvı yakıt kullanan santraller tarafından gerçekleştirilmektedir. Hidroelektrik santrallerde, akarsu kaynaklarının yetersiz oluşu nedeniyle enerji üretimi sınırlıdır. Bu yüzden günümüz sanayisinin enerji ihtiyacı fosil ürünlerinden (petrol ve kömür) ve nükleer yakıtlardan sağlanmaktadır. Dünyamızın fosil rezervleri de sınırlı miktarda mevcuttur. Fosil yakıtların taşınması ve dağıtımını çevre kirliliğine neden olmaktadır. Atmosferde artan ve atmosferin dengesini bozan CO<sub>2</sub>'nin sera etkisi, SO<sub>2</sub> ve NO<sub>2</sub> gazlarının neden olduğu asit yağmurları problemleri fosil yakıtlarının kullanımına sınır getirmektedir. Enerji üretim santralleri, çevreyi gözetmeli ve sera etkisine neden olan CO<sub>2</sub> üretiminin azaltılmasını mümkün kılmalıdır. Nükleer enerji üretimi ise; diğer fosil kaynaklı enerji üretiminde olduğu gibi sera gazı emisyonuna neden olmamaktadır. Bu nedenle nükleer enerji global ısınma ve iklim değişikliğine neden olan CO<sub>2</sub> emisyonunun azaltılmasında, diğer kaynakların yanında önemli bir seçenektir (Şekil 1.1). Ayrıca, azot oksit ve sülfür oksit üretmediği için asit yağmurlarına neden olmamaktadır. O halde geleceğin enerji ihtiyacı büyük ölçüde nükleer reaktörlerden sağlanacaktır [2].



Şekil 1.1. Enerji üretim türlerine göre CO<sub>2</sub> emisyonu

İçerisinde fisyon ya da füzyon gibi nükleer reaksiyonların meydana geldiği ve nükleer reaksiyonlar sonucunda açığa çıkan enerjiyi ısı enerjisine dönüştüren düzeneklere **nükleer reaktörler** denir. Nükleer reaktörlerle birlikte üretilen ısı enerjisini endüstriyel amaçlarla kullanmak üzere elektrik enerjisine dönüştürmek için gerekli türbin, jeneratör ve diğer destek sistemlerini içeren düzenek grubuna **nükleer santral** denir.

Nükleer güç karşıtlarının iddialarının tersine nükleer güç üretimi artarak devam etmektedir. 2002 yılı itibariyle Fransa elektriğinin %75'ini nükleer santrallerden sağlamaktadır. Bu oran; Belçika'da %58, İsveç'de %46, İsviçre'de %40, Japonya'da %35, İspanya'da %26, İngiltere'de %23, Amerika'da %28 olarak karşımıza çıkmaktadır (Şekil 1.2). Kore ve Çin de nükleer güç kapasitelerini genişleteceklerini açıklamışlardır [3]. Güney Kore 16 yeni santralle kapasitesini %100 artırmayı planlamaktadır. 2000 yılı itibariyle dünya üzerinde 33 ülkede 438 adet nükleer reaktör işletimdedir. Toplam kurulu güç 2447 milyar kilowatt'tır. Ayrıca 14 ayrı ülkede 36 yeni nükleer reaktörün inşaatı devam etmektedir. Bugün dünya üzerindeki gerekli enerji ihtiyacının %21,92'si nükleer enerjiden sağlanmaktadır [4]. Çizelge 1.1'de 2000 yılı itibariyle dünya üzerindeki nükleer reaktörlerin ülkelere göre dağılımı gösterilmiştir.



Şekil 1.2. 2002 yılında, ülkelere göre nükleer santrallerin elektrik üretimindeki payı [5]

Normal çalışma şartlarında nükleer reaktörler son derece güvenlidir. Nükleer enerji ve diğer enerjiler arasında yapılan karşılaştırma şöyledir;

1. Nükleer enerji, diğer enerji kaynaklarına göre daha yoğundur. Nükleer enerjinin bu üstünlüğü şöyledir:

- 1 kg odun = 1 kW (elektrik enerjisi)
- 1 kg kömür = 2 kW (elektrik enerjisi)
- 1 kg petrol = 4 kW (elektrik enerjisi)
- 1 kg uranyum = 50.000 kW (elektrik enerjisi)
- 1 kg plutonyum = 6.000.000 kW (elektrik enerjisi)

2. Kurulu gücü 1000 MW olan bir santral için yıllık tüketim miktarları termik santraller için yakıt cinsine göre; kömür 2.600.000 ton, petrol 1.400.000 ton ve doğalgaz 1.000.000 ton iken, bu değer nükleer güç santrali için 30 tonluk uranyum'dur.

3. Nükleer güç santralleri kesintisiz hiç yakıt yüklemesi yapılmaksızın 894 gün enerji üretebilmektedir. Fosil yakıtlı çalışan santrallerin böyle bir özelliği yoktur.

Çizelge 1.1. Dünya üzerindeki nükleer reaktörlerin ülkelere göre dağılımı

	Nükleer Teknikle Elektrik Üretimi, 2000		İşletmede Olan Reaktörler Kasım, 2001		İnşaatı Devam Eden Reaktörler Kasım, 2001		Planlanan Reaktörler Kasım, 2001		Gerekli Uranyum ihtiyacı, 2001
	Milyar kW	%	Adet	MW	Adet	MW	Adet	MW	Ton U
Arjantin	5,7	7,3	2	935	0	0	1	692	133
Ermenistan	1,8	33	1	376	0	0	0	0	68
Belçika	45	57	7	5728	0	0	0	0	1109
Brezilya	5,6	1,5	2	1855	0	0	0	0	296
Bulgaristan	18	45	6	3538	0	0	0	0	618
Kanada	69	12	14	9998	6	3598	0	0	1343
Çin	16	1,2	3	2167	8	6370	2	1800	572
Tayvan	37	24	6	4884	2	2600	0	0	966
Çek Cum.	14	19	5	2560	1	912	0	0	519
Finlandiya	21	32	4	2656	0	0	1	1000	553
Fransa	395	76	59	63203	0	0	0	0	10159
Almanya	160	31	19	21141	0	0	0	0	3712
Macaristan	15	42	4	1755	0	0	0	0	425
Hindistan	14	31	14	2548	2	1000	4	2310	312
İran	0	0	0	0	1	950	0	0	0
Japonya	305	34	54	444301	3	3696	12	15858	7393
Kuzey Kore	0	0	0	0	0	0	2	1900	0
Güney Kore	104	41	16	12970	4	3800	8	9200	2466
Litvanya	8,4	74	2	2370	0	0	0	0	359
Meksika	7,9	3,9	2	1310	0	0	0	0	232
Hollanda	3,7	4,0	1	452	0	0	0	0	115
Pakistan	1,1	1,7	2	425	0	0	0	0	56
Romanya	5,1	11	1	655	1	620	0	0	90
Rusya	120	15	30	20793	3	2625	2	1900	3411
Slovak Cum.	16	53	6	2472	2	840	0	0	528
Slovenya	4,5	3,7	1	679	0	0	0	0	131
Güney Afrika	13	6,7	2	1842	0	0	0	0	363
İspanya	59	23	9	7345	0	0	0	0	1613
İsveç	55	39	11	9460	0	0	0	0	1533
İsviçre	24	36	5	3170	0	0	0	0	599
Ukrayna	72	47	13	11195	2	1900	0	0	1893
İngiltere	78	22	33	12528	0	0	0	0	2588
Amerika	754	20	104	98105	0	0	0	0	20801
DÜNYA	2447	16	438	353,411	35	28,911	32	34,660	64,956



4. Nükleer güç santralleri gelişmiş teknolojileri ve hataları önleyici gelişmiş güvenlik sistemleri sayesinde 300 milyonda bir gibi sifıra yakın kaza riskine sahip dünyada en gelişmiş enerji üretim tesisleridir.

5. Nükleer güç santralleri ile enerji üretiminde dünyanın doğal kaynaklarından büyük oranda tasarruf sağlanmaktadır. 1973-1993 dönemindeki 20 yılda yakıt türüne göre sağlanan bu tasarruflar 11,6 milyar ton petrole (80 milyar varil), 8,2 milyar ton kömüre, 8,3 milyar ton doğalgaza eşdeğerdir.

6. Nükleer güç santrali 800 ton orta ve düşük radyoaktif atık üretirken bir kömür yakıtlı santral ile 6,5 milyon ton CO<sub>2</sub>, 300.000 ton kül, 20.000 ton SO<sub>2</sub>, 4.000 ton NO<sub>2</sub> ve 400 ton ağır metal artık üretilmektedir.

7. Nükleer güç santralinde, olumsuz çevresel etkilerin meydana gelme olasılığı çok düşük iken, fosil yakıtlı santrallerde; iklim değişikliği, hava kirliliği, asit yağmurları nedeniyle göl ve ormanların hasar görmesi, toksit atıklardan kirlenme, akarsu ve yer altı sularının kirlenmesi, denizlerin ve kıyıların kirlenmesi, arazinin bozulması, kaynakların tükenmesi gibi çevresel etkiler meydana gelmektedir.

Gelecekte nükleer yakıt temininin zorlaşacağı tahmin edilmektedir. Çünkü, az zenginleştirilmiş nükleer yakıt kullanan bugünün hafif su reaktörleri (LWR), doğal uranyumun çok az bir yüzdesini (%1-2) kullanırken kalan kısmı artık olarak bırakmaktadır. Yapılan bazı araştırma sonuçlarına göre, doğal uranyumdan karşılanmakta olan bölünebilir yakıt ihtiyacının, başka bir alternatif bulunmadıkça, 21. yüzyılın ilk çeyreğinin sonuna doğru karşılanamaz bir duruma ulaşacağı belirtilmektedir. Önümüzdeki yüzyılda nükleer yakıt temini konusunda bir sıkıntıya düşülmemesi için bugünden yeni bir kaynak arayışına yönelmek artık bir zorunluluk olmuştur. Bu yüzden, bölünebilir yakıtın elde edildiği hızlı veya üretken reaktör sisteminin, bölünebilir yakıttan başka yeni bir nötron kaynağı ile çalıştırılması gündeme gelmektedir. Bu durum ise, ya termonükleer reaktörlerde D-D, D-T ve diğer muhtemel birleşme reaksiyonlarından elde edilebilecek nötronlarla ya da fisyon reaktörlerinde ağır çekirdeklerin yüksek enerjili yüklü taneciklerle parçalanması sonucu açığa çıkan nötronlarla sağlanabilir. Reaktör yakıtının trityum ve döteryum olması füzyon reaktörlerini cazip kılmaktadır. Çünkü, döteryum suda bol miktarda (1/5000 oranında) bulunmaktadır. Bir litre suda varolan döteryumdan 300 litre benzin enerjisine eşdeğer enerji alınabilmektedir. Bu ise, füzyon enerjisinin gelecekte bitmez tükenmez bir enerji kaynağı olacağı sonucunu göstermektedir.

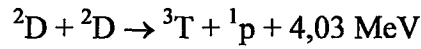
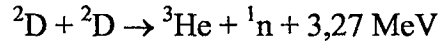
Nükleer reaktörlerde nükleer enerji, fisyon ya da füzyon yoluyla elde edilmektedir. Her iki olay sonucu açığa çıkan yüksek mertebedeki enerji çeşitli yollarla reaktör kalbinden dışarıya alınarak faydalı enerji haline getirilmektedir. Ayrıca, nükleer yakıt temini konusunda birçok araştırmacı tarafından hibrit reaktör sistemi teklif edilmiştir. Bu reaktör sistemi; çekirdek birleşme ve bölünme (füzyon-fisyon) olaylarının birlikte gerçekleştirilebildiği bir sistemdir.

Hibrit reaktörlerin temel amacı; plazmanın etrafını fertil malzemeden ( $^{238}\text{U}$  veya  $^{232}\text{Th}$ ) meydana gelen bir mantoyla sarmak ve bu malzemeyi yüksek yoğunluklu füzyon nötronları aracılığıyla bölünebilir yakıtı (fisil yakıt) dönüştürmektir. Böylece blankette yer alan nükleer yakıtın bir kısmı, fisyon reaktörlerinde kullanılacak yakıtı ( $^{239}\text{Pu}$  veya  $^{233}\text{U}$ ) dönüştürülürken, aynı zamanda, 14 MeV'lik enerjiye sahip D-T nötronların hızlı bölünmesi sonucu, enerji de elde edilebilmektedir. Hibrit reaktörler, doğal uranyumdan fisyon ve  $^{239}\text{Pu}$ 'a dönüşüm yoluyla %100 faydalanmaya imkan verir. Ayrıca hibrit reaktörler sadece doğal uranyum yakıtı yönünden en az 100 kat daha fazla kaynak artışına yol açmaktadırlar. Blankette üretilen fisil yakıtın çok az bir kısmı, manto içerisinde enerji üretimi için kullanılırken, geriye kalan miktar reaktör dışına uygun yöntemlerle alınıp, fisyon reaktörlerinde yakıt olarak kullanılabilir.

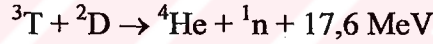
Hibrit reaktör, hızlı reaktörlere göre açığa çıkardığı birim nükleer enerji miktarı başına 30 kat daha fazla nükleer yakıt üretir [6]. Bu çalışmada APEX hibrit reaktörü tasarlanarak nötronik hesaplamalar yapılmıştır.

## 2. FÜZYON REAKSİYONLARI

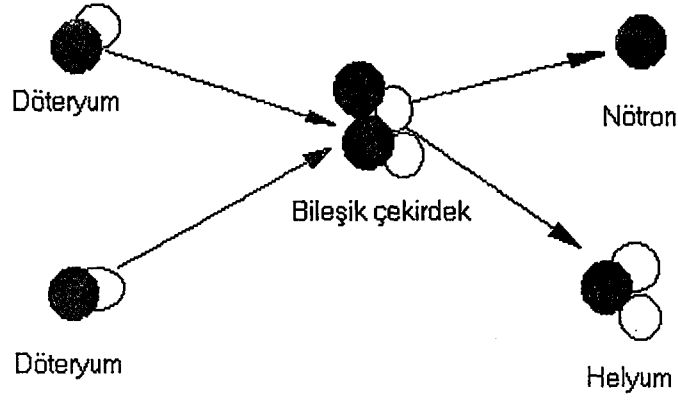
Enerji kaynağı olarak füzyonun fisyonu göre başlıca iki avantajı vardır. Bunlardan birincisi, hafif çekirdeklerin bol miktarda bulunmaları ve kolay elde edilebilmeleridir. Diğeri ise, füzyon ürünlerinin genellikle hafif çekirdekler olmaları ve radyoaktif ağır çekirdeklerden daha kararlı olmalarıdır. Füzyonun dikkate değer tek dezavantajı, hafif çekirdeklerin birleşmeden önce Coulomb engelini aşmak zorunda olmalarıdır [7,8].



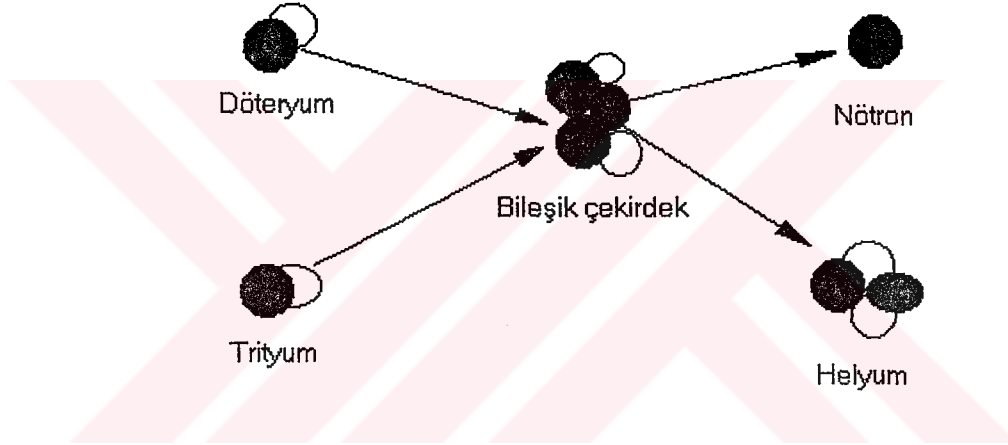
Bu reaksiyonlar **döteryum-döteryum** veya **D-D reaksiyonları** olarak bilinir (Şekil 2.1). D-D reaksiyonuna benzeyen başka bir reaksiyon hafif helyum ile döteryum etkileşmesinden meydana gelir. Fakat böyle bir reaksiyon ihtimali çok düşüktür.



Bu reaksiyona **döteryum-trityum** veya **D-T reaksiyonu** denir (Şekil 2.2). Eğer gelen parçacıkların kinetik enerjileri ihmal edilebilecek ölçüde küçük ise 17,6 MeV'lik enerji  ${}^4\text{He}$  ve n arasında paylaşılır ve 14,1 MeV'e sahip bir nötron yayınlanır. Bu reaksiyon sık sık hızlı nötron kaynağı olarak kullanılır. Çünkü büyük bir enerji açığa çıkar. D-T reaksiyonu kontrollü füzyon reaktörlerinde kullanılmak üzere seçilmiştir. Bu reaksiyonda enerjinin büyük bir kısmı nötrona verildiği için (%80) bu enerjiyi kullanmak zordur. Çünkü 14,1 MeV enerjili nötronlar manyetik olarak hapsedilemezler ve böylece manyetik bir alan içinde durdurulamazlar. Bu nedenle plazma formundaki reaksiyon hacmi nötronu tutan bir madde ile sarılmalıdır. D-D reaksiyonunda ise açığa çıkan enerjinin ~%75'i proton ve nötronlara aittir [8].



Şekil 2.1. Döteryum-Döteryum (D-D) füzyon reaksiyonu



Şekil 2.2. Döteryum-Tritiyum (D-T) füzyon reaksiyonu

Laboratuvar ortamında füzyon enerjisinin elde edilebilmesi için gerekli asgari üç koşul vardır:

1. Aşırı yüksek sıcaklık füzyonun ilk şartıdır. Füzyon reaksiyonlarının kontrol edilmesi ve kullanılabilir enerji elde edilmesinin temeli bir termonükleer yakıtı  $10^8$  °K mertebesindeki sıcaklıklara kadar ısıtmaktır (parçacıkların ortalama kinetik enerjileri 10 keV). İki atom çekirdeğini birleştirmek için herşeyden önce onları birbirlerine yaklaştırmak, birbirlerine temas etmelerini sağlamak gerekir. Ancak bütün atomların çekirdekleri pozitif elektrik yüklü olduklarından dolayı birbirlerini iterler. Onların birbirleri ile temas etmeleri için tek yol aşırı yüksek sıcaklıklara kadar ısıtarak

elektrostatik itme kuvvetini yenebilecek kinetik enerjiler kazandırmaktır. Isıtılan madde sırasıyla katı, sıvı ve gaz (buhar) hallerine geçer ve yüksek sıcaklıklarda bütün maddeler artık gaz halinde bulunurlar. Madde daha da ısıtılırsa, atomlar sıcaklığın etkisi ile dış yörüngelerinde ki elektronları kaybederek iyonlaşırlar. Madde aşırı yüksek sıcaklıklarda artık nötr atomlar halinde değil, pozitif iyonlar ile negatif elektronların karışımı halinde bulunur. Maddenin bu haline **plazma** veya **dördüncü hal** denir. Plazma sıcaklığı çok yüksek olmalıdır. Füzyon, maddenin plazma halinde oluşabilen bir nükleer reaksiyondur. Füzyon sıcaklıkları yüz milyon derecelere ölçülür. Böylesine büyük rakamlarla uğraşmaktansa bilim adamları sıcaklıkları keV (kiloelektron volt) birimi ile ifade etmeyi tercih etmişlerdir (1 keV=11 000 000 °C). Yaklaşık olarak D-T reaksiyonu için plazma sıcaklığı  $4,5 \cdot 10^7$  °K; D-D reaksiyonu için  $4 \cdot 10^8$  °K'dir.

2. Plazma yoğunluğu yüksek olmalıdır. Birim hacimde ne kadar çok iyon bulunursa, çarpışmaları o kadar fazla olur. Plazma yoğunluğu (iyon/cm<sup>3</sup>) veya sadece cm<sup>-3</sup> kısaltılmış birimiyle ifade edilir ve "n" ile gösterilir. Parçacıklar arasındaki çarpışma oranını arttırmak için etkileşen çekirdeklerin yüksek bir yoğunluğa sahip olmaları gereklidir. Birim hacimdeki tanecik yoğunluğunun en az  $10^{20}$  tanecik/m<sup>3</sup> olması gerekmektedir.

3. Plazma sınırlama zamanı uzun olmalıdır. Bu süre t ile gösterilir ve saniye cinsinden ifade edilir. Plazmanın tutuşması için gerekli olan sıcak tutma süresi de plazmanın yoğunluğuna bağlıdır. Yoğunluk yükselirse süre kısalır, yoğunluk düşerse süre uzar, fakat bunların çarpımları sabittir. Onun için 2. ve 3. şartlar aslında birbirlerine bağlı ve tek şarttır. İyon yoğunluğu ile sınırlama süresinin minimum değerine **Lawson Ölçütü** denir. Bu ölçüte göre, D-T reaksiyonu için 10 keV'lik bir çalışma sıcaklığında,  $nt > 10^{14}$  cm<sup>-3</sup>.s'dir. Bu ölçüt, kuşkusuz farklı çalışma sıcaklıkları ve farklı yakıtlar için farklı olacaktır. D-D reaksiyonu için ise 100 keV'lik bir çalışma sıcaklığında,  $nt > 10^{16}$  cm<sup>-3</sup>.s'dir. Dolayısıyla, bir D-D reaktöründe enerji kazanabilmek için iyon yoğunluğunun veya sınırlama süresinin ya da ikisinin çarpımının yüz kez artırılması gerekir. Füzyon reaksiyonları Çizelge 2.1'de gösterilmiştir.

Çizelge 2.1. Füzyon reaksiyonları [8]

Reaksiyon	Enerji(MeV)
<b>1. Klasik Füzyon Reaksiyonu</b>	
$D + T \rightarrow {}^4\text{He} + n$	17,586
<b>2. Klasik ileri füzyon reaksiyonları</b>	
$D + D \rightarrow p + T$ (% 50)	4,032
$D + D \rightarrow {}^3\text{He} + n$ (%50)	3,267
$D + {}^3\text{He} \rightarrow p + {}^4\text{He}$	18,341
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow 2 {}^4\text{He}$	22,374
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow p + {}^7\text{Li}$	5,026
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^7\text{Be} + n$	3,380
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow p + T + {}^4\text{He}$	2,561
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^3\text{He} + {}^4\text{He} + n$	1,79
<b>3. Ekzotermik ileri füzyon reaksiyonları</b>	
$p + {}^{11}\text{Be} \rightarrow 3 {}^4\text{He}$	8,664
${}^3\text{He} + {}^3\text{He} \rightarrow 2p + {}^4\text{He}$	12,861
$p + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^3\text{He} + {}^4\text{He}$	4,022
$p + {}^9\text{Be} \rightarrow {}^4\text{He} + {}^6\text{Li}$	2,125
$p + {}^9\text{Be} \rightarrow D + 2 {}^4\text{He}$	0,652
<b>4. İkincil reaksiyonlar</b>	
$D + {}^7\text{Be} \rightarrow 2 {}^4\text{He} + p$	16,5
${}^3\text{He} + {}^6\text{Li} \rightarrow 2 {}^4\text{He} + p$	16,680
${}^3\text{He} + {}^6\text{Li} \rightarrow D + {}^7\text{Be}$	0,113
${}^7\text{Be} + {}^6\text{Li} \rightarrow 3 {}^4\text{He} + p$	15,0
$p + T \rightarrow n + {}^3\text{He}$	0,765
$T + T \rightarrow {}^4\text{He} + 2n$	11,327
$T + {}^3\text{He} \rightarrow p + {}^4\text{He} + n$	12,092
$T + {}^3\text{He} \rightarrow D + {}^4\text{He}$	14,319
${}^3\text{He} + {}^9\text{He} \rightarrow 3 {}^4\text{He}$	18,74
${}^4\text{He} + {}^9\text{Be} \rightarrow 12\text{C} + n$	5,702
${}^4\text{He} + {}^9\text{Be} \rightarrow 3 {}^4\text{He} + n$	1,573
${}^4\text{He} + {}^{11}\text{B} \rightarrow p + {}^{14}\text{C}$	0,784
${}^4\text{He} + {}^{11}\text{B} \rightarrow {}^{14}\text{N} + n$	0,158
$p + {}^{10}\text{B} \rightarrow {}^4\text{He} + {}^7\text{Be}$	1,147

Plazma sıcaklığını 10-100 keV mertebesine kadar yükseltmek için ek ısıtmanın sağlanması gereklidir. Ek ısıtma için iki metot hâlâ araştırma aşamasındadır.

**1. Radyo Frekans (rf) Isıtması:** rf dalgaları, elektronları sürerek plazmayı ısıtan toroidal akımları meydana getirir.

**2. Nötr Işın Demeti Enjeksiyonu (NBI):** H veya D iyonlarından oluşan bir ışın demeti 10-100 keV'lik enerjilere kadar hızlandırılır ve sonra nötr hale getirilir (örneğin, bir nötral H veya D atom hücresinden geçerken yük değiş-tokuş reaksiyonlarıyla). Yüksüz atomlar sistemin manyetik alanı içinde sapmadan ilerleyebilir ve plazma içinde iyon ve elektronlarla Coulomb saçılması yaparak enerjilerini hızla kaybederler.

### **2.1. Nükleer Reaktörlerin Sınıflandırılması**

Çok büyük enerji açığa çıkaran 2 tür nükleer reaksiyon vardır. Bunlar; büyük atom çekirdeklerinin parçalanması (filyon) ve küçük atom çekirdeklerinin birleşmesi (füzyon) reaksiyonlarıdır. Bu yüzden nükleer reaktörler, içerisinde gerçekleşen reaksiyonlara göre 3 ana grupta sınıflandırılabilir:

1. Filyon Reaktörleri
2. Füzyon Reaktörleri
3. Hibrit (füzyon+filyon) Reaktörleri

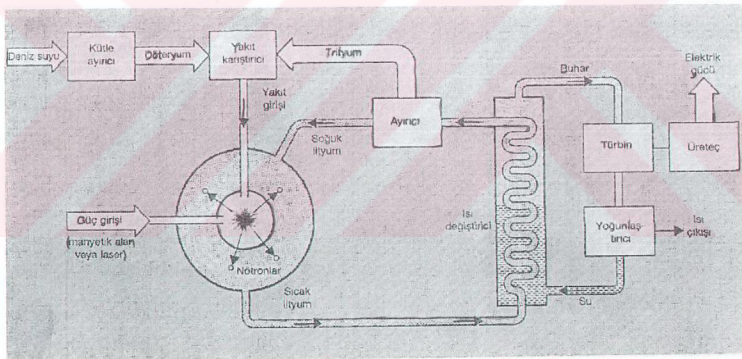
Nükleer reaktörlerin kullanım alanları değişmekle beraber genel olarak nükleer reaktörlerin esas uygulama amacı elektrik enerjisi elde etmektir.

Günümüzde farklı şekillerde tasarlanmasına rağmen temel olarak filyon reaksiyonuna dayanan yüzlerce nükleer reaktör mevcuttur. Kısaca günümüzde sadece filyon reaktörleri uygulanmıştır. Diğer iki reaktör grubunu oluşturan filyon ve (füzyon+filyon) hibrit reaktörleri sadece araştırma ve laboratuvar aşamasındadır. Fikir olarak 1942'de ortaya atılan füzyon olayı ençok 1952'de bomba olarak denenebilmiştir. Bu yüzden gücün kontrol altına alınması başka bir deyişle nükleer füzyona dayanan bir nükleer reaktör yapılması, henüz gerçekleşmemiştir. Ancak bu konudaki çalışmalar bütün hızıyla devam etmektedir.

### 3. FÜZYON REAKTÖRLERİ

Füzyon reaksiyonlarında açığa çıkan enerji radyasyon kayıpları ve plazmayı çalışma sıcaklığına kadar ısıtmak için gerekli enerjiyi aşıyorsa bu durumda füzyon reaktörü net enerji kazancına sahip olacaktır. Eğer 4 keV'in üzerinde bir sıcaklıkta hatta 10 keV'de çalıştırırsak D-T füzyonundaki enerji kazancı, radyasyon kayıplarından daha fazla olacağı için, bu durumda radyasyon ile kaybedilen enerji ihmal edilebilir.

Füzyon güç reaktörü için teklif edilen bir tasarım Şekil 3.1'de gösterilmiştir. Bir füzyon reaktörü, esas olarak orta bölümdeki manyetik alan içinde bulunan plazma ile bu plazmanın etrafındaki yakıt malzemelerinden oluşur. Bu bölge termonükleer füzyon reaksiyonlarının ürünü olan hızlı nötronları ve ışın enerjisini soğuran bir bölge tarafından kuşatılmıştır. Enerji soğurma bölgesinin dışında, plazmayı bir hacim içinde tutmaya yarayan, manyetik alanı oluşturan elektrik akımının dolaştığı bölge gelir. En dışı ise reaktörün biyolojik koruma bölgesi bulunmaktadır.



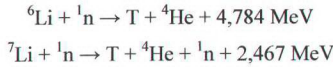
Şekil 3.1. Bir füzyon güç reaktörü tasarımı

**Füzyon Yakıtları:** Döteryum, çekirdeğinde bir proton ve bir nötron bulunan hidrojen izotopudur. Atom çekirdeği yalnız bir protondan meydana gelen hidrojene oranla iki kat daha ağırdır. Bu nedenle döteryum, ağır hidrojen ismiyle de bilinir. Hidrojen nükleer mühendisliğin önemli bir elementidir. Tabiatta bulunan hidrojen elementi iki izotopun karışımı halindedir. Ancak bu karışım çok dengesizdir. Doğal hidrojen %99,985  $^1\text{H}$  ve



%0,015  $^2\text{H}$ 'den oluşur. Bu orana göre bir ton su sadece yaklaşık olarak 33 gr döteryum içerir. Her ne kadar döteryum oranı gayet az ise de dünyanın  $\frac{3}{4}$ 'ünün sularla kaplı olduğu düşünülürse, döteryum rezervinin oldukça büyük miktarlarda olduğu görülebilir.

Tritiyum, hidrojenin ağır ve radyoaktif bir izotopudur. Tritiyum izotopu bir proton ve iki nötrondan meydana gelir. Tritiyum izotopu tabiiatta bulunmaz, yapay olarak üretilir. Genel olarak tritiyum izotopu lityumun termal nötronlarla reaksiyonu sonucunda üretilir. Gelecekte füzyon reaktörlerinin yakıtı olarak kullanılacak olan tritiyumun üretilme reaksiyonları şöyledir;



Görülüyor ki fisyon reaktörlerinde olduğu gibi füzyon reaktörlerinde de nötron reaksiyonları ile yakıt üretimi vardır. Fisyon yakıtı olarak plutonyum, füzyon yakıtı olarak tritiyum yapay olarak üretilmektedir. Lityum, genellikle az bilinen bir metaldir. Metallerin, hatta katıların en hafif olanıdır.

D-T reaksiyonu, enerjilerini yakıt içinde toplayıp D-T karışımının ısıtılmasına katkı sağlayan bir nötron ve bir  $\alpha$ -parçacığı ( $^4_2\text{He}$ ) açığa çıkarır. Nötron, çıkan enerjinin %80'ine sahiptir (14,1 MeV) ve yukarıdaki reaksiyonlarla bir lityum örtüsü tarafından yakalanabilir. Enerjik  $^4\text{He}$  ve  $^3\text{H}$  ise enerjilerini ısı olarak lityum içinde depo ederler. Daha sonra sıcak sıvı lityum, türbini çalıştırmak için kullanılan bir buhar jeneratörüne gönderilir.  $^3\text{H}$  reaktöre yakıt temin etmek için ayrıştırılır. Buna göre füzyon reaksiyonlarından enerji üç tipe ayrılabilir;

1. Reaksiyon ürünü olan parçacıkların kinetik enerjisi
2. Reaksiyon ürünü olan nötronların kinetik enerjisi
3. Elektromanyetik radyasyondur.

Füzyon reaktörleri için yapı malzemeleri ve en yüksek çalışma sıcaklık aralığı Çizelge 3.1'de gösterilmiştir.

Çizelge 3.1. Füzyon reaktörleri için yapı malzemeleri

Malzeme	En Yüksek Çalışma Sıcaklık Aralığı (°C)
Östenitik paslanmaz çelik	300-600
Nikel esaslı alaşımlar	400-700
Titanyum alaşımları	300-450
Vanadyum alaşımları	800
Niobyum alaşımları	800-1000
Molibden ve alaşımları	800-1000
Alüminyum alaşımları	<300
Grafit	600-800
Reflektör malzemeleri	
Yapı malzemeleri	>1000
Grafit	>1000
Alaşımlar	Kompozisyon
316SS	%65 Fe, %11 Ni, %18 Cr, %1,5 Mo, %2 Mn, %0,8 C
PE-16	%45 Ni, %35 Fe, %18 Cr, %2 Mo
İnconel 718	%55 Ni, %21 Cr, %13 Fe, %5,5(Nb+Ta), %3,3 Mo, %1.15 Ti, %0,8 Al
Ti6Al4V	%90 Ti, %6 Al, %4 V
NbZr	%99 Nb, %1 Zr
V20Ti	%80 V, %20 Ti
TZM	%99,4 Mo, %0,5 Ti, %0,1 Zr, %0,01C
Al-2024	%93,5 Al, %4,4 Cu, %1.5 Mg, %0,6 Mn

**Füzyon Enerjisinde Karşılaşılan Sorunlar :** Füzyon enerjisi yapılan denemelerde çok kısa süreler için elde edilebilmiştir. Oysa günlük yaşam için gerek duyulan enerji temiz, ucuz ve sürekli olmalıdır. Füzyon için gereken hammadde boldur. Çünkü bu hammaddelerden biri olan döteryum okyanuslarda yeterince mevcuttur. Diğer hammadde olan trityum ise yapay olarak üretilmektedir. Önemli olan, bu atomların birleştirilerek yeterli yoğunlukta bir arada tutulmaları ve anlık değil sürekli bir birleşme (füzyon) süreci sağlanabilmesidir. Füzyon enerjisi için diğer bir sorun; teknolojinin yeterli olgunluğa erişmemiş olması ve deney aygıtlarının çok pahalı olmalarıdır.

Füzyon enerjisinin diđer bir sorunu, füzyon tepkimesinin en az 100 milyon °C sıcaklıkta gerçekleştirilebilmesidir. Bu durum füzyonun kontrollü kořullarda sađlanması hedefinin önüne bilimsel ve teknik güçlükler çıkartmaktadır [9].

Füzyon reaksiyonu sonucu yüksek sıcaklıklar ortaya çıkar ancak bu sıcaklığa dayanıklı bir malzeme bulunmamaktadır. Plazmayı tamamen hapsetmenin en büyük problemlerinden biri de budur, yani sıcak yakıtın içerisinde bulunduđu kabın çeperleri ile enerji alışveriři yapması sırasında yakıtın sođuması ve kendisinin de içinde bulunduđu kabın erimesidir. Bu sebeple plazmayı sınırlamak için iki yöntem kullanılmaktadır. Bunlar;

1. Manyetik Alan Sınırlamalı Füzyon Enerjisi Yöntemi
2. Laser Sınırlamalı Füzyon Enerjisi Yöntemleri'dir.

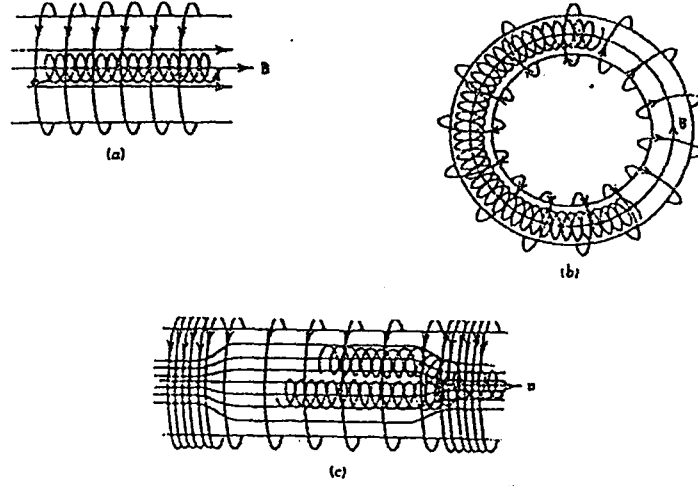
### **3.1. Manyetik Alan Sınırlamalı Füzyon Reaktörleri**

Manyetik Alan Sınırlamalı Füzyon Enerjisi Yöntemi; plazma sınırlandırılması için kullanılan yöntemdir. Bu teknikte plazma dikkatli bir şekilde planlanan manyetik alan tarafından sınırlanır [8]. Manyetik alan sınırlaması üç gruba ayrılır (Şekil3.2). Bunlar;

**1. Düzgün Eksenel Manyetik Alan Sınırlaması:** En basit manyetik sınırlama olup, yüklü parçacıkların alan doğrultusu etrafında spiral çizdikleri düzgün bir manyetik alandır.

**2. Toroidal Geometride (tokamak metodu) Manyetik Alan Sınırlaması:** Eksen boyunca parçacık kayıplarının önlenmesi için, spiral halka şeklinde kıvrılarak bir torus oluşturmaktır. Bu yöntemde parçacıklar manyetik alan çizgilerini sarmal olarak izlerler ancak, dış duvara doğru bir sürüklenme vardır.

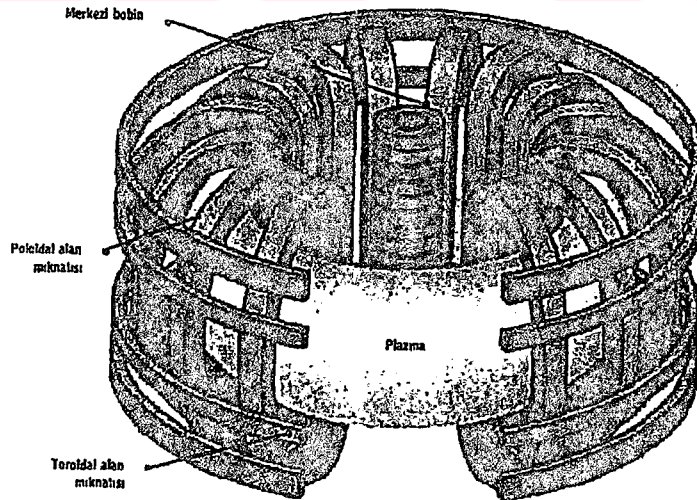
**3. Manyetik Aynada Manyetik Alan Sınırlaması:** Eksen boyunca parçacık kayıplarının önlenmesi için, parçacıkları düşük manyetik alan bölgesine yansıtabilen ve manyetik ayna olarak bilinen, yüksek yoğunluklu manyetik alan çizgilerinin oluşturulduđu bir düzenektir. Bu yöntemde, parçacıklar manyetik alan çizgilerini takip ederler ancak yüksek alan bölgesinden geriye doğru yansır.



Şekil 3.2. (a) Düzgün aksel manyetik alan sınırlaması.  $B$  alanı yüksek akım taşıyan bobinler tarafından sağlanır. Parçacıklar,  $B$  alanı etrafında sarmal oluşturur. (b) Bir troidal geometride, parçacıklar manyetik alan çizgilerini sarmal olarak izlerler, ancak dış duvara doğru bir sürüklenme vardır. (c) Bir manyetik aynada, parçacıklar yine alan çizgilerini takip ederler, ancak yüksek alan bölgesinden geriye doğru yansır [8].

### 3.1.1. Tokamak Füzyon Reaktörleri

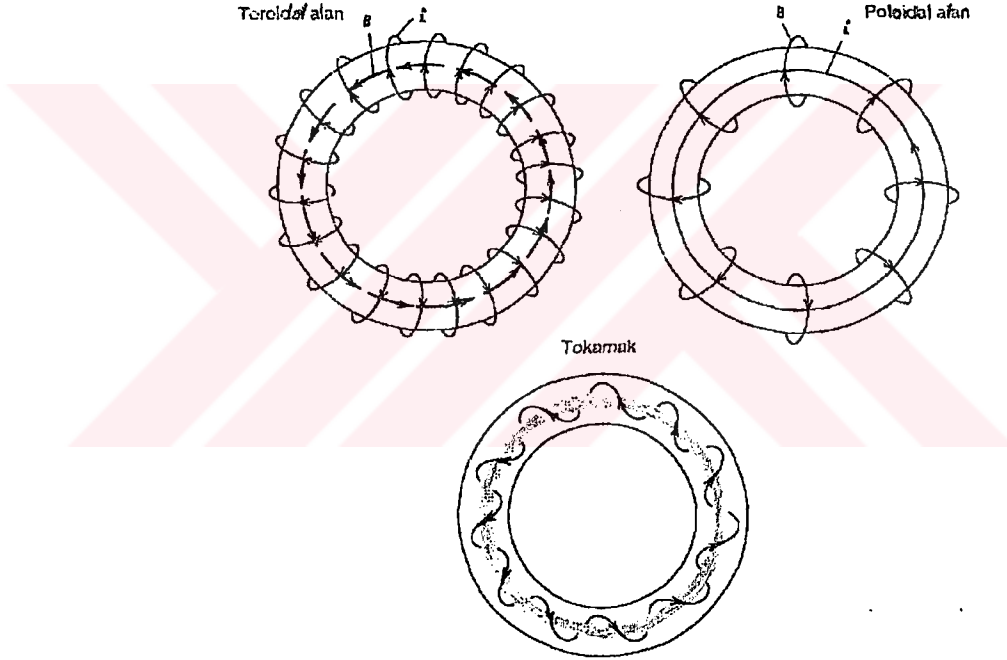
Tokamak düzeneği, adını ilk tasarımcısı Artsimovich'in önerisiyle, Rusça sözcüklerin başharflerinden almıştır (Toroid Kamera Magnit Katushka). Anlamı, **troidal (simit biçiminde) oda ve manyetik bobin** demektir. Tokamakların belirleyici özelliği, simit ya da pasta kalıbı biçiminde bir vakum odası şeklindedir.



Şekil 3.3. Tokamağın genel görünümü

Toroidal bobinde (sargı) manyetik alan, toroidin yarıçapı ile ters orantılıdır. Böylece bir parçacık spiral şeklindeki bir yörüngede hareket ederken spiralin yarıçapının daha büyük olmasına neden olur ve dolayısıyla parçacığı dış duvara yaklaştıran daha düşük şiddetli bir manyetik alan bölgesi ile karşılaşır (Şekil 3.3). Bu etkiyi azaltmak için toroidin yüzeyi boyunca bir manyetik alan bileşeni oluşturulur. Buna **poloidal alan** denir. Ve bu alan, plazma içinden toroidin eksenı boyunca bir akım geçirilerek oluşturulabilir. Bu akıma **toroid akımı** denir. Kısaca, plazmayı sınırlandırmak için iki tane manyetik alan kombinasyonu kullanılır (Şekil 3.4). Bunlar;

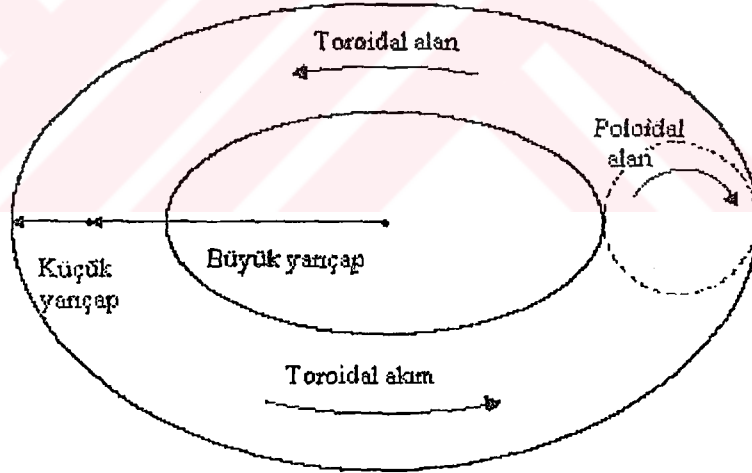
1. Toroidal manyetik alan; bobindeki akımlar tarafından üretilen güçlü bir alandır.
2. Poloidal manyetik alan; toroid akımı tarafından üretilen zayıf bir alandır.



Şekil 3.4. Manyetik alan sınırlamasının tokamak metodu prensibi. Bir toroidal alan, bobinlerin kıvrılması ile poloidal alan ise, bir eksen boyunca hareket eden akım tarafından üretilir. Her iki alan tokamak tasarımında birleştirilmiştir (akım taşıyan bobinler gösterilmemiştir). Bileşke alanı iyonların kapalı yörüngelerde hareket edebildiği bir sarmal oluşturur.

Plazmayı sınırlamaya ilaveten toroid akımı, aynı zamanda plazmanın ısınması için de kullanılır. Kısaca bu gruptaki deneylerde yakıt, güçlü mıknatısların yarattığı manyetik alanlara hapsedilerek içindeki atomların birleştirilmesine çalışılmaktadır [10].

Plazma içindeki hafif çekirdeklerin birleşerek daha ağır çekirdekler oluşturması ve bu yolla enerji açığa çıkarması için plazmanın çok yüksek sıcaklıklara kadar ısıtılması gereklidir. Tokamak türü deney reaktörlerinde elektronlarından kopartılmış (iyonlaştırılmış) ağır hidrojen çekirdekleri 100 milyon °C'ye kadar ısıtılarak füzyon gerçekleştirilebilmektedir. Bunun için ağır hidrojen izotoplarından döteryum ya tek başına, ya da daha etkili bir tepkime için gene ağır bir hidrojen türü olan trityumla birlikte yakıt olarak kullanılır [9]. Güçlü mıknatıslar, karışımı içi boş, simit biçimli tepkime odasının içinde, duvarlara değmeyecek biçimde tutar. Böylece yakıtın soğuması engellenmiş olur. Giderek ısınan plazma içindeki ağır hidrojen çekirdekleri de çarpışarak birleşir ve tepkime sonucu bir alfa parçacığı (helyum çekirdeği) ve bir nötron açığa çıkar. Böylece alfa parçacıkları yakıtı yeniden ısıtır. Serbest kalan nötronlar da, elektrik yükü taşımadıklarından, mıknatıslarca tutulmazlar ve tepkime odasının çeperlerine çarparak bir ısı oluşumuna yol açarlar. Oluşan ısı, bir ısı değiştirgeci aracılığıyla buhar ve daha sonra da elektrik enerjisine dönüştürülür [11]. Şekil 3.5'de bir tokamaktaki akım, alan ve yarıçap gösterilmektedir.



Şekil 3.5. Bir tokamakta akım, alan ve yarıçap gösterimi

Son 10 yıldaki ana hamlelerden biri tutuşma sıcaklığına ulaşmak için yardımcı ısıtma alanında olmuştur. Yapılan deneylerde, hızlı nötr parçacıkların plazma içine yerleştirilmesinin, plazmayı tutuşturma sıcaklıklarına (5 keV'den 10 keV'e) kadar ısıtmanın oldukça etkin bir metod olduğu görülmüştür.

Dünyada 1960 yılından bu yana, araştırma amacıyla yüzlerce tokamak reaktörleri kurulmuştur. 1960-1967 yılları arasında Türkiye’de de İstanbul Üniversitesi Fen Fakültesi Atom ve Çekirdek Fiziği Kürsüsü’nde araştırma amacıyla, dünyadaki benzerleriyle aynı boyut ve özelliklerde, iki ayrı tokamak düzeneği geliştirilerek çalıştırılmış ve üzerinde özgün yüksek lisans ve doktora düzeyinde araştırmalar yapılmıştır.

Giderek büyüyen tokamaklar günümüzde devasa boyutlara ulaşmış durumdadır. Tokamak düzeneklerinde, 1970’den bugüne kadar 30 yıllık ilerlemeleri bir tablo halinde (Çizelge 3.2) göstermek mümkündür [12].

Çizelge 3.2. Tokamak reaktör problemlerinin zamanla çözüm süreci (Burada çözülmemiş (??), az çözülmüş (?), yöntemi saptanmış (+), çözülmüş (++)

Problemler	1970 yılı	1995 yılı	2000 yılı
Plazma dengesi	?	++	++
Enerji ve tanecik aktarımı	?	+	++
Helyum ve kirlilik kontrolü	??	+	++
Plazma ısıtması	??	++	++
$\alpha$ tanecikleriyle ısıtma	??	?	+
Sürekli çalışma	??	?	+
İleri tokamak reaktör optimizasyonu	??	?	+

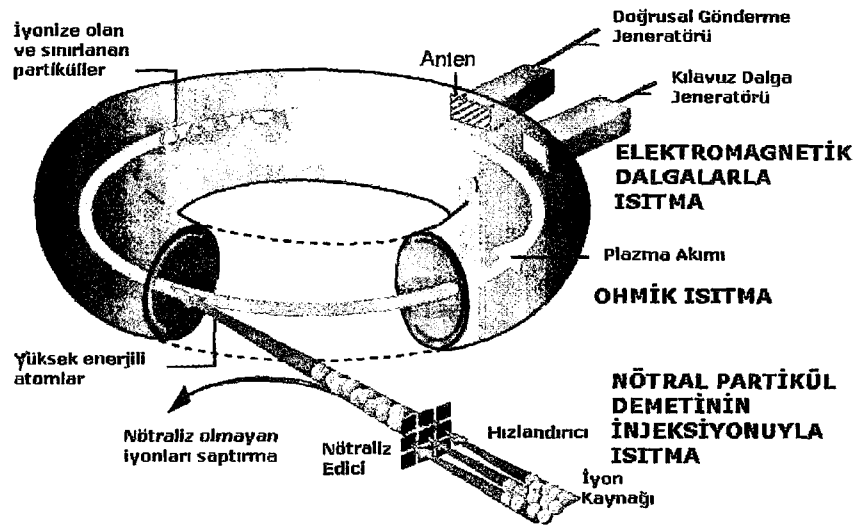
Çizelge 3.2’den de anlaşılacağı gibi, yıllar geçtikçe tokamak fiziği ve buna bağlı olarak füzyon reaktörü sorunlarının üstesinden büyük ölçüde gelinmiş durumdadır.

Enerji uzmanları, mevcut enerji krizinin, ancak füzyon reaktörlerinin devreye girmesiyle atlatılabileceğini düşünüyorlar. Bir enerji kaynağı olarak şu anda gelişme aşamasındaki füzyon enerjisinin çekiciliği, çevre ve radyoaktif atıklar açısından temiz, yakıt bolluğu açısından da tükenmez olmasından kaynaklanmaktadır. Üzerinde çalışılan alternatif birkaç füzyon reaktörü arasından en güvenilir, umut verici olanı, sorunlarının çoğu çözülmüş, geri kalanın sorunlarının da çözüm yöntemleri saptanmış olan reaktör adayı tokamaktır. Tokamak füzyon reaktörlerinin tercih edilme nedenleri;

1. Elde edilen enerjinin bol, ucuz ve temiz olması
2. Yakıt olarak kullanılan döteryumun, deniz suyunda bol miktarda bulunuyor olması
3. Füzyon tepkimesinin, ortaya zararlı radyoaktif atıklar çıkarmıyor olması
4. Füzyonun temel ürününün, pek çok kullanım alanı olan ve doğada ender bulunan Helyum olmasıdır [13].

**Tokamak Füzyon Reaktörlerinin Karşılaştığı Sorunlar:** Bu makinelerde, çok kısa sürelerle çok güçlü enerji değerleri elde edilebilmektedir. Ancak, düşlenen enerji üretimi için, bu tepkimelerin kontrol altında ve uzun süreli olarak meydana gelmeleri gereklidir. Oysa deney reaktörlerinde şimdiye kadar elde edilebilen füzyon süreleri son derece sınırlı olup ancak saniyeler ya da kesirleriyle ölçülebilmektedir [13].

Tokamaklar ve benzeri türden reaktörler, döteryum ve trityumu birleştirerek helyumu oluşturmaktadırlar. Serbest kalan çok sayıda nötron, reaktör duvarına çarparak ısı bırakır. Isıysa elektrik üretiminde kullanılır. Ancak, yalnızca reaktör odasının çeperlerine çarpan nötronlar, bir süre sonra reaktör parçalarını radyoaktif hale getirmekte ve bu da bir biçimde ortadan kaldırılması gereken tonlarca ağırlıkta tehlikeli madde ortaya çıkartmaktadır. Bu nedenle tokamak reaktörlerin çok etkin bir biçimde çevreden yalıtılmaları gereklidir. Şekil 3.6'da tokamak plazmasının ısıtılmasında kullanılan yöntemler gösterilmektedir.



Şekil 3.6. Tokamak plazmasının ohmik, radyo frekans ve nötral partikül demeti ile ısıtılmasını gösteren şematik resim



Tokamak Füzyon Reaktörleri için yapılan arařtırmalar için son yıllarda, Amerika'nın ünlü üniversiteleri (California, Princeton ve Wisconsin), ulusal arařtırma merkezleri (Argonne National Lab., General Atomics, Idaho National Engineering Lab., Los Alamos National Lab. ve MIT) ile diđer kamu ve özel kuruluşlardan (Mc Donnell-Douglas Aerospace Co., Raytheon Engineers and Construction, Rensselaer Polytechnic Institute) oluřan ARIES ekibi, Starlite isimli projesiyle; nükleer füzyon reaktörü olarak tokamak makinelerinin potansiyel özelliklerini ve fizibilitelerini deđerlendirmiřtir. Bu deđerlendirme; aynı zamanda kritik plazma fiziđi ve teknoloji sorunlarıyla bir tokamak reaktörünün optimum çalıřma rejiminin tanımlanmasını da amaçlamıřtır. Starlite projesinde, bir reaktör adayı olarak deđiřik tokamak plazmalarının çalıřma modlarının deđerlendirilmesinde 5 farklı tokamak çalıřma rejimi ele alınmıřtır (Çizelge 3.3). Bunlar;

1. ARIES I; I. kararlılık bölgesi sürekli hal rejimi,
2. PULSAR; darbeli çalıřma rejimi,
3. ARIES II ile ARIES IV; II. kararlılık bölgesi sürekli hal rejimi,
4. RSP; ters kırpma profilli sürekli hal rejimi
5. ST; küresel tokamak rejimidir.

Çizelge 3.3. Starlite Tokamak reaktör adaylarının önemli parametreleri [14]

Tokamak reaktör adayı	1	2	3	4	5
Plazmanın büyük yarıçapı, R (m)	7,96	8,68	5,04	6,4	5
Plazmanın küçük yarıçapı, r (m)	1,99	2,17	1,26	1,6	4
Görünüm oranı ( $A = R/r$ )	4	4	4	4	1,25
Merkezi toroidal alan (T)	8,99	7,46	7,35	8,37	1,77
Plazma akımı (MA)	12,6	15	10,3	7,72	40,1
Elektrik fiyatı COE (mill $kW^{-1}$ saat <sup>-1</sup> )	130,2	69,7	92,6	116	

Buna paralel olarak, anılan tokamakların; ilk duvar (first wall) ve D-D kaynařması sonucunda açığa çıkan nötron bombardımanı ile trityum üretimini sađlayan lityum blanketinin yapısal malzemesi, yakıtlama, sođutma ve uygun trityum üretimi gibi, optimum geometrik yapılanma ve mühendislik tasarım opsiyonlarının karřılařtırmalı deđerlendirmeleri yapılmıřtır. Böylece tokamak makinelerine dayanan

nükleer füzyon demonstrasyon (demo) ve ticari reaktörlerinin gereksinimleri saptanmaya çalışılmıştır.

Çizelge 3.4'te tokamak tipi füzyon reaktöründe trityum üretimi için aday malzemeler, soğutucu ve malzeme yapısı gösterilmiştir.

Çizelge 3.4. Tokamak tipi bir reaktördeki malzemelerin karşılaştırılması

Trityumu Üreten Maddeler	Soğutucu	Malzeme Yapısı
Katı üretken ( $\text{Li}_2\text{O}$ , $\text{Li}_4$ , $\text{SiO}_4$ , $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$ , $\text{Li}_3\text{TiO}_3$ )	He veya $\text{H}_2\text{O}$	Ferritik çelik, SiC bileşikler
Kendiliğinden soğuyan metal üretken (Li, LiPb)	Li, LiPb	Ferritik çelik, SiC bileşikleri ve LiPb, $\text{V}_{\text{alaşım}}$
Ayrı ayrı soğutmalı sıvı metal üretken (Li)	He	Ferritik çelik, $\text{V}_{\text{alaşım}}$
LiPb	He veya $\text{H}_2\text{O}$	Ferritik çelik, $\text{V}_{\text{alaşım}}$ , SiC bileşikleri

Halen ABD'de endüstri ve elektrik kullanıcılarının öneri ve etkilemelerine göre, füzyon gücü için ölçütler saptanmaya çalışılmaktadır. Bunlardan biri de, Electric Power Research Institute (EPRI) füzyon grubu tarafından geliştirilmiş bulunmaktadır. Bu ölçüt, amaç ve gereksinimler açısından:

1. Elektrik üretim tutarı
2. Güvenlik ve çevre özellikleri
3. Güvenilirlik, uygunluk ve bakım

şeklinde üç bölüme ayrılır. Bu ölçütler kısaca açıklanırsa;

1. Elektrik üretim tutarı için amaç ve gereksinimler, enerji pazarlamasında füzyonun kullanılmaya başlandığı anda var olan elektrik kaynakları için hesaplanmış rekabet fiyatları esas alınarak, Starlite projesine uyarlanmıştır. Bulunan değerler, enerji tahmin modellerine dayanan geleceğin reaktör fiyatlarının tahmin düzeyindedir.

2. Güvenlik ve çevre gereksinimleri açısından, ileriye yönelik nükleer fisyon ve fosil yakıtlarından karşılaşılabilecek güçlüklerin aşılmasındaki önlemlerin yanısıra, nükleer füzyonun ulusal ve yerel yetkililer tarafından verilecek lisansının kolaylaştırılması ve halk onayının kazanılması açısından, füzyonun çok düşük düzeyde bir çevre kirlenmesi

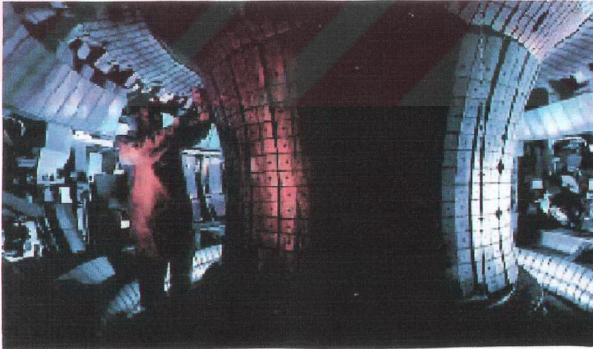
yaratacağı avantajının vurgulanması gündeme getirilmiştir.

3. Güvenilirlik, uygunluk ve bakım nükleer füzyon reaktör tasarımı için dikkate alındığında, radyasyona karşı düşük aktivasyonlu özel malzemelerin seçilip kullanılması gibi ara sistem seçimlerinde bazı zorluklarla karşılaşmaktadır.

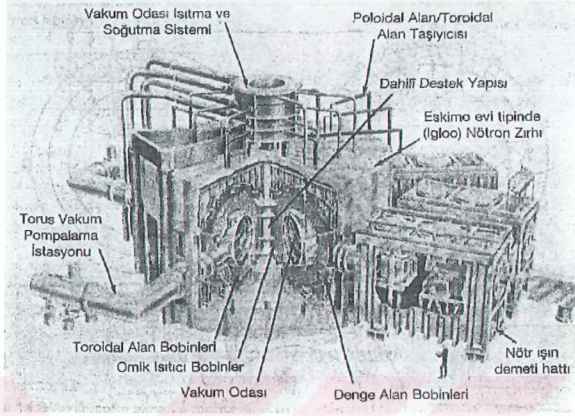
Geçen milenyumun son yıllarında, füzyon çıkış gücünün sisteme giriş gücüne oranıyla tanımlanan Q faktörünü  $Q=1$ ' lik çıkış noktasına ulaştırarak, şimdiye kadar tükettiğinden fazla enerji üretmeyi, JET, TFTR ve JT-60U olmak üzere üç füzyon reaktörü sağlayabilmiştir [15].

### 3.1.1.a. JET Reaktörü

**Joint Europaen Torus** kelimesinin kısaltılmışıdır. Tüm Avrupa topluluğu üyelerinin ortak insan gücü ve mali desteğiyle, İngiltere'nin Culham Laboratuvar'ında kurulmuştur. 1995 yılındaki bir denemede 9,5 MWs'lik füzyon enerjisi üretebilmiştir. JET reaktörlerinde, plazma ısıtılması ve sınırlandırılması radyo frekansları ile sağlanmaktadır [10,12,14,16]. JET reaktörünün içten görünümü Şekil 3.7'de gösterilmektedir.



Şekil 3.7. JET reaktörü (Joint European Torus)



Şekil 3.8. TFTR reaktörü

### 3.1.1.b. TFTR Reaktörü

**Thermonuclear Fusion Test Reactor** kelimesinin kısaltılmışıdır. ABD'nin Princeton Üniversitesi Plazma Fiziği Laboratuvar'ında (PPPL) bulunmaktadır.

TFTR reaktörü, kurulduğu günden beri 5 kat artışı temsil eden 34,6 keV (yaklaşık  $4.10^8$  K) olarak merkezi iyon sıcaklıklarını kaydetti. Plazma sınırlama süresi, 0,02 s'den 1,4 s'ye kadar artmıştır [8]. TFTR reaktörünün görünümü Şekil 3.8'de gösterilmektedir.

### 3.1.1.c. JT-60U Reaktörü

Japonya'nın Atom Enerjisi Kurumu, Naka Araştırma Merkezi'nde, ülkenin en büyük altmışıncı tokamağdır. 1986 yılında Japonya'da kurulan JT-60U, NBI sistemiyle çalışan bir tokamaktır. 1997 yılında, Hidrojenle yapılan çalışmalarda 3,2 MW'lık nötr ışın plazmaya enjekte edilerek plazma sıcaklığı 350 keV'e getirilmiş ve 1 s'lik plazma sınırlama süresi elde edilmiştir [17].

İyon yoğunluğu  $6,5.10^{19} \text{ m}^{-3}$  ve Lawson sınırlama parametresi (nt) 0,2-0,6.10<sup>20</sup> s/m<sup>3</sup> değerlerindedir. Daha sonra yapılan çalışmalarda NBI sistemiyle 2,7 MA akım elde edilmiştir [18].

TFTR, JET, JT-60U ve ITER reaktörlerinin karşılaştırılmaları Çizelge 3.5'te gösterilmektedir.

Çizelge 3.5. Önemli test reaktörlerinin kendi aralarında karşılaştırılması

	TFTR	JET	JT-60U	ITER
Plazmanın küçük yarıçapı (m)	0,85	1,25	0,95	2,15
Plazmanın büyük yarıçapı (m)	2,5	3	3,1	4,3
Manyetik alan (T)	5	2,96	5	6
Plazma akımı (MA)	3	7	2,7	22
Plazma yanma süresi (s)	1	2	1	≥300

Çizelge 3.6'da görüldüğü gibi D-T reaksiyonu için  $nt$  değerleri  $10^{13} \text{ s/cm}^3$  değerinin oldukça üzerinde ve Lawson kriterlerinin gerektirdiği değere de yakındır.

Çizelge 3.6. En son geliştirilmiş tokamak parametreleri

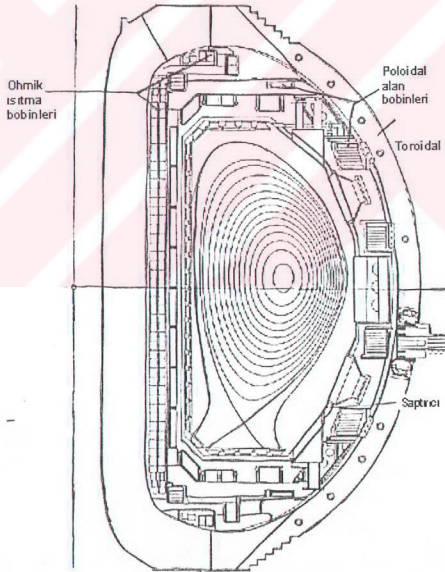
	$n \text{ (cm}^{-3}\text{)}$	$T \text{ (keV)}$	$t \text{ (s)}$	$nt \text{ (s/cm}^3\text{)}$
JET	$3,5 \times 10^{13}$	25	1	$3,5 \times 10^{13}$
TFTR	$2 \times 10^{13}$	34,6	1,4	$2,8 \times 10^{13}$

### 3.1.1.d. DIII-D Reaktörü

Plazmanın "D" şeklini aldığı bir tokamaktır [19]. Bu şekil, düşey eksen boyunca çekilmiş bir üçgen görünümündedir (Şekil 3.9). Poloidal alan sargıları büyük tokamaklarda, güçlü bir toroidal alan ile toroidal alan sargılarının dışında bulunmaktadır. Ancak DIII-D reaktörlerinde poloidal alan sargıları, toroidal alan sargılarının iç tarafında bulunmaktadır [20]. DIII-D reaktör parametreleri Çizelge 3.7'de gösterilmektedir.

Çizelge 3.7. DIII-D reaktör parametreleri [19]

Parametreler	
Plazmanın büyük yarıçapı (m)	2,1
Plazmanın küçük yarıçapı (m)	0,62
Plazma hacmi (m <sup>3</sup> )	22
Görünüm oranı ( $A = R/r$ )	2,82
İyon yoğunluğu ( m <sup>-3</sup> )	$\leq 10^{20}$
Plazma akımı ( MA)	0,5
Manyetik alan (T)	$\gg 1,5$



Şekil 3.9. DIII-D reaktörü

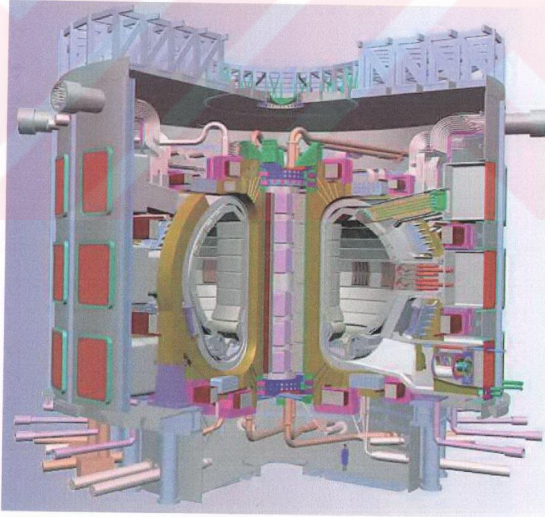
### 3.1.1.e. ITER Reaktörü

Nükleer füzyon reaktörleri konusu, ilk kez, G-7 koduyla adlandırılan Batı Ekonomik Zirvesi'nde gündeme gelmiştir. Dünyadaki artan ekonomik büyüme için, uluslararası karşılıklı işbirliği çerçevesinde, füzyonun önemli potansiyele sahip bir konu olduğu hakkında karar alınmıştır. Cenevre'de 1985 yılında toplanan Başkanlar Zirvesi'nde Regoen, Garbaçov ve Mitterrand tarafından uluslararası nükleer füzyon deneysel reaktörü ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) projesinin başlatılması kararı alınmıştır (Şekil 3.10). İlk olarak, 1988-1992 yılları arasında, Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA) önderliğinde ABD, Avrupa Topluluğu ve zamanın Sovyetler Birliği'nin katılımıyla, ITER projesinin kavramsal tasarım etkinlikleri tamamlanmış ve projeye Japonya'nın da üye olması kabul edilmiştir. Böylece proje, dört üyenin katılımıyla 1992-1998 yılları arasında ITER'in mühendislik tasarım etkinlikleri sürdürülerek çalışmalar hakkında ayrıntılı sonuç raporu hazırlanmıştır. Proje, toplam

1340 profesyonel insan gücünün katılımı ve yılda 750 milyon \$ mali destekle yürütülmüştür. Ancak makinenin kurulması aşamasına gelindiğinde, Sovyetler Birliğinin parçalanması ile birlikte ekonomik krize girilmiştir. Böylece ITER projesi, nükleer füzyon enerjisinin bilimsel ve teknolojik fizibilitesini sağlamak üzere, kapsamlı fizik ve mühendislik araştırmalarının yapıldığı, dünyadaki ilk uluslararası deneysel füzyon reaktörü planlaması ünvanını almıştır. Temmuz 1998'deki genel toplantıda, parasal olanaksızlıklar nedeniyle 1992'de başlangıçta öngörülen teknik amaçlar ve maliyetin küçülmesi yönünde karar alınarak, yapım etkinlikleri bir süre ertelenmiştir. ITER-FEAT (Fusion Experimental Advanced Tokamak) olarak isimlendirilen yeni düzeneğin yapımının 8 yıl alacağı ve 15 yıl içinde 500 MW'lık bir füzyon gücü elde edecek döteryum-trityum yakıtlı deneylere geçilmesi planlanmaktadır. Böylece ITER-FEAT deneysel füzyon reaktörü olarak, 500 MW düzeyinde termal enerji üreten ilk uluslararası füzyon düzeneği başarısını sergileyecektir [12, 21]. ITER reaktörüne ait parametreler Çizelge 3.8'de gösterilmektedir.

Çizelge 3.8. ITER reaktör parametreleri

Parametreler	
Plazmanın büyük yarıçapı (m)	4,3
Plazmanın küçük yarıçapı (m)	2,15
Toplam füzyon gücü (MW)	500
Füzyon gücü/yardımcı ısıtma gücü (Q)	$\geq 10$
Ortalama nötron duvar yüklenmesi (MW/m <sup>2</sup> )	0,57
Plazmanın yanma süresi (s)	$\geq 300$
Plazma akımı (MA)	22
Toroidal manyetik alan (T)	6
Plazmanın hacmi (m <sup>3</sup> )	837
Yardımcı ısıtma gücü (MW)	45



Şekil 3.10. ITER düzenine ait şematik görüntü



**Orijinal ITER ve Yeni ITER Projeleri:** Çok büyük ve güçlü olan orijinal ITER tasarısı, ABD'nin 7-10 milyar \$ maliyetini çok yüksek bulması üzerine desteğini çekmiş ve proje bir süre ertelenmiştir. Orijinal ITER 31,5 m yüksekliğindeki bir reaktördür. Orijinal ITER, bir kez ısıtıldıktan sonra plazmanın tepkime enerjisinde kalması için bir daha dışarıdan enerji verilmesine gerek olmayacak denge durumunu hedeflemiştir. Yeni ITER ise, maliyeti 3 milyar \$'a indirilen ve 9 katlı bina yüksekliğindeki bir reaktördür.

Yeni ITER, içi boş simit (torus) biçimindeki tepkime odasında 100 milyon derecenin üzerine kadar ısıtılan döteryum ve trityum yakıtından oluşan plazmanın 500 s yanarak 4000 MW güç üretmesi için tasarlanmıştır. Oysa orijinal ITER tasarımında, aynı süre içinde 1500 MW enerji çıktısı hedeflenmiştir. Orijinal ITER, bunun için çok daha fazla yakıt kullanmıştır (2000 m<sup>3</sup> plazma). Küçültülmüş model olan yeni ITER'de ise bu hacim, 837 m<sup>3</sup>'e düşmüş durumdadır.

Şimdiki durumuyla ITER, ABD'nin ortaklıktan çekilmesiyle dev bir projenin küçültülmüş biçimidir. Projeyi bu haliyle ayakta tutmaya çalışanlar, bazı Batı Avrupa Ülkeleri, Japonya ve Rusya'dır. Reaktöre evsahipliğinin, bu sıfatı kazanacak ülkeye sağlayacağı prestij ve bilimsel kazançlar açıktır. İsveç, Almanya ve İtalya'daki bazı merkezlerin bu ülkelerdeki siyasal koşullar ve nükleer enerji konusundaki değişken tutumları nedeniyle elenmelerinden sonra günümüzde ITER için aday olarak Kanada'daki Clarington kentiyile, Japonya'daki bir merkez kalmış bulunmaktadır. Şimdi ise, adaylara Fransa'nın da katılması söz konusudur. Fransız Atom Enerjisi Komisyonu ITER'in, kurumun Aix-en-Provence'deki bir merkezinde kurulması çağrısında bulunmuştur. Ancak Fransız hükümeti, başvuruyu henüz resmen onaylamış değil. Nedeni, küçültülmüş de olsa, tasarlanan reaktörün maliyetinin en az 3 milyar \$ olarak hesaplanmış olmasıdır.

Avrupa, Rus ve Japon ortakların Fransa'nın niyetini olumlu karşıladıklarını açıklamalarına karşın, Fransa'nın adaylığını desteklemeleri kuşkulu görülmektedir. Nedeni, Kanada'daki Clarington merkezinin bazı teknik üstünlüklerinin yanı sıra, evsahipliğinin bu ülkeye verilmesinin ABD'yi projeye yeniden döndürebileceği yolundaki tahminlerdir.

Projenin savunucuları ABD'nin füzyon enerjisine mesafeli duruşunu, bu ülkenin zengin petrol ve kömür yataklarına sahip olmasına bağlıyorlar. Oysa Japon

arařtırmacılar, ÷lkelerinin çok sınırlı enerji kaynakları nedeniyle füzyonu bir tür sigorta gibi gördüklerini belirtmektedirler.

Katılımcılar arasındaki yaygın beklenti ise evsahibi ÷lkenin, proje maliyetinin % 50-70'ini üstlenmesidir. Şimdiye kadar yalnızca Japonya, ITER'in kuruluş maliyetinin üçte ikisini üstleneceğini açıklamıştır.

Füzyon reaktörü JT-60U'yu uzun süreli bakıma almayı planlayan Japonya, tasarruf edeceği operasyon masraflarıyla, tasarım halindeki Uluslararası Tokamak Füzyon Reaktörü ITER'e katkısını artırarak başka ÷lkelerin de talip olduğu dev reaktörü kendi topraklarına çekmek istemektedir. Japonya, uzun dönemli füzyon arařtırmalarında ITER'i temel reaktör olarak görmekte ve ileri arařtırmalar için yararlanılacak ve gerektiğinde destek için kullanılabilir başka tokamak reaktörleri kurmayı planlamaktadır.

Boyutları küçülsede hâlâ dünyanın en büyük füzyon deney reaktör tasarımı olma niteliğini koruyan ITER, Japonya'dan başka Fransa ve Kanada'nın da hayallerini süslemektedir.

Manyetik alan sınırlamalı cihazlara ait parametreler Çizelge 3.9'da gösterilmektedir.

Tokamakta  $Q=1$  noktası aşılmış ve uluslar arası 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 geçirilerek, muhtemelen 8 yıl içinde ITER-FEAT uluslar arası reaktörü kurulacak ve 5-6 yıllık ön deneylerden sonra en fazla 15 yıl içinde 500 MW gücünde füzyon enerjisi üretilecektir.

Çizelge 3.9. Manyetik alan sınırlamalı cihazlar [8]

Büyüklik (m)	$B_{max}(T)$	Cihaz	Yeri	Tipi	Yıl	$nt(10^{20}s/m)$	kT(keV)
1,3	3,5	PLT	Princeton (ABD)	Tokamak	1978	0,4	10
2,5	5,2	TFTR	Princeton (ABD)	Tokamak	1984	0,15	6
2,8	2,8	JET	İngiltere	Tokamak	1983	0,5	5
0,64	12	Alcator-C	ABD	Tokamak	1983	0,8	1,7
3	5	JT-60	Japonya	Tokamak	1986	0,2-0,6	5-10
2,4	3,5	T-20	SSCB	Tokamak	1986	1	7-10
5	0,1	TMX	Livermore (ABD)	Tandem ayna	1980	0,01	10
16	1	MFTF-B	Livermore (ABD)	Tandem ayna	1988	0,1	15

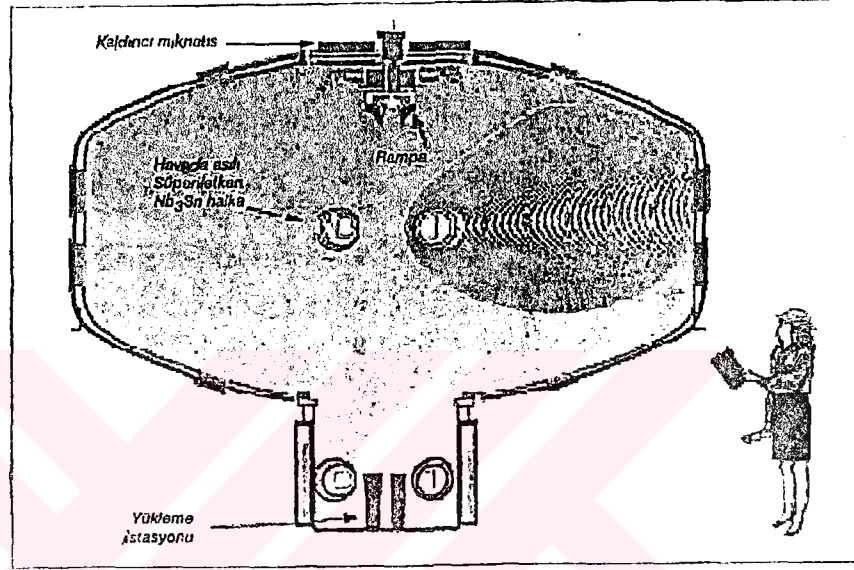
### 3.1.1.1. LDX Füzyon Reaktörü

Massachusetts Teknoloji Enstitüsü (MIT) Plazma Bilimi ve Füzyon Merkezi araştırmacılarından Jay Kesner'in tasarladığı füzyon makinesidir. 3 m yüksekliğinde ve 5 m çapında, balkabağı görünümündeki makinenin ortasında havada asılı duran bir halka bulunmaktadır. Bu halka 500 kg ağırlığında, süperiletken bir mıknatıstır. Halka, plazma odasının tepesindeki bir mıknatıs tarafından tutulmaktadır [10].

LDX tasarımının tokamaklara göre avantajı, türbülansı önlemesidir. Tokamak türü reaktörlerde, plazmayı reaktör duvarına değmeden (dolayısıyla soğumadan) simit biçimli odada tutabilmek için duvar boyunca dizilmiş çok güçlü mıknatıslar kullanılmaktadır. Bu durum, bazı fizikçilere göre “bir jöleyi lastik bantlarla bağlamaya çalışmakla aynı şey” olarak yorumlanmaktadır. Oysa LDX'in havada duran mıknatısı, plazmayı içeriden kendi üstüne doğru çekmekte ve böylece kontrolü kolaylaştırmaktadır. LDX füzyon reaktörü Şekil 3.11'de gösterilmektedir.

**LDX Füzyon Reaktörünün Çalışma Biçimi:** Termal olarak yalıtılmış niobyum-kalay telinden oluşan halka, önce vakum odasının tabanında “yükleme istasyonu” diye adlandırılan bir yere bırakılır.  $-258\text{ }^{\circ}\text{C}$  sıcaklıkta tel süperiletken hale gelir.  $-268\text{ }^{\circ}\text{C}$ 'ye

kadar tel soğutulur ve bir akım uygulanır. Tel, bir vinçle tabandan 1,5 m kadar yükseğe kaldırılarak tepede bulunan bir mıknatıs devreye sokulur. Teldeki akımı etkileyecek kadar güçlü olmayan mıknatıs, halkayı kaldırıp 8 saat süreyle reaktör odasının ortasında havada asılı tutmaktadır. Plazma, mıknatıstan yayılan manyetik kuvvet çizgilerine hapsolarak simit biçiminde sıcak bir bulut halinde, halkanın ortasından geçerek dönüp durmaktadır. 8 saatin sonunda ısınan halka, indirilerek yeniden soğutulur.



Şekil 3.11. LDX füzyon reaktörü

LDX füzyon reaktörü, yüksek plazma tutma yetenekleri sayesinde daha nitelikli yakıt kullanabilmektedirler. Kullanılan yakıtların tepkime ürünleri, nötron yerine foton ve yüklü parçacıklardır. Fotonlar, reaktör duvarını ısıtarak enerji üretimini sağlamaktadır. Yüklü parçacıklarsa, manyetik alan içinde hapis kalmaktadırlar. LDX reaktörleri için bu yakıtları kullanmak bir tercih değil, bir zorunluluktur. Gelişkin yakıtların diğer bir üstünlüğü de, reaktör parçalarını radyoaktif yapma ve reaktör personeli için tehdit oluşturma gibi olasılıkların düşük olmasıdır.

Reaktörün yapımı MIT ve Columbia Üniversitesi işbirliği ile sürdürülmekte ve 6 milyon \$'a mal olacağı hesap edilmektedir. LDX reaktörü için füzyon aşamasına şimdilik geçilmeyecektir. Makine için en uygun yakıtın döteryum ve  $^3\text{He}$  (iki proton ve bir nötron içeren helyum izotopudur) karışımı olduğu düşünülmektedir. Ancak  $^3\text{He}$ 'ün

dünyada çok az olması, sıradan atom reaktörlerinin (atom çekirdeğini parçalayarak enerji elde edenler) bir miktar  $^3\text{He}$  üretmeleri ancak bunun da bilimsel deneyler için kullanılıyor olması nedenlerinden dolayı, LDX füzyon reaktörlerinden enerji elde edebilmek için bir süre beklemek gerekecektir.

Dünya'da çok az bulunan  $^3\text{He}$ , Ay'da bol bulunan bir maddedir. Bu yüzden Kesner, bu reaktörler için gereken yakıtın Ay'dan sağlanabileceğini söylemektedir[10]. Buradan görülmektedirki; enerji üretiminde kullanılacak LDX reaktörlerinin geliştirilmesi için daha en azından onlarca yıl gerekmektedir.

Bazı füzyon fizikçileri, LDX reaktörlerinden enerji üretim potansiyeli konusunda o kadar iyimser değildirlir. Princeton Üniversitesi İleri Füzyon Tasarımları Grubu Başkanı Dale Meade, bu tür reaktörlerle ilgili olarak daha pek çok sorunun çıkabileceğini, ancak geleceğin kontrollü füzyon reaktörleri için en güvenilir modellerin hala tokamaklar ve aynı anlayış üzerine tasarlanmış reaktörlerin olduğunu söylemektedir.

### 3.1.1.2. Küresel Tokamaklar

Aslında tokamakların bir türüdür. Ancak, simit biçimli oda neredeyse küresel bir biçim almaktadır. Küresel tokamaklarda, torun büyük yarıçapı  $R$  küçültülerek, küçük yarıçapı  $r$ 'ye yaklaştırmaya çalışılmaktadır. Yani görünüm oranı (aspect ratio) olarak tanımlanan  $A=R/r$ 'nin en küçük değerinin 1'e yaklaşmasından dolayı plazma kanalı küresel hale gelmektedir. Buna göre küresel tokamaklar, küçük görünüm oranlı tokamaklar olarak da tanımlanmaktadır [12]. Küresel ve Klasik Tokamaklar arasındaki fark;

1. Geleneksel tokamakların devasa boyutlara ulaşmasının nedeni, plazma kabının etrafına yerleştirilen ve sıcak plazmayı kabın ortasında asılı tutarak soğumasını önlemek için kullanılan manyetik alan bobinleridir. Küresel tokamalarda ise, manyetik alan bobinleri kaldırılarak yerine, merkezde çok küçük bir alan kaplayan ve üzerinden çok yüksek akımlar geçirilen, merkezi metal çubuklar kullanılmaktadır. Böylece, torus biçimindeki plazma kabı, merkezden ince bir akım çubuğunun geçtiği, küresel ve hatta silindirik bir geometriye dönüşmüş olmaktadır.

2. Küresel tokamaklarda; R torusun büyük yarıçapı ve r plazmanın yarıçapı olmak üzere  $A=R/r$  ile tanımlanan görünüm oranı 1'e yaklaşmakta ve buna bağlı olarak da makine boyutu küçültülerek son derece ilgi çekici hale gelmektedir. Klasik tokamaklarda ise; A oranı 3 ve 4 civarındadır. Örneğin, Amerika'nın TFTR ve Japonya'nın JT-60U tokamaklarında  $A=3$ , AB'nin JET'inde ise  $A=2,2$ 'dir.

3. Küresel tokamaklar, klasik tokamaklara göre çok daha ucuzdur.

Şu anda çalışmakta olan JET, TFTR, DIII-D geleneksel tokamak makineleri boyutlarında, yeni kurulacak küresel tokamak reaktörleri ile 800 MW termal enerji ve 160 MW net elektrik enerjisi elde edilebileceği hesaplanmaktadır. Böyle bir küresel tokamak reaktörü, bir nükleer füzyon reaktörünün bütün çalışma ve sistem özelliklerine sahip bir pilot tesis olarak kabul edilmektedir. Bu pilot tesisin boyutları, şu andaki mevcut boyutun 2,5 katına çıkarılması halinde 5,8 GW (milyar watt) füzyon ve 2,1 GW'lik net termal enerji çıkışlı, ekonomik bir küresel tokamak reaktörüne ulaşılacaktır. Bir küresel tokamağın pilot tesis ve boyutları 2,5 kat büyütüldüğünde elde edilen küresel tokamak füzyon reaktörünün parametreleri Çizelge 3.10'da verilmektedir [14].

Çizelge 3.10. Tokamak karma reaktör tasarım parametreleri

Parametreler	TFTR	JET	Küresel tokamak
Plazmanın büyük yarıçapı (m)	2,5	3	1,4
Plazmanın küçük yarıçapı (m)	0,85	1,2	1
Plazma hacmi( $m^3$ )	45	100	50
Plazma akımı (MA)	3	7	12,54
Toroidal alan (T)	5	2,96	2,5
Ortalama plazma yoğunluğu ( $10^{20} cm^{-3}$ )	0,3	0,4	1,6
İyon sıcaklığı (keV)	34,6	25	10
Füzyon gücü (MW)	30	15	40
D-T yanma süresi (s)	1	2	Sürekli
Ortalama duvar yüklenmesi ( $MW/m^2$ )	0,2	0,2	1,02

Geleneksel tokamak sistemlerinde, plazmanın vakum odasının duvarlarına değerek kirlenmesini önlemek ve plazmanın sıcak korunma zamanını yükseltmek amacıyla tasarlanıp kullanılan ve bozuldukça değiştirilen divertor (saptırıcı) sistemi, küresel tokamaklarda doğal şekilde oluşturulmaktadır. Böylece hem plazmanın merkezde asılı tutulması için pasta kalıbı biçimindeki kabı içten sarmalayan çok sayıdaki dev toroidal bobin kaldırılmakta hem de doğal divertor oluşumu ile boyutlar minimuma indirgenmektedir.

#### **3.1.1.2.1. STPC Küresel Tokamağı**

Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK) Nükleer Füzyon Laboratuvar'ında geliştirilen, kurulan ve üzerinde 15 yıldan beri araştırma yapılan, çalışır durumdaki küresel tokamaktır. STPC, "Spherical Tokamak with Plazma Centerpost" kelimelerinin başharflerinin kısaltılmışıdır. Plazma kabı, 65 litre hacminde ve sekizgen-prizma biçimindedir. Sözü edilen sistemin görünüm oranı 1,2-1,7 değerindedir. Küresel tokamakta plazma akımı; toroidal ve bobinsiz elde edilen poloidal alanların plazma kabının merkezine doğru Lorentz kuvvetiyle itilmesi sonucu oluşmaktadır [12].

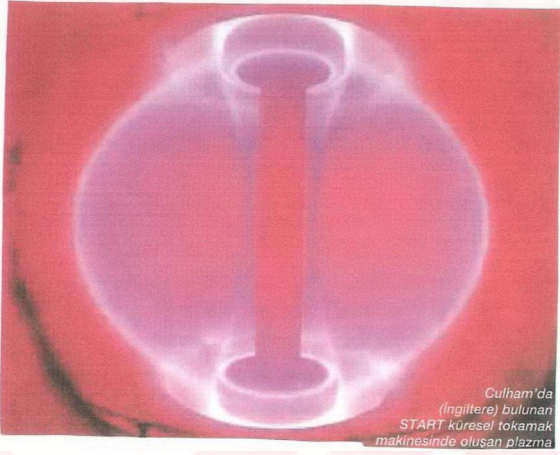
Orta ölçeğe kadar büyütülmesi için üst düzeyde birçok girişim yapılmış olmasına karşın, bugüne kadar sorumlu mercilerden ciddi program içeren bir destek, hatta kayda değer bir ilgi bile görülmüş durumda değildir. Yaklaşık on yıldır, sadece IEAE tarafından yıllık 4000 \$'lık kontratlarla desteklenmiştir.

Proje, şu anda ülkemizin belirli bir programa oturmuş füzyon araştırma örgütlenmesi bulunmaması nedeniyle, IEAE önderliğindeki orta ve büyük ölçekli küresel tokamak araştırma programına da girmemiş durumdadır.

#### **3.1.1.2.2. START Küresel Tokamağı**

Dünyada halen çalışmakta olan küçük ölçekli küresel tokamakların en önemlisidir. İngiltere'de Culham Araştırma Merkezi'ndeki START, "Small Tight Aspect Ratio Tokamak" kelimelerinin başharflerinin kısaltılmışıdır.

1995 yılında İngiltere'de devreye sokulan START bir silindir biçimindedir (Şekil 3.12). Ancak küçük boyutlarına karşın, 300000 amperden fazla plazma akımı taşıyabilmektedir. Bu etkili hapis ortamında, plazma yoğunluğu ve sıcaklığı plazma kütlesi içinde yüksek değerde kalmaktadır [14, 22].



Şekil 3.12. START reaktörü

START ve klasik tokamaklar arasındaki fark;

1. Plazma sıcaklığı; START küresel tokamağı içinde 300 eV'lik sıcaklık elde edilmiştir. Bu değer klasik tokamaklarda elde edilenlerden oldukça düşüktür.
2. Plazma yoğunluğu; START içinde metrekupte  $6.10^{19}$  parçacıktır. Bu değer klasik tokamak ile neredeyse aynıdır.

### 3.1.1.2.3. MAST Küresel Tokamağı

MAST; çok başarılı olan START'tan sonra, daha yüksek performansa sahip yüksek akımlı küresel tokamaktır (Şekil 3.13). İlk deneme çalışmalarına Aralık 1999'da başlanmıştır. MAST, İngiltere Ticaret ve Endüstri Departmanı ile Avrupa Atom Birliği EURATOM tarafından desteklenmektedir.

MAST'ın amacı; yeni bir rejimde çalışarak, ileri tokamak rejimi saptandıktan sonra, daha gelişmiş ITER tasarımına ışık tutmaktır.

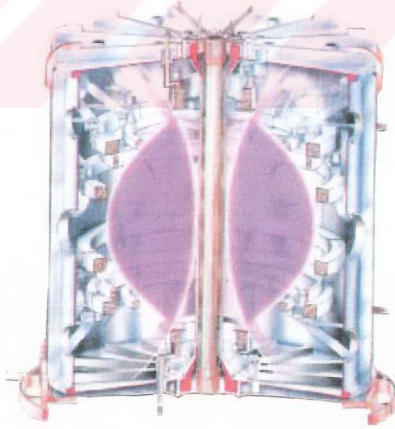
START ve MAST küresel tokamaklarına ait parametreler Çizelge 3.11'de gösterilmektedir.



Çizelge 3.11. START ve MAST küresel tokamaklarının parametreleri

Parametreler	START	MAST
Plazmanın büyük yarıçapı (m)	0,4	0,7
Plazmanın küçük yarıçapı (m)	0,3	0,5
Görünüm oranı ( $A=R/a$ )	$\geq 1,2$	$\geq 1,3$
Merkezi çubuk akımı (MA)	0,5	$\leq 2,2$
Plazma akımı (MA)	0,31	$\leq 2$
Plazma hacmi ( $m^3$ )	0,5	5
Plazma yanma süresi (s)	$\leq 0,06$	1-5
Toroidal manyetik alan (T)	0,31	$\leq 0,63$
Ek ısıtma gücü (MW)	1,2	6,5

Silindirik plazma kabı (vakum odası), paslanmaz çelikten yapılmış olup 25 ton ağırlığındadır. Plazmayı kontrol etmek için 5 çift poloidal manyetik alan bobini kullanılmıştır. Plazmanın ısıtılması için Nötral Demet Enjeksiyonu (NBI) yöntemi kullanılmaktadır [12].



Şekil 3.13. MAST görüntüsü

#### 3.1.1.2.4. NSTX Küresel Tokamağı

Amerika'da yer alan NSTX küresel tokamak programı, Y.K.M.Peng ve M.Ono başkanlığında yürütülmektedir. Programda, Amerika'nın çeşitli üniversiteleri ve araştırma merkezlerinden bilim adamlarının yanı sıra, 8 Japon misafir araştırmacıyla birlikte toplam 75 bilim adamı görev almaktadır.

NSTX hemen hemen MAST ile aynı fiziksel boyutlara sahiptir. NSTX küresel tokamağının görünümü Şekil 3.14'de gösterilmektedir.

NSTX küresel tokamağının hedefleri; MA'lar düzeyinde plazma akımları oluşturmak, hemen hemen 1'e yaklaşan A görünüm oranı elde etmek, yüksek t sıcak korunma zamanı elde ederek ileri küresel tokamak rejimine ulaşmaktır [12]. Bu rejim, reaktör boyutlarını minimize ederek çok ekonomik ve kompakt bir füzyon reaktörü geliştirmek açısından son derece önemlidir.



Şekil 3.14. NSTX küresel tokamak görüntüsü

Üç yıl süren tasarım ve kurulma aşamasından sonra, NSTX düzeneği 12 Şubat 1999 yılında, PPPL'de çalıştırılmaya başlanmıştır. 15 Şubat 1999 günü 350 kA'lık plazma akımı sağlanmıştır. Düzeneğin yeteneği artırılarak 16 Aralık 1999'da plazma akımı, 1MA'lık tasarım düzeyine ulaşmıştır.

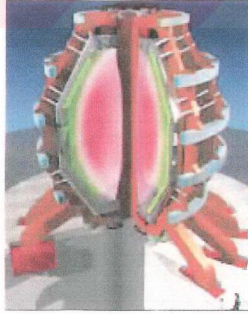
NSTX sisteminin en kritik bileşeni olan merkezi çubuk; kurulma, tamir ve ileride yapılması gereken güncelleştirme işlemlerini kolaylaştırmak amacıyla, sökülebilecek şekilde planlanmıştır.

Yüksek yoğunluklardaki yüksek frekans ısıtmalarına uygun olan, HHFW (High Harmonic Fast Wave) 2,3 MW gücündeki hızlı dalga ile,  $3,5 \cdot 10^{13} \text{ cm}^{-3}$  lük yoğunluğundaki plazma elektronları 400-900 eV'e kadar ısıtılmıştır. Böylece 90 kJ'lük toplam birikmiş plazma enerjisi ve plazma akımı 1,1 MA iken çok başarılı bir ısınma gerçekleşmiştir. Eylül 2000'de NBI sistemi de kullanılmaya başlanmıştır.

NSTX küresel tokamak düzeneğinin yeteneği biraz daha artırılarak, elde edilecek akımın daha uzun süre devam etmesi hedeflenmekte olup bu konudaki çalışmalar sürdürülmektedir.

#### 3.1.1.2.5. SSPP Küresel Tokamağı

Ekonomik bir füzyon reaktörü olan SSPP, küresel tokamakların fizibilitesini sergileyen kavramsal bir tasarımdır (Şekil 3.15). SSPP küresel tokamağının özellikleri; görünüm oranının küçük olması, merkezi çubuğun basit bir montajla bakım ve güncelleştirme işlemlerine uygun olmasıdır [12]. SSPP küresel tokamağına ait parametreler Çizelge 3.12'de gösterilmektedir.



Şekil 3.15. SSPP küresel tokamak görüntüsü

Çizelge 3.12. SSPP küresel tokamak parametreleri

Parametreler	
Plazmanın büyük yarıçapı (m)	3,4
Plazmanın küçük yarıçapı (m)	2,4
Görünüm oranı ( $A=R/r$ )	1,4
Merkezi çubuk akımı (MA)	31
Plazma akımı (MA)	31
Plazma sıcaklığı (keV)	19,2
Plazmayı tutuşturma süresi (s)	2
Füzyon gücü (MW)	3300
Net elektrik gücü (MW)	1200
Nötron duvar yüklenmesi ( $MW/m^2$ )	3,6
İyon yoğunluğu ( $m^{-3}$ )	$1,1 \times 10^{20}$
Trityum üretim oranı	1,14

### 3.1.1. 3. Stelleratörler

Tokamakların en ciddi rakibi olarak tanınan bu makinelerin en belirgin özelliği; plazma odasını çevreleyen sarmal biçimde dizilmiş mıknatıs halkalarının bulunmasıdır. Bunların ürettiği bükülmüş manyetik alanların, tokamak türlerinde kullanılan düzgün alanlara göre türbülansı daha iyi denetim altına alacağına inanılmaktadır. Bu tasarımdaki deney aygıtlarından biri Japonya'da (Large Helical Device-Büyük Sarmal Aygıt), diğeri de ABD'nin Wisconsin Üniversitesi'nde (Helically Symmetrical Experiment- Sarmal Simetrik Deney) bulunmaktadır. Benzer tasarımdaki deney aygıtları da Almanya, Avustralya ve İspanya'da projelendirilmiş durumdadır [10].

### 3.1.1.4. Ters-Alan Sıkıştırıcıları

Ters-Alan Sıkıştırıcıları, tokamaklar gibi simit biçiminde olup, mıknatısları daha küçük olabilmektedir. Bu durum, plazmanın oda içinde bir ırmak gibi akmasını ve kendi manyetik alanını kendisinin yaratmasını sağlamaktadır. Manyetik alan plazmayı sıkıştırarak, plazmayı oda duvarlarından uzakta tutmaktadır. Ters-alan sıkıştırıcıları, şimdilik füzyon teknolojisinde fazla iddialı değillerdir [10].

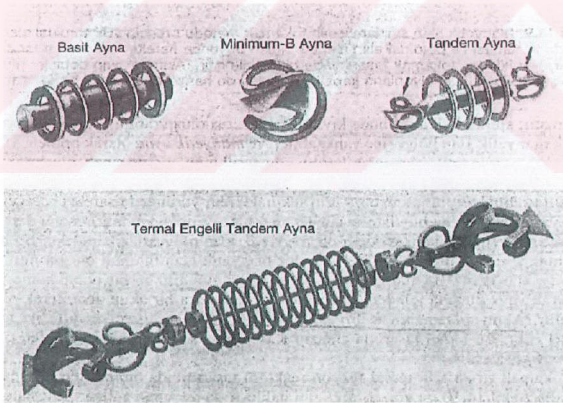
### 3.1.1.5. Spheromaklar

Simit biçimindeki torusun ortasında bulunan, silindirik şeklindeki boşluk, tümüyle ortadan kaldırılarak bir küremak elde edilir. Spheromaklar diğer bir ifadeyle **küremak** olarak da adlandırılabilir. Ters-alan sıkıştırıcıları gibi bunlarda, plazma tutucu manyetik alanlar yaratmak için kısmen plazmanın içinde bir akım oluştururlar [10]. ABD'nin Pennsylvania eyaletindeki Swarthmore College'de ve California'da Lawrence Livermore Ulusal Laboratuvar'ında spheromak programları üzerinde çalışılmaktadır.

### 3.1.2. Manyetik Ayna Füzyon Reaktörleri

Plazmayı sınırlamak için 4 tip manyetik ayna modeli bulunmaktadır (Şekil 3.16).

1. Basit Ayna
2. Minimum-B Ayna
3. Tandem Ayna
4. Termal Engelli Tandem Ayna.



Şekil 3.16. Çizgisel ayna cihazlarının temel bileşenleri

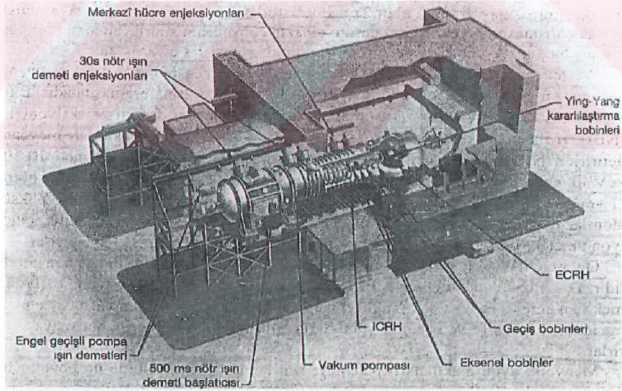
**Basit ayna modeli;** Eğer plazma düşük alanlı bölgede duvarlara doğru çıkıntı yapmaya çalışırsa, plazma sınırlamasında etkili olamaz.

**Minimum-B modeli;** Şekil 3.16'da görüldüğü gibi beyzbol veya tenis topu üzerindeki dikişlere benzer bir şekle sahip tek bir bobin içerir [8].

**Tandem ayna modeli;** Parçacıkları ayna içinde tuzaklamak için, basit ayna prensibi ve minimum-B bobinlerinin bir birleşimi ile oluşan modeldir. Geometrisi Tokamak geometrisi ile kıyaslandığında çok daha uygun olduğu görülür. Burada füzyon plazması silindirik çift aynalı reaktör (basit ayna prensibi ve minimum-B bobinlerinin birleşimi) darbe modunda normal işletme karakteristiklerinde çalıştığı zaman, son dönemlerde geliştirilen radyo-frekans sürücüsü başarılı olmaz ise de Tokamak reaktörüne göre daha avantajlı olduğu görülecektir [23, 24].

### 3.1.2.1. MFTF-B (Manyetik Füzyon Test Cihazı Tasarımı) Füzyon Reaktörü

Livermore (ABD)'de 1988 yılında kurulan, tandem ayna sistemine ait bir tasarımıdır. Bu sistemin gerçek çalışma parametreleri tokamak parametrelerine benzer. MFTF-B füzyon reaktörünün görünümü Şekil 3.17'de gösterilmektedir.



Şekil 3.17. MFTF-B reaktörü

MFTF-B'nin büyüklüğü (merkezi hücrenin boyu) 16 m, manyetik alan değeri 1 Tesla, Lawson sınırlama parametresi  $10^{19}$  s/m<sup>3</sup> ve iyon sıcaklığı 15 keV'dir.

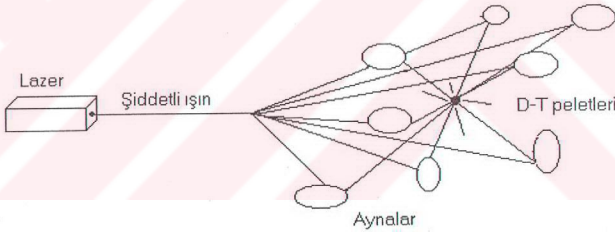
Plazma sıcaklığının yükseltilmesinde, tokamak tasarımında olduğu gibi yardımcı ısıtma için rf dalgaları ve NBI kullanılmaktadır.

### 3.1.2.2. TMX (Tandem Ayna Deneyi) Füzyon Reaktörü

Livermore (ABD)'de 1980 yılında kurulan tandem ayna sistemine ait bir tasarımdır. TMX'in büyüklüğü (merkezi hücrenin boyu) 5 m, manyetik alan değeri 0,1 Tesla, Lawson sınırlama parametresi  $10^{18}$  s/m<sup>3</sup> ve iyon sıcaklığı 10 keV'dir.

### 3.2. Eylemsiz Sınırlamalı Füzyon Reaktörleri

Eylemsiz sınırlaması, bir plazmayı sınırlandırmak için kullanılan ikinci yöntemdir. Bu teknikle, çok yüksek parçacık yoğunluğuna sahip bir hedef kullanılır. Bu teknikle plazma sınırlama süresi,  $10^{-11}$ s ile  $10^{-9}$ s arasında çok kısa bir değerdir [8].



Şekil 3.18. Çeşitli lazer ışınları ile (D,T) peletinin ışıması

Eylemsiz sınırlamasında, yakıt topağı (pelet) ani olarak ısıtılır ve yoğun parçacık veya foton ışın demetleri ile her yönden aynı anda bombardıman edilerek sıkıştırılır. Yakıt topağının güçlü lazerle bombardıman edilmesi tekniği, eylemsiz sınırlamasının en uygun biçimidir (Şekil 3.18). Lazer (Light Amplificat Stimulated Emission of Radiation) ışını, elektromanyetik dalgaların kullanılmasıdır.

Eylemsiz sınırlamalı füzyonda, döteryum ve trityum içeren ince bir yakıt topağı ani olarak yoğun bir lazer darbesiyle bombardıman edilir ve böylece yoğun lazer darbesi yakıt topağını hem ısıtır hem de sıkıştırarak daha yüksek yoğunluklara çıkarır.

Bu tekniğin amacı; yakıt topağının kolayca parçalara ayrılmasından önce, füzyonun ortaya çıkabileceği yeteri kadar yüksek sıcaklık ve yoğunluklara ulaşmaktır. Lazer sürücülü füzyon reaksiyonlar dizisi şu sırayı takip etmektedir (Şekil 3.19).

1. 1 mm çapında küre şeklindeki D-T yakıt topağı reaktör içerisine konular konulmaz şiddetli lazer ışını ( $10^{17}$  W/cm<sup>2</sup>'lik güçlü ışınım şiddetiyle) birçok doğrultuda bombardıman edilir.

2. Katı topağın dış tabakası hızla ısınır, iyonlarına ayrılır ve yakıtın içi, elektron yoğunluğu  $10^{19}$ - $10^{22}$  cm<sup>-3</sup> karakterize edilen bir bulut veya "korona" ya benzer şekilde düşük yoğunluklu bir plazma haline gelir.

3. Plazma haline gelen katı topağın dış tabakası lazer ışınımı soğurmaya devam eder. Fakat kritik yoğunlukta ışığın frekansı plazmanın frekansına eşitlendiğinde ışın koronanın içine girer.

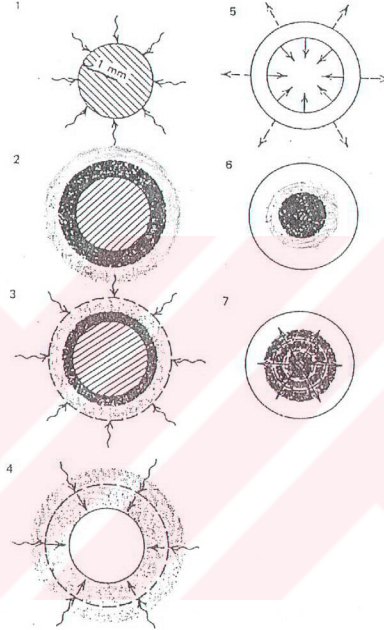
4. Plazma halindeki dış yüzeyde, lazerle enerji depolanması sonucu ısı oluşur ve bu ısı yakıtın içindeki elektronlara transfer edilir. Bu enerji sürücüdeki yüksek basınç ve sürtünme ısısı nedeniyle yakıt yüzeyinden merkezine doğru sürekli bir şok dalgası oluşturur.

5. Bu şok dalgası, dıştan içeriye doğru giderek termonükleer tutuşmanın meydana gelebileceği merkez civarındaki en yüksek yoğunluklu noktaya kadar sıkıştırır ve ısıtır. Bu aşamadaki olağanüstü karmaşık, çeşitli hidrodinamik ve enerji transferi ile yakıt içeriye doğru şiddetle çöker.

6. Füzyon sonucunda çıkan  $\alpha$  parçacıkları, yoğun yakıt içindeki iyonlarla yaptıkları çarpışmalar sonucu enerjilerini hızla kaybederler. Bu enerji ek ısıtmaya katkı sağlayacaktır ve yakıt, merkezde şiddetli kıvılcımın etkisiyle 20-100 keV'de hızla sıkışacaktır.



7. Yakıt merkezde kıvılcımla yanar. Yakıtın %30'unun yanmasıyla verimli termonükleer yanma meydana gelecektir. Termonükleer yanma dışı doğru yayılır. Sonuç olarak yakıt topağı parçalanarak reaksiyon son bulur.



Şekil 3.19. IFE yakıtının sıkıştırılarak patlatılması [8]

Eylemsiz füzyon enerjisi yönteminde, lazer sürücülü füzyon reaksiyonları saniyenin 10 milyonda biri kadar sürmektedir. Ancak kesintisiz enerji koşulunun lazerler ile yerine getirilmesi oldukça güçtür ve bu gereksinimler günümüz lazerlerinin kapasitelerinin kesinlikle çok üstündedir. Bu problemi çözmek için eylemsiz sınırlamalı füzyonda, lazer yerine yüklü parçacık demetlerinin kullanıldığı başka yaklaşımlar da araştırılmaktadır.

Lazer ile füzyon görüşü ilk kez 1963’de ortaya atılmış ancak 1968’de gerçekleştirilmiştir. Bugün lazer veya ağır iyonlarla sıkıştırma ile patlatılan reaktörlere “ICF (Inert Condinent Fusion)” denir. Bu çalışmada, eylemsiz sınırlamalı füzyon reaktörleri;

1. Hylife Füzyon Reaktörü
2. MHD Füzyon Reaktörü
3. Pacer Füzyon Reaktörü

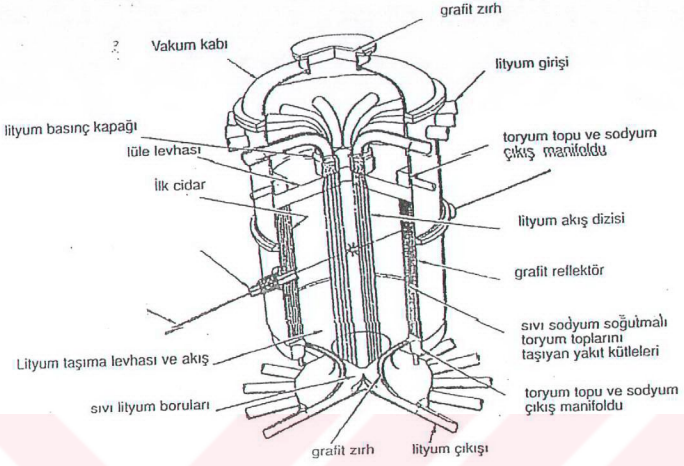
olmak üzere üç ana başlıkta incelenmektedir.

### 3.2.1. Hylife Füzyon Reaktörü

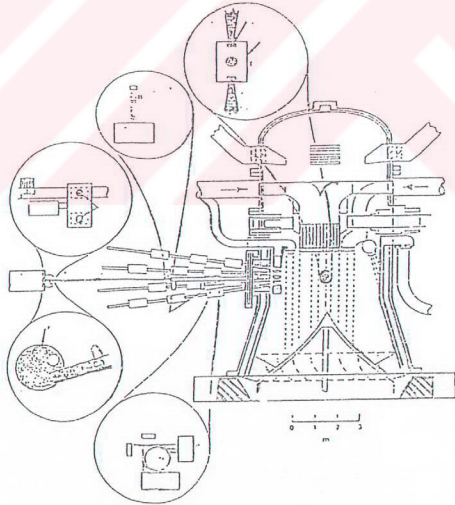
Eylemsiz füzyon enerjisi prensibine göre çalışması tasarlanan ve soğutucu akışkan olarak yalnızca lityumun kullanıldığı füzyon reaktörüne **Hylife** denilmektedir. Hylife füzyon reaktörünün görünümü Şekil 3.20’de gösterilmektedir.

Yapılan araştırmalarla Hylife geliştirilmiş ve bu reaktörlerde soğutucu akışkan olarak kullanılan lityum yerine, Flibe ( $Li_2BeF_4$ ), doğal lityum, Lityum kurşun ( $Li_{17}Pb_{83}$ ) gibi eriyik tuzların soğutucu olarak kullanılması ile **HYLIFE-II** füzyon reaktörü geliştirilmiştir. Hylife-II reaktörü Pacer reaktöründen farklı olarak, reflektörde yer alan çelik yapı iki parçaya ayrılarak bu iki ayrılan çelik parçalarının arasına %75 karbon ve %25 Flibe’den meydana gelen bir ortam yerleştirilir. Bu oranlardaki malzemelerin, iki çelik parçası arasına yerleşimi ile, kaçan nötronları yakalamak ve trityum üretimini artırmak hedeflenmektedir [25, 26].

Hylife-II reaktöründe kullanılan eriyik tuz; Flibe, doğal lityum ve  $Li_{17}Pb_{83}$  ile birlikte, toryum florür ( $ThF_4$ ), uranyum florür ( $UF_4$ ), LiH ve bunların bileşenlerinden de meydana gelebilir. Hylife-II füzyon reaktör tesisinin şematik görüntüsü Şekil 3.21’de gösterilmektedir.

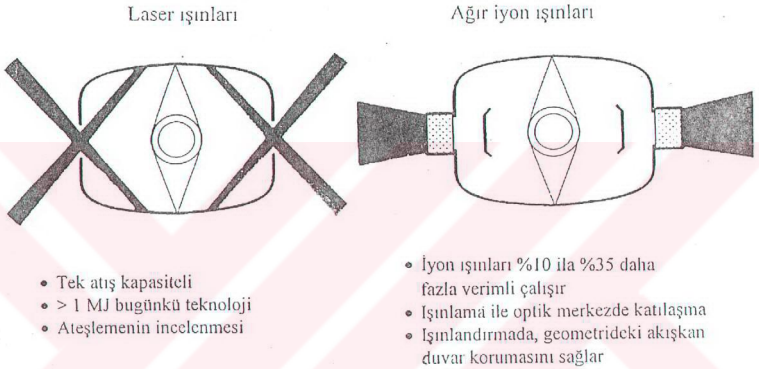


Şekil 3.20. HYLIFE füzyon reaktörü [26]



Şekil 3.21. HYLIFE-II füzyon reaktör tesisinin şematik görüntüsü

Şekil 3.22’de bir füzyon yakıtının, yüksek enerjili olan, lazer ışını ve ağır iyon ışınları ile sıkıştırılarak yakılması gösterilmektedir. Burada lazer ışınları tek frekans kapasitesine sahip olup şu anki teknolojiyle 1 MJ’den büyük güç üretiminde, ateşleme prensibine göre çalışırlar. Ağır iyon ışınları ise lazer ışınlarına göre %10 ile %35 daha verimlidir. Ayrıca ağır iyon ışınları, ışınlama ile geometrideki radyasyon zararlarına karşı akışkan kullanımına imkan sağlamaktadır [27].



Şekil 3.22. Yakıtın lazer ışını ve ağır iyon ışını ile ışınlanması

Hylife-II füzyon reaktöründen büyük enerji üretilebilmesi için, yüksek enerji seviyesine sahip bir iyon akımına ve iyi derecede enerjiyi absorbe edecek bir soğutucuya gerek vardır. Yapılan çalışmalarda, yüksek enerji seviyesine sahip iyon akımının, çok iyi ışın kalitesine sahip olması gerektiği anlaşılmıştır. Ancak teknik açıdan bakıldığında, yüksek ışın kalitesi, yüksek maliyet ortaya çıkartmaktadır [28].

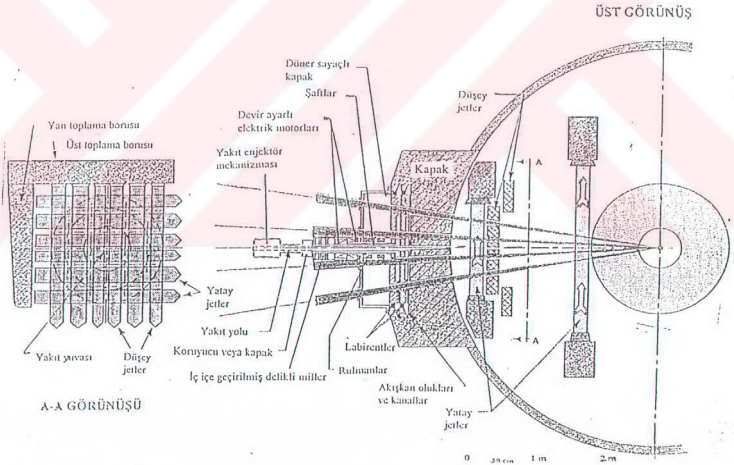
Yakıt kabuk materyali olarak tantalyum seçilebilir. Çünkü tantalyum yüksek Z’ye ( $Z=73$ ) sahip ve Flibe’de eriyebilmektedir.

Reaktör odasında, patlama enerjisini absorbe ederek ısınması ve buharlaşması için patlama esnasında odanın üst tarafından soğutucu akışkan enjekte edilir. Bu akışkan hem patlama ısısını absorbe eder hem de patlama noktası ile reaksiyon odasının duvarları arasına girerek ani şoklardan reaktör odası duvarlarını korur. Buharlaşma ile

ısı absorbe edildiği için oda denge basıncı oldukça düşecektir. Böyle olması, reaktör odasının duvarlarının bakımı için bir avantaj sağlayacaktır. Akışkan jetin diğer bir avantajı ise; patlama ile açığa çıkan yüksek enerjili nötronların, duvar malzemesinde yapabileceği reaksiyonları ve bu durumla ortaya çıkacak radyoaktif kirlenmeyi azaltmasıdır. Akışkan devir-daim sistemiyle çevrilerek radyoaktif kirlilikten kurtulabilir ancak duvarların radyoaktif kirlilikten arındırılmaları çok zordur.

Soğutma sıvısının aşağı inmesi metodunun kullanılması ile sistemdeki nötron hasarı ve patlamanın hasarından birinci duvar korunur. Hylife-II modelindeki ünitelerin düşük maliyetli, uzun ömürlü olması, çevreye ve sistem içine en az zarar vermesi istenildiğinden dolayı, bunları en iyi bir şekilde sağlayacak olan sistem, sıvı jetler tarafından korunmaktadır.

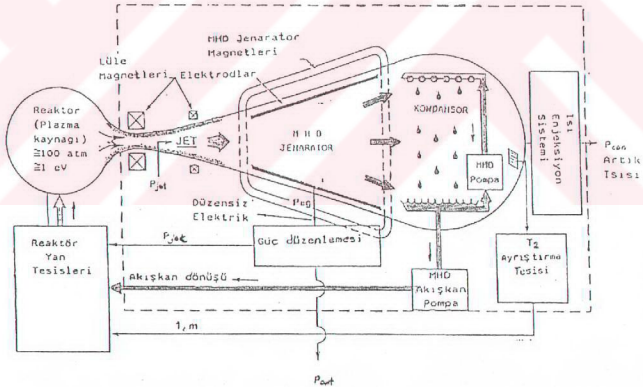
Füzyon patlaması ile açığa çıkan enerjinin absorbe edilmesini ve reaktör yapı malzemelerin yüksek enerjili nötronların hasarlarından korunmasını sağlayan akışkan jetlerin Hylife-II'deki konumları Şekil 3.23'de gösterilmektedir.



Şekil 3.23. HYLIFE-II reaktörü içerisinde sıvı jetlerin konumu

### 3.2.2. MHD Füzyon Reaktörü

MHD füzyon reaktörü ile sağlanan enerji dönüşüm metodu diğerlerinden biraz farklıdır. Diğer metodlarda ısı, akışkandan absorbe edilerek, suyun buharlaşmasında kullanılmaktadır. Elde edilen buhar ise türbine verilmektedir. MHD reaktöründe ise, akışkan ısmı absorbe ederek aşırı ısınır ve kızgın buhar haline gelir. Bir pompa sistemiyle akışkandan dışarı alınan ısı, bir enjektör yardımıyla ikinci bir akışkana aktarılır. Buhar fazındaki ikinci akışkan; patlama odası hacmi küçültülerek yüksek basınçlarda soğutucu akışkan, yüksek sıcaklıklarda iyonize gaz haline dönüştürülür. Yüksek sıcaklıktaki bu gaz bir lüleden geçirilerek, meydana gelen manyetizmadan elektrik enerjisi üretilebilmektedir. Bunları yapabilecek özellikte ki bir akışkan ancak yüksek sıcaklıklarda elde edilebileceğinden, çok kalın (>20 cm) bir çelik duvar kullanılmaktadır [29]. MHD füzyon reaktör tesisinin şematik görüntüsü Şekil 3.24'de gösterilmektedir.

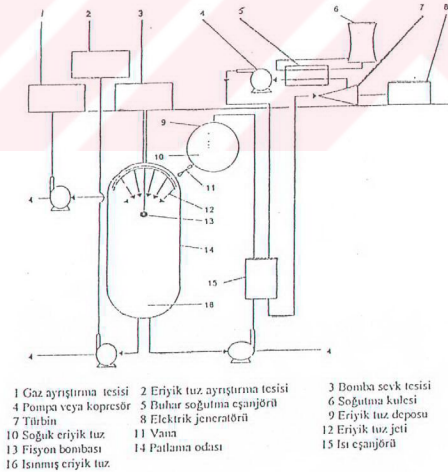


Şekil 3.24. MHD füzyon reaktör tesisinin şematik görüntüsü

### 3.2.3. PACER Füzyon Reaktörü

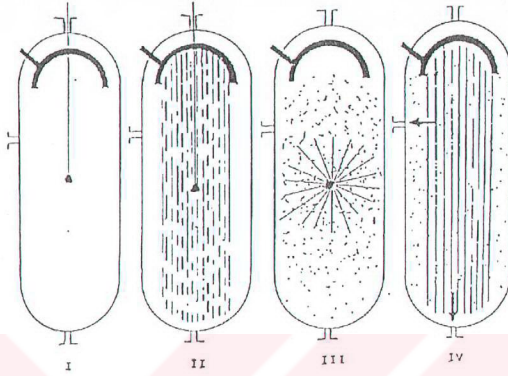
PACER 1960'lı yıllarda çalışılmaya başlanmış bir konudur. Patlama ile ortaya çıkan ısının absorbe edilmesinde su ve flibe türü soğutucu kullanılmıştır. PACER reaktöründe, patlamanın olduğu bölge ve soğutucu bölgelerinin arasında hava ile dolu bölgeler bulunmaktadır. Bununla birlikte soğutucu ve çelikte kaplanmış duvar arasında da hava ile dolu bölgeler bulunmaktadır. Hava ile dolu bölgelerin bulunmasının amacı; buharlaşma için gerekli olan genişleme ortamını sağlamaktır (Şekil 3.25). Soğutucu sadece akışkan değil, hava ve soğutucu sıvı karışımı şeklindedir (Şekil 3.25). Soğutucu sadece akışkan değil, hava ve soğutucu sıvı karışımı şeklindedir [27, 30].

PACER reaktör, patlama şokuna karşı emniyeti sağlamak için reaksiyon odası yer altında tesis edilmiştir. Reaktörün bu şekilde yer altında kurulması ile, kaçak olması durumunda direkt atmosferle temas önlenmiş olur. Reaksiyon odası; her patlama belirli ölçüde sarsıntı meydana getireceğinden dolayı toprağın yumuşak yapısındaki çöküntüleri önlemek için beton ile çevrilmiştir. Şoklara karşı elastikiyet sağlamak için beton üzeri çelik bir yapıyla kaplanmıştır. Bu çeliğin kalınlığı ortam basıncına dayanacak şekilde 1-2 cm seçilmiştir.



Şekil 3.25. PACER reaktör tesisi

Şekil 3.26'da PACER füzyon reaktörünün çalışma prensibi gösterilmiştir.



Şekil 3.26. Bir PACER reaktör odasının çalışma prensibi

Şekilden de görüldüğü gibi çalışma biçimi;

- I. Füzyon yakıtı, reaktör odasının merkezine bir iple sarkıtılır.
- II. Eriyik tuz jeti, yukardan aşağıya doğru enjekte edilir.
- III. Soğutucu jet, odanın alt noktasına temas ettiğinde füzyon yakıtı herhangi bir metotla patlatılır. Böylece oda içerisi eriyik tuz buharı ve aşırı ısınmış eriyik tuz sıvısı ile dolmaktadır.
- IV. Füzyon patlaması ile oluşan nötronlar ve eriyik tuz içerisindeki izotoplar arasındaki çekirdek reaksiyonlarından meydana gelen trityum v.b. yeni izotoplar reaktör odasının dışına pompalanmaktadır.

**Füzyon reaktörlerinde gelinen aşama:** Kontrol edilebilir termonükleer füzyon gelecekte sınırsız bir enerji kaynağı olarak beklenmektedir. Termonükleer füzyon reaktörlerinin gelişmesine rağmen ticari reaktörler için en az 30 yıllık bir süre gerekmektedir. Hızlı teknolojik gelişmeler yakın bir zaman içinde ticari füzyon enerjisinin gerçekleştirilebileceğini göstermektedir ve yeni gelişmeler, teknolojik araştırma sonuçları füzyon reaktörlerinin dizaynına doğru gitmektedir.



Hem klasik tokamaklarda olsun, hem de küresel tokamak deneylerinde olsun geline aşama, sürekli füzyon hedefine doğru koşunun hızlandığını göstermektedir. Tokamaklarla sürdürülen deneylerin umulan sonuçları vermemesi ve özellikle ITER projesinin çıkmaza girmesi üzerine, ABD’de arařtırmaların odağı, eylemsiz sınırlamalı yöntemeye kaymıştır. Ancak bunun için sanılandan çok daha güçlü (o ölçüde pahalı) laserler gerektiğinin anlaşılması ve tokamak tasarımlarında sağlanan gelişmeler, ilgiyi yeniden manyetik füzyon üzerinde toplamıştır. Bu alanda şimdi füzyon fizikçilerinin hedefi, plazma yanışını uzun süreli olarak gerçekleřtirmektir. Yaklařıldığına inanılan bu hedefe ulaşmak, belki de insanlığı bol, temiz ve ucuz bir enerji kaynağına, sanılandan çok daha kısa bir sürede buluşturabilecektir.

#### 4. HİBRİT (Füzyon-Fisyon) REAKTÖRLERİ

Füzyon ve fisyon reaktör özelliklerini bünyesinde birleştiren reaktörler **Hibrit Reaktör** olarak isimlendirilir. Bu reaktörlerde füzyon odasının (plazmanın) etrafı fertil yakıtlardan ( $^{238}\text{U}$  veya  $^{232}\text{Th}$ ) oluşan bir blanketle sarılmaktadır [6]. Ağır hidrojen yanmasına dayanan füzyon olayında 14 MeV gibi çok yüksek enerjiye sahip nötronlar ortaya çıkmaktadır. Reaksiyondan çıkan füzyon nötronları, bu blankette yakalanmaktadır. Bu zengin nötron ortamında, yakalanan yüksek enerjili nötronlar  $^{238}\text{U}$  veya  $^{232}\text{Th}$  izotoplarını fisil yakıt olan  $^{239}\text{Pu}$  veya  $^{233}\text{U}$  gibi çok kıymetli nükleer yakıtı dönüştürmekte ve enerji açığa çıkmasına yol açmaktadır. Yani yüksek enerjili nötronlar, fertil yakıtlara fisyon yaptırarak yeni fisyon nötronları üretmiştir. Böylece, hibrit reaktör bünyesinde, nötronlar fertil malzeme ile reaksiyona girerek aynı anda hem enerji hem de yeni nükleer yakıt üretmiş olur [31]. Fisyon sonrası açığa çıkan fisyon nötronları, bir sonraki katman olan lityum bölgesine girerek trityum elde edilmesini sağlamaktadır. Termal enerji de, buhar türbininde elektrik enerjisine dönüştürülmektedir.

Her füzyon odasının çevresi bir ilk duvar ve blanketle çevrilidir. İlk duvar, blanketi hızlı nötral atomlardan, yüklü parçacıklardan ve elektromanyetik radyasyondan korumaktadır. Blanketin füzyon ve fisil yakıt üretimi, nötron enerji çoğalması, termal enerji değişimi gibi fonksiyonları vardır [6, 30]. Çizelge 4.1'de trityum üretici ve nötron çoğaltıcı malzemelerin fiziksel özellikleri verilmiştir. Berilyum nötronik açıdan en iyi nötron çoğaltıcısıdır. Berilyum blanketini gaz (helyum) veya sıvı (lityum veya sodyum) ile soğutmak mümkündür. Böylece lityum, trityum üretirken ısı naklini de sağlamış olmaktadır.

Çalışmalar hibrit reaktörde, bir füzyon üreticisinin birim enerji başına hızlı üretken reaktörlerden 30 kat daha fazla fisil yakıt üretebileceğini göstermiştir.

$$\frac{\left(\frac{BR-1}{E}\right)_{HR}}{\left(\frac{BR-1}{E}\right)_{FB}} = \frac{(1,8-1)}{\left(\frac{1,2-1}{200}\right)} = 30$$

Burada BR: Fisil yakıt üretim oranı, E: Enerji, HR: Hibrit reaktör, FB: Hızlı üretken reaktör şeklindeki kısaltmalardır [6, 30].

Çizelge 4.1. Katı ve sıvı üretken malzemeler

Malzeme	Li atom yoğunluğu ( $10^{22}$ gr/cm <sup>3</sup> )	Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Kaynama noktası (°C)	Çalışma sıcaklığı aralığı (°C)
Li (sıvı)	4,2	0,55	180	300-1000
LiAl	2,7	1,52	718	300-600
Li <sub>3</sub> Bi	4,0	5,09	1145	300-600
Li <sub>7</sub> Pb <sub>2</sub>	2,8	4,38	726	300-650
LiH	5,9	0,82	686	300-650
LiF	6,1	2,30	848	300-650
Li <sub>2</sub> O	8,2	2,01	1700	400-1500
LiOH	3,7	2,54	471	400-1500
LiAlO <sub>2</sub>	2,3	2,52	1700	600-1500
Li <sub>4</sub> SiO <sub>4</sub>	4,8	2,39	1256	600-1000
Li <sub>2</sub> C <sub>2</sub>	4,1	1,65	>1000	600-1000
Li <sub>62</sub> Pb <sub>38</sub>	3,5	7,82	464	464
Nötron çoğaltıcılar				
Be	12,3	1,82	1283	400-600
BeO	7,3	3,03	2520	400-1000
Be <sub>2</sub> C	9,8	2,44	2400	400-1000
Pb	3,3	11,3	328	400-1000

Hibrit reaktörün blanketinde üretilen fisil yakıtın çok az bir kısmı, yine blanket içerisinde, enerji üretimine katkıda bulunacak şekilde kullanılırken, fisil yakıtın geriye kalan kısmı uygun yöntemlerle reaktör dışına alınıp, termal reaktörlere yakıt olarak aktarılabilmektedir.

Hibrit reaktörlerinde esas olarak üç tip nükleer reaksiyon görülmektedir [31].

- a. Füzyon Reaksiyonları
- b. Fisyon Reaksiyonları
- c. Üretim Reaksiyonları'dır.

*Hibrit reaktörlerinde oluşan füzyon reaksiyonlarında; D-T ve D-D füzyon reaksiyonlarından çıkan nötronların enerjisi yaklaşık olarak sırasıyla 14 MeV ve 2,45 MeV'dir.*

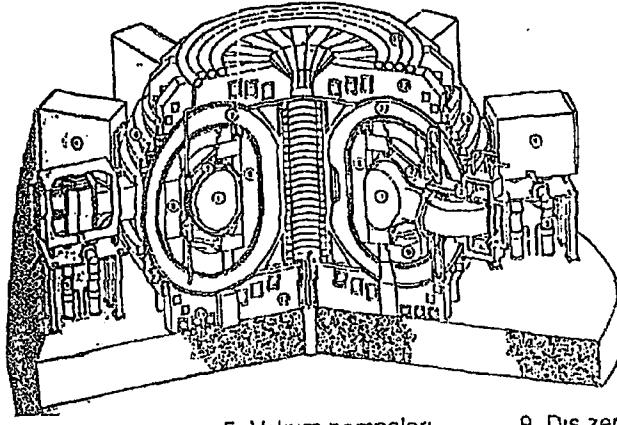
*Hibrit reaktörlerinde oluşan fisyon reaksiyonlarında;* D-T füzyon reaksiyonu çok yüksek enerjili nötronlar üretir. Bu nötronlarda  $^{238}\text{U}$  veya  $^{232}\text{Th}$ 'dan oluşturulan bir fertil blanketinden çok miktarda fisyon reaksiyonları sağlayabilmektedir.

*Hibrit reaktörlerinde oluşan üretim reaksiyonlarında ise;* bir hibrit reaktör kendisine gerekli olan trityumu üretmek zorundadır. Trityum üretimi için  $^6\text{Li}$  termal nötronlarla ve  $^7\text{Li}$  hızlı nötronlarla daha iyi sonuç verir.  $^7\text{Li}$  ile reaksiyona giren yüksek enerjili nötronlar enerji kaybederek  $^6\text{Li}$  ile de reaksiyona girer ve çift yönlü fayda sağlanmış olur [26]. Ayrıca hibrit reaktör kendisi için gerekli olan trityum üretimi dışında, LWR (hafif su reaktörü) için yakıt, yani fisil malzeme üretmek zorundadır. Hibrit reaktörün başka bir avantajı, yüksek bir verimlilikle aktinidlerle yakılmasıdır. Aktinidler, nükleer reaktörlerin radyoaktif atık malzemeleridir. Yüksek enerjili füzyon nötronları, aktinidleri yakılabilir veya  $^{242}\text{Am}$  ve  $^{245}\text{Cm}$  gibi çok kıymetli yüksek kalitede fisil yakıtla dönüştürülmelerini sağlamaktadır.

Hibrit reaktörler için son zamanlarda farklı dizayn kavramları önerilmekle birlikte bu reaktörler kendilerine nötron sağlayan füzyon sürücülerini açısından şu şekilde sınıflandırılmaktadır,

- A. Tokamak – sürücülü hibrit reaktörler
- B. Ayna – sürücülü hibrit reaktörler
- C. Eylemsiz – füzyon sürücülü hibrit reaktörler şeklindedir.

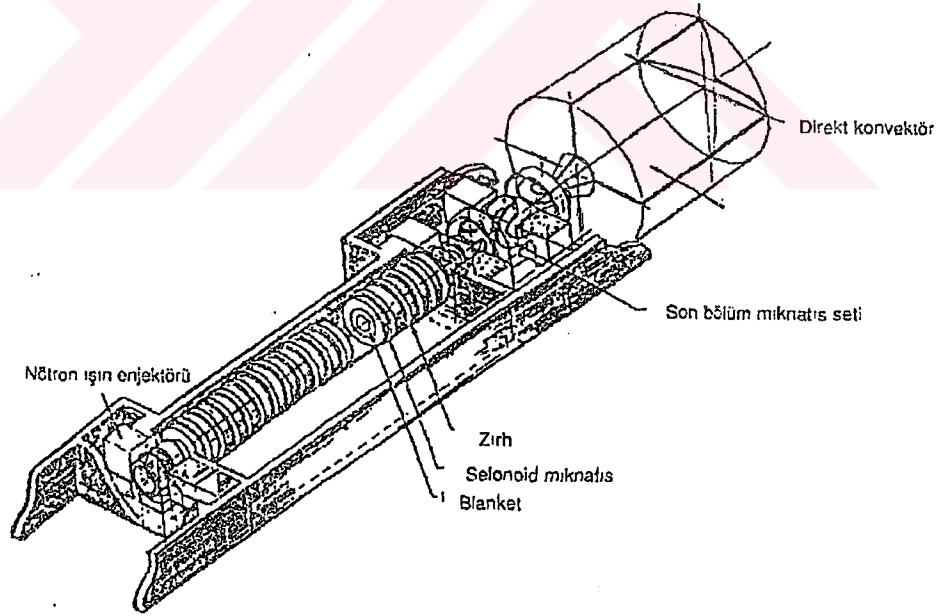
Tokamak – sürücülü hibrit reaktörünün genel olarak şematik görünümü Şekil 4.1’de gösterilmektedir.



- |                          |                    |                     |
|--------------------------|--------------------|---------------------|
| 1. Plazma                | 5. Vakum pompaları | 9. Dış zırh         |
| 2. Vakum kabı            | 6. Poloidal alan   | 10. Blanket modülü  |
| 3. Yönlendirici          | 7. Toroidal alan   | 11. Soğutu ön kısmı |
| 4. Nötron ışın enjektörü | 8. İç zırh         | 12. Destek yapı     |

Şekil 4.1. Tokamak hibrit reaktörünün genel olarak tasarlanmış hali [29]

Ayna – sürücülü hibrit reaktörler Şekil 4.2’de gösterilmektedir. Burada füzyon plazması silindirik forma getirilmiştir [8,24].



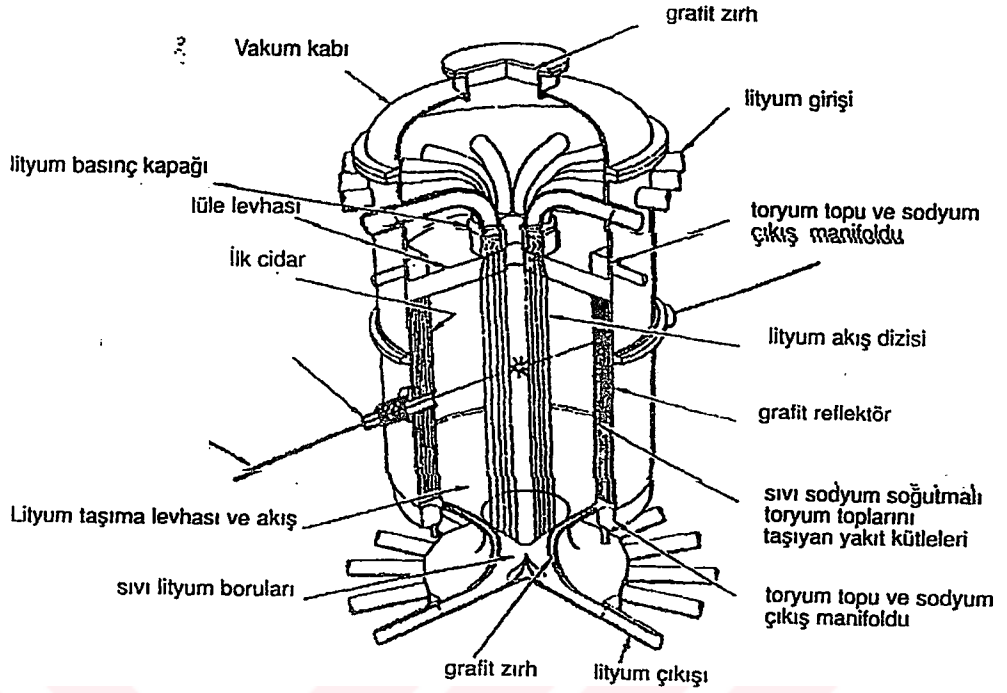
Şekil 4.2. Tandem ayna tipi hibrit reaktörü

Çizelge 4.2. 3000 MW'lık bir elektrik çıkışı için üç farklı reaktör dizaynı için önemli fiziksel parametreler

Parametreler	Reaktör		
	A	B	C
Boyut parametreleri			
Büyük çap, m	10,83	15,72	16,07
Küçük çap, m	2,435	2,940	2,912
Plazma hacmi, m <sup>3</sup>	1267	2682	2690
Duvar alanı, m <sup>2</sup>	1129	1922	1948
Plazma parametresi			
Yoğunluk	3	50,06	113,6
Sıcaklık, keV	7,0	6,1	6,4
Sıcaklık dönüşüm oranı	0,041	0,001	0,002
Beta basınç oranı	1,29	0,99	0,95
Akım voltajı, keV	150	618	157
Füzyon gücü, MW	409,8	985,3	1087
Blanket parametreleri			
Duvar yükü, MW/m <sup>2</sup>	0,2905	0,4106	0,4467
Yanma, %	0,480	0,242	0,257
Enerji çoğalması	23,64	9,86	8,91
Ortalama plutonyum kütlesi, kg	7,68	3,53	2,17
Toplam plutonyum üretimi, kg/yıl	1941	2681	2855
Uranyum dönüşümü	978	1666	1668
Güç üretimi			
Net güç, MW	2144	2419	2406
Kapasite faktörü, %	2144	2419	2406
Yıllık üretim, TWh	13,10	14,65	14,53

Çizelgeye 4.2'ye göre A reaktörünün yüksek blanket enerji çoğaltıcısı ve düşük füzyon enerjisi kazançlı tam güçle çalıştırıldığı kabul edilmiştir. B ve C reaktörü, A reaktöründeki gibi aynı elektriği üretir, fakat fisil yakıt fabrikaları gibi çalışabilir. Ayrıca B ve C reaktörlerinin blanket çoğalmaları daha düşük olmasına rağmen, A reaktörü ile karşılaştırıldığında füzyon kazançları yüksektir.

Eylemsiz – füzyon sürücülü hibrit reaktör modeli Şekil 4.3’de gösterilmektedir.



Şekil 4.3. Hylife hibrit reaktörü

Bütün füzyon sürücülerinin temel özelliği, plazmanın belirli bir geometride, plazmayı çevreleyen ilk duvara değmeksizin tutunabilmesidir. Ele alınan füzyon sürücülerinden biri olan tokamak tipinde plazma, toroidal geometride manyetik olarak sıkıştırılmaktadır.

Farklı hibrit kavramları arasında, füzyon üreticisi fisil yakıt temininde, potansiyeline göre daha fazla kullanım alanına sahip olmaktadır. Hibrit reaktörlerdeki nötronik çalışmalar henüz yeterli değildir. Bunun için geniş kapsamlı araştırmalara devam edilmektedir.

#### 4.1. APEX Hibrit Reaktörü

Füzyon enerjisi teknolojisini incelemek için 1998’in başlarında geliştirilen bir füzyon reaktörüdür. APEX füzyon reaktörünün performansının düzenlenmesi, enerji transferi ve trityum üretimi için akıcı sıvı duvar kullanılmıştır. APEX füzyon reaktöründe, nötron duvar yükü ve yüzey akısı için en verimli elde etme yöntemleri geliştirilmiştir. APEX füzyon reaktörünün amacı; füzyon enerjisinin cazip, rekabet edilen enerji türü olmasını sağlamaktır [32-34].

Füzyon reaktörleri enerji piyasasında etkili olmak için, ekonomik yönden rekabet edebilmelidir. APEX füzyon enerjisi teknolojisi için önemli hedefler şöyledir;

1. Füzyon güç yoğunluğu yeteneği,

Yüzeye düşen nötron gücü  $> 10 \text{ MW/m}^2$

Yüzeydeki ısı akısı  $> 2 \text{ MW/ m}^2$

2. Termodinamik verim  $> \% 40$

Termodinamik verim =  $(\text{Yüksek sıcaklık} - \text{Düşük sıcaklık}) / \text{Yüksek sıcaklık}$

3. Reaktörün bozulma oranı kısa süreli olmalı

4. Basit teknoloji ve madde bolluğu

5. Elektrik santralinden çıkış enerji maliyeti (COE)

$$\text{COE} = \frac{(C.I + R + O)}{(P.A.M.n)}$$

n = Net termodinamik verim

C = Nükleer santralin kuruluş maliyeti

O = Yıllık işletme ve bakım maliyeti

I = Sabit şarj oranı

R = Yıllık yenileme maliyeti

A = Santrallerin kullanılabilirliği

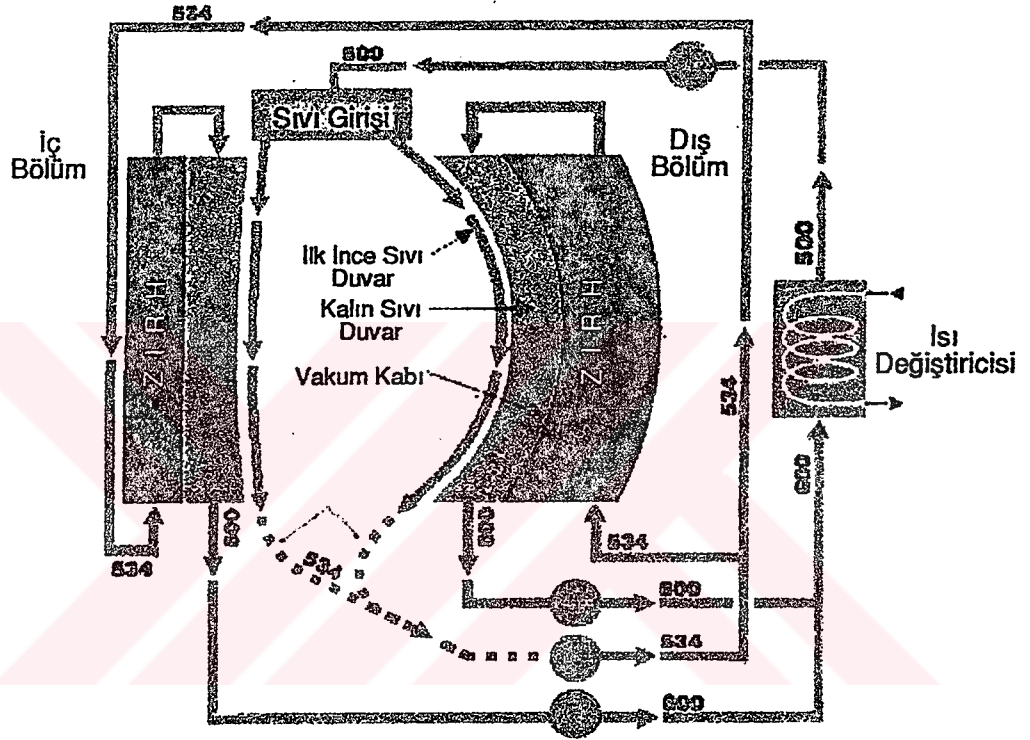
P = Nükleer santralin gücü

M = Vakum vessel sistemi için enerji çarpanı

APEX çalışmalarında Şekil 4.4'de görüldüğü gibi ilk katı duvarın yerini hızlı akan ince bir sıvı duvar tabakası almaktadır. Şekil 4.4'de farklı bölümler için derece cinsinden sıcaklıklar gösterilmiştir. İlk katı duvar yerine sıvı duvarın olmasının üstünlükleri şöyledir;



- Plazmanın, denge ve sınırlamasında düzenliliğin sağlanması
- Güç yoğunluğunun artması,
- Yapısal malzemelerde radyasyon hasarını ve aktivasyonunu önemli ölçüde azaltması ve bu malzemelerin ömrünü yaklaşık 30 yıl artırması
- Sıvı duvarın tekrarlanabilir olması ile reaktör kabı içerisindeki malzemelerin bakımının kolaylaşması
- Tritiyum üretiminin daha iyi elde edilmesidir.



Şekil 4.4. Flibe sıvı akışı için sıcaklık şeması [24]

APEX çalışmaları sırasında, sıvı duvar düşüncesi bazı ortak özellikler yanında oldukça farklı noktaları ve değerleri içeren kavramları da geliştirmiştir. Bu kavramlar Çizelge 4.3'de de gösterildiği gibi

- Sıvının kalınlığı
- Kullanılan sıvı çeşidi
- Sıvı akışını kontrol etmede kullanılan tutma kuvveti (restraining force) çeşidine göre sınıflandırılabilir.

Enerji taşıyıcı sıvı, yeterli trityum temin edebilmek için lityum içeren bir sıvı olmalıdır. Pratiksel adaylar sadece, sıvı metal lityum, Sn-Li ve Flibe erimiş tuzudur. Lityum ve Flibe uzun yıllar geleneksel kavramlar için dikkate alınmıştır. Sn-Li; plazma yüzeyinde akan sıvı için önemli bir avantaj olan yüksek sıcaklıklardaki oldukça düşük buhar basıncı özelliğinden dolayı APEX çalışmalarına dahil edilmiştir.

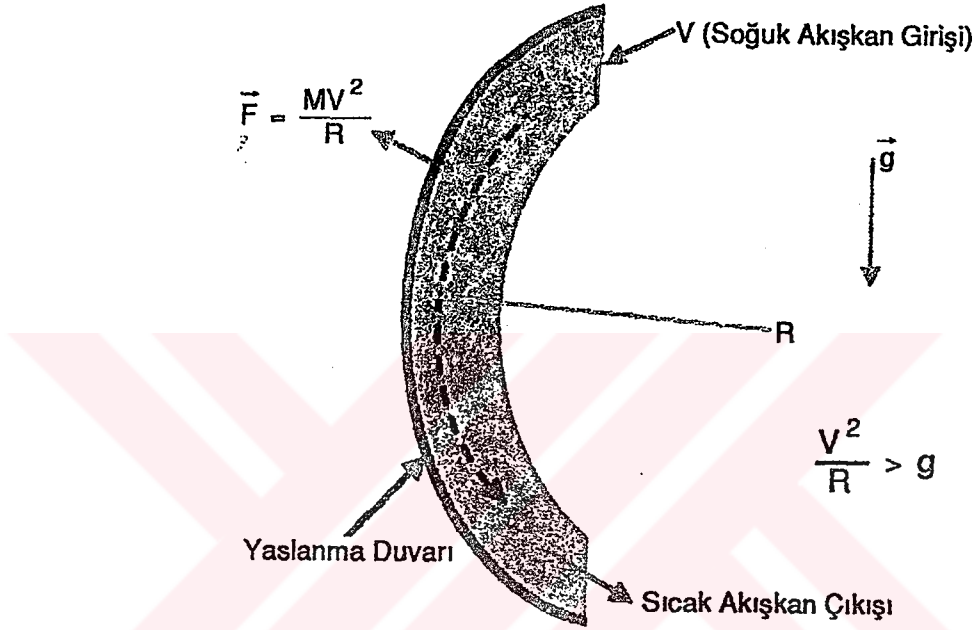
Çizelge 4.3. Sıvı duvar alternatifleri [28]

Kalınlık	<ul style="list-style-type: none"> <li>• İnce (<math>\approx 2</math> cm)</li> <li>• Orta (<math>\approx 15</math> cm)</li> <li>• Kalın (<math>\approx 40</math> cm)</li> </ul>
Enerji Taşıyıcı Sıvı	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Lityum</li> <li>• Sn-Li</li> <li>• Flibe</li> </ul>
Hidrodinamik Tahrikli Tutma Kuvveti	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Yerçekimi-Momentum Tahrikli (GMD)</li> <li>• Girdap (Swirl) Akışlı GMD</li> <li>• Elektromanyetik Olarak Tutma</li> <li>• Manyetik İtme</li> </ul>
Sıvı Yapı	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Tekil, sürekli, akış</li> <li>• İki akış (Plazma kısmında hızlı akan ince tabaka ve yavaş akan esas akış)</li> </ul>

Plazmayla direkt olarak yüzleşen ve bir katı “sırt duvar” ın önündeki sıvı duvar tabaka akışı için seçilen kalınlık, bazı ortak noktalara sahip olmakla birlikte, avantaj ve gelişmeler içeren farklı kavramlar ortaya çıkarmaktadır. Hem ince hem de kalın sıvı duvarlar, yüksek yüzey ısı akışını ortadan kaldırmaya elverişlidir. Reaktör içerisindeki ilk ince sıvı duvar 2 cm kalınlığında ve 20 m/s’de çok hızlı olup yüklü parçacıklar hapseder. Hemen arkasında biraz daha yavaş akan kalın sıvı duvar ise 40 cm kalınlığında ve 8 m/s hızında olup yapısal malzemede radyasyon hasarını önemli ölçüde azaltır ve nötronlardan dolayı açığa çıkan radyasyon enerjisini hapsederek ısıya çevirir.

Sıvı akışını tahrikleyen ve bir arka katı duvara tutturmak için çeşitli kuvvetlerin uygulanmasıyla oldukça farklı sıvı duvar kavramları elde edilmektedir. Çizelge 4.3’den

görüldüğü gibi, tahrikli tutma kuvveti planları esasında dört kavram dikkate alınabilir. Birincisi, Yerçekimi Momentum Tahrikli (Gravity-Momentum Driven) olan GMD'dir. Şekil 4.5'de gösterilen GMD kavramında sıvı, bölmenin (odanın) üstünden kavisli arka katı duvara teğet bir açıyla enjekte edilir. Akışkan, merkezkaç (santrifüj) kuvvetiyle arka duvara yapışmakta ve bölmenin (odanın) altında toplanmakta ve akmaktadır. Sıvı duvarın sürekli olması kriteri; basitçe sıvı tabakayı duvara ileten merkezciil kuvvetin, yerçekimi kuvvetinden büyük olmasıdır.

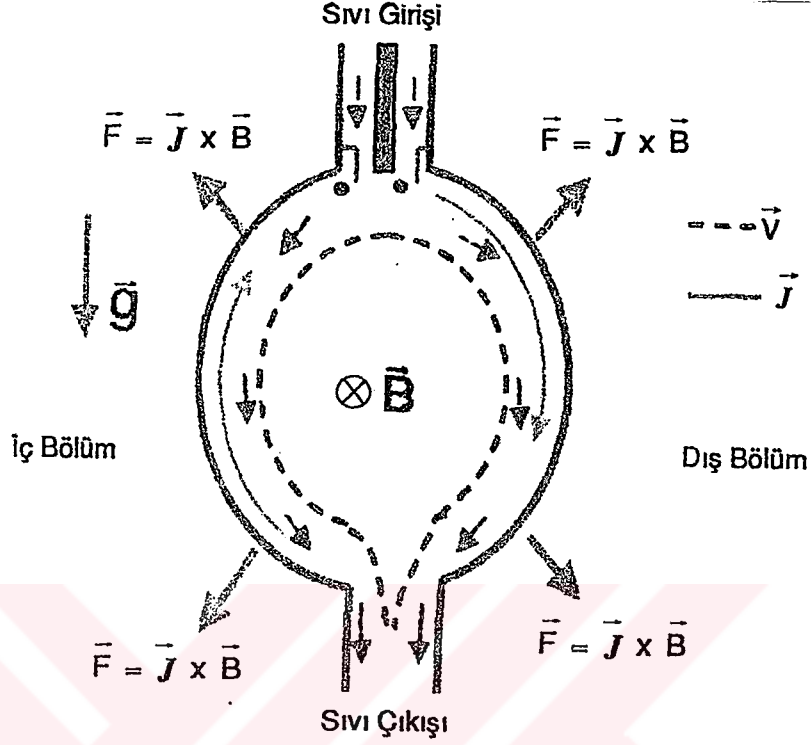


Şekil 4.5. Yerçekimi momentum tahrikiyle (GMD) sıvı duvar teşkili (R = Eğrinin yarıçapı, V = Akışkan hızı, g = Yerçekimi ivmesi, F = Merkezciil kuvvet) [24]

Girdap akışı ile birlikte GMD kavramı, dönme /rotasyon sağlamak için akışkana açısal hız verilerek elde edilir. Arka duvar kavisli poloidal yönde geniş olduğu zaman ve toroidal kavis poloidal kavisle mukayese edilebilir olduğu zaman, girdap akışı arka duvara doğru santrifüj ivmelendirmesinde önemli bir artışa ve duvara daha iyi yapışmayı sağlamaktadır. Girdaplı akış ortalama görünüm oranı, tokamaklar için gerekmemekte olup bu oran oldukça uzatılmış ve oldukça düşük görünüm oranlı Küresel Toruslar (ST) için gerekecek gibi görünmektedir.

APEX'te GMD, tokamaklar için araştırılmıştır. GMD ile girdaplı akış kavramı, hem Küresel Torus hem de Manyetik Alan Sınırlamalı Konfigürasyonlar için

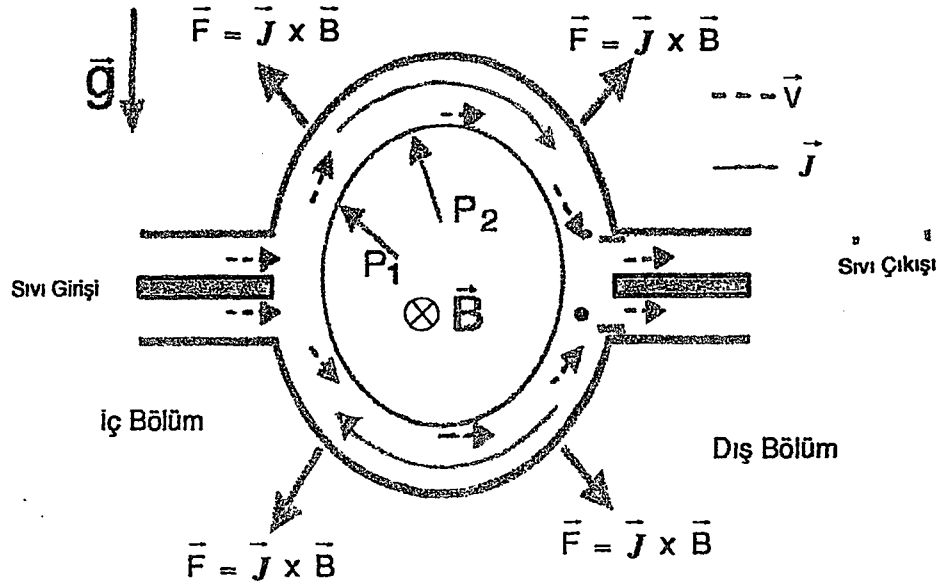
incelenmiştir. Sadece sıvı metallere uygulanabilen EMR kavramı Şekil 4.6'da gösterilmiştir.



Şekil 4.6. Elektromanyetik tutma (EMR) ( $B$  = Manyetik alan,  $J$  = Akım yoğunluğu,  $V$  = Akışkan hızı,  $F$  = Elektromanyetik kuvvet) [24]

EMR kavramı, tokamak konfigürasyonlarında sadece Lityum için araştırılmıştır. EMR'de poloidal yönde sıvı lityum akışı boyunca akım enjeksiyonu ve sıvıyı arka duvara doğru iten bir kuvvet alanı üretilmektedir. Enjekte edilen poloidal akım, sıvı katmanının arka duvara yapışmasına sebep olan bir iç elektriksel kuvveti ( $\vec{F} = \vec{J} \times \vec{B}$ ) üretmek için toroidal manyetik alan ile etkileşir.

APEX için henüz araştırılmamış, diğer sıvı duvar kavramı da, Şekil 4.7'de gösterilen ve L. Zakhorov tarafından önerilen **Manyetik itme** düşüncesidir. Bu fikir, toroidal manyetik alanın sıvı metal katman içinde, dışardan uygulanan elektrik akımı ile etkileşimi boyunca bir basınç tahrik kuvveti oluşturmaktır.



Şekil 4.7. Manyetik itme [24]

Burada toroidal manyetik alanın düzensizliği bir düzensiz Lorentz kuvveti oluşturmaktadır. Ortaya çıkan basınç değişimi/gradienti veya itme etkisi, akışın manyetik alan kuvvetinin olduğu yerden (inboard) dış bölgeye doğru ivmelenmesini sağlar. Buna ilaveten, Lorentz kuvveti, sıvı katmanın dik bileşenini yapısal duvara yapışık tutarken akışı kararlı hale getirmek için aktif bir geri besleme mekanizması sağlar.

APEX'le birlikte, Çizelge 4.4'de son zamanlarda geliştirilmiş ARIES-ST ve ARIES-RS reaktörlerinin önemli parametreleri verilmektedir.

Çizelge 4.4. Parametrelerin karşılaştırılması [34]

PARAMETRELER	ARIES-ST	ARIES-RS	APEX
Plazmanın büyük yarıçapı (m)	2,8	5,52	5,52
Plazmanın küçük yarıçapı (m)	2	1,38	1,38
Plazma Görünüm Oranı	1,4	4	4
İlk Duvar Alanı (m <sup>2</sup> )	541	438,8	438
Nötron Gücü (MW/m <sup>2</sup> )	8,085	10	10,085
Yüzeyİsı Akısı (MW/m <sup>2</sup> )	2	2	> 2
Füzyon Gücü (MW)	5470	5480	> 4000

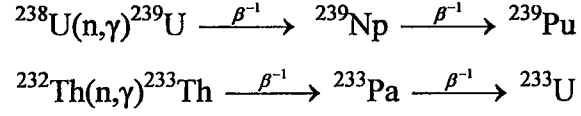
Çizelgeden de görüldüğü gibi üç reaktörden APEX'in, nötron gücü bakımından üstünlüğü görülmektedir. Ayrıca APEX'in yüzey akısı da 2 MW/m<sup>2</sup>'den büyüktür.

#### 4.2. Fisil Yakıt Üretimi

Düşük enerjili nötronlar ile fisyon reaksiyonu veren ağır çekirdeklere genel olarak **fisil çekirdekler** denir. Günümüz nükleer reaktörleri açısından nükleer yakıt malzemesi sadece fisil yakıtlar olabilir. Bunlar <sup>235</sup>U, <sup>233</sup>U, <sup>239</sup>Pu' dur. Bunların yanı sıra <sup>232</sup>Th ve <sup>238</sup>U da nükleer yakıt elemanları içinde sayılmaktadırlar. Doğada bulunan <sup>238</sup>U ve <sup>232</sup>Th izotopları hızlı ve üretken reaktörlerde doğrudan yakıt olarak kullanılabilir. Ancak <sup>238</sup>U ve <sup>232</sup>Th elementlerinin termal nötronlarla fisyon tesir kesitleri çok küçük olduğundan, bu izotoplar termal nükleer reaktörlerde kullanılamamaktadır. Bütün enerjilerdeki nötronlarla fisyon yapabilen <sup>235</sup>U, <sup>239</sup>Pu ve <sup>233</sup>U izotopları, <sup>238</sup>U ve <sup>232</sup>Th'dan üretilmektedir.

Doğal uranyum %99,27 oranında <sup>238</sup>U ve %0,72 oranında <sup>235</sup>U içerir. Uranyum nükleer reaktörlere yüklendiği zaman <sup>235</sup>U izotopu, termal nötronlarla yüksek oranda fisyon yaparak enerji ve yeni nötronlar verir. Bu, reaktörü çalıştıran yakıttır. Ancak bu yakıt doğada çok az bir oranda bulunmaktadır. Buna göre, mevcut fisyon reaktörleri şu anda uranyumun sadece küçük bir bölümünü kullanılmaktadır. Yakıt olarak <sup>239</sup>Pu ve <sup>233</sup>U fisyon reaksiyonu verebilen yakıtlar geliştirilmedikçe 2030'dan önce mevcut yakıtların görevlerini tamamlayacakları tahmin edilmektedir [14]. Doğada bol bulunan

$^{238}\text{U}$  izotopu (n, $\gamma$ ) reaksiyonuyla çok düşük bir verimle, plutonyuma dönüşür. Oluşan plutonyum kısmen yanar ve kısmen de birikir. Ne kadarının yanacağı ve birikeceği reaktörün tipine ve çalışma biçimine bağlı olarak değişir.  $^{239}\text{Pu}$  ve  $^{233}\text{U}$  izotoplarının üretimi şöyledir.



Yukarıdaki reaksiyonlar sonucunda  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$ ,  $\gamma$  ve  $\beta$ ışınları yayarak  $^{239}\text{Pu}$  ve  $^{233}\text{U}$  fisil yakıtları ortaya çıkmaktadır. Buna göre,  $^{233}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  fisil yakıtlarının elde edildikleri ana ham madde uranyumdur. Şimdiye kadar dünyada tek nükleer yakıt hammaddesi uranyum olmuştur [6]. Dünyadaki toryum rezervleri uranyum rezervlerine oranla 3-4 kat daha fazladır. Türkiye’de zengin toryum yatakları bulunmaktadır. Halen uranyum temininde bir güçlük olmadığından prototip ve deneysel amaçlar dışında toryum kullanılmamaktadır. Teknolojik sorunların tamamı ile çözümlenmemiş olması ve kolaylıkla yeterli miktarda ve ucuza uranyum sağlanma imkanının bulunmasından dolayı toryumun 20-25 yıldan önce ticari alanda kullanılması beklenmemektedir.

## 5. MONTE CARLO YÖNTEMİ

Monte Carlo Yöntemi, Los Alamos laboratuvarında nükleer silah geliştirmesi projesinde çalışan bilim adamları tarafından ortaya atılmış bir yöntem olup 1930'lardan sonra hızla gelişmeye başlamıştır. Yöntemin oluşmasını sağlayan bilim adamları Von Neumann, Fermi, Ulam ve Metropolis'tir. **Monte Carlo** kelimesi, Von Neumann ve Ulam'ın kullandıkları matematiksel tekniğe koydukları şifreli ad olduğu söylenmektedir.

Monte Carlo Yöntemi, istatistik metodlar kullanarak bir deneyi veya olayı sayısal olarak taklit etme yöntemidir. Bu metodlar olasılık teorisine tabidir. Metodun bir probleme uygulanması, problemin tesadüfi sayıları kullanılarak defalarca simule (simulation) edilip, hesap edilmek istenen parametrenin bu simulasyonların sonuçlarına bakılarak yaklaşık olarak hesaplanması fikrine dayanmaktadır. Günümüzde Monte Carlo metodları; nümerik integrasyon, stokastik optimizasyon sistem analizi, kısmî diferansiyel denklemler, integral denklemler, ekonomik modelleme, matematiksel finans, kuantum mekaniği, istatistiksel fizik, nükleer ve katı hal fiziği, sosyal bilimler dallarında kullanılmaktadır [35].

### 5.1. MCNP (Monte Carlo N-Parçacık Taşınım Kodu)

MCNP, Monte Carlo grubu tarafından Los Alamos laboratuvarında teorik fizik uygulamaları için geliştirilmiş bir koddur. MCNP kodu Monte Carlo Simülasyonunu ve bir takım modelleri içeren, nükleer özellikleri olan fizik ve matematik konularını içermektedir. Ayrıca MCNP kodu, üç boyutlu geometrilerde nötron, foton ve elektronların taşınımının zamana bağlı sürekli enerji hesabı için de kullanılmaktadır.

MCNP yaklaşık 40 000 satır FORTRAN ve yorumlar içeren 1000 satır C kaynak kodlayıcı ve programı uygulayan genel bir bloğa sahiptir. FORTRAN 77 ile uyum içindedir [35, 36].

Bu metod, 1940 yıllarında Los Alamos'ta nükleer savunma ve silah için geliştirilmiş bir koddur. Buna rağmen kökleri eskiye dayanmaktadır. 2. Dünya Savaşı sırasında Los Alamos'ta Fermi ve diğer seçkin bilim adamları katılarak, ilk atom bombasını geliştirmişlerdir. Fermi 1947 yılında Los Alamosta iken, Monte Carlo



metodunu kullanarak bölünebilen maddeler vasıtasıyla, nötron hareketlerini izlemek için FERMIAC isimli bir mekanik alet geliştirmiştir. Monte Carlo metodu kullanılarak 1952'de sistemler daha da geliştirilmiştir (mekanik çözümleyici, sayısal toplayıcı ve bilgisayar).

MCNP4a versiyonu 1993 yılında çıkarıldı ve geliştirilmiş istatistiksel özelliğine sahiptir. Paralel bağlantılı bir grup bilimsel işlem merkezinin çalıştırılması için birden fazla görev fonksiyon özelliğine sahip işlemci üzerinde, yeni foton programlarında, ENDF/B-VI'da, renkli X-Windows grafiklerinde, dinamik hafıza ayrılmasında, periyodik sınırlarda, SABRINA yoluyla parçacık izlerinin çiziminde kullanılmakta olup tekrarlanan yapılardaki (nükleer reaktörlerdeki maddenin geometrik düzen yapısı) hesap kayıtlarını geliştirmiştir.

Mevcut MCNP gelişimi; kalite kontrol, dökümantasyon ve araştırma üzerindeki güçlü vurgu ile karakterize edilir. Yeni özellikler, bilgisayar sistemlerindeki yeni ilerlemeleri, Monte Carlo metodundaki gelişmeleri ve daha iyi fizik modellerini yansıtmak için MCNP'ye eklenmektedir [35].

MCNP'nin kullanıldığı uygulama alanlarından bazıları şöyledir; nükleer güvenlik, radyasyon koruması, dedektör analiz ve dizaynı, sağlık fiziği, hedef hızlandırıcı dizaynı, radyoterapi, fisyon ve füzyon reaktör tasarımıdır.

MCNP hesaplamalarında kullanılan nötron enerjisi aralığı  $10^{-11}$  MeV'den 20 MeV'e kadar ve foton ile elektron enerjisi bölgesi 1 keV'den 1000 keV'e kadardır. Nötronlar için özel bir tesir kesiti hesaplamasında ENDF/B-VI gibi bir kütüphanede verilen tüm reaksiyonlar göz önünde bulundurulur. MCNP'de kullanılan temel sabitler şöyledir;

1. Uzunluklar (cm) cinsinden
2. Enerjiler (MeV) cinsinden
3. Zaman saniye ( $10^{-8}$  s) cinsinden
4. Sıcaklık (kT) cinsinden
5. Atomik yoğunluklar (atom/barn.cm) cinsinden
6. Kütleli yoğunluklar ( $\text{g/cm}^3$ ) cinsinden
7. Tesir kesiti (barn) cinsinden,  $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$
8. Isıtma sayısı (MeV/çarpışma) cinsinden
9. Avagadro sayısı =  $6,025 \times 10^{23}$

Bir giriş dosyası şu formlara sahiptir:

Mesaj Bloğu

Boşluk

Tek Satır Problem Başlığı Kartı

Hücre Kartları

Boşluk

Yüzey Kartları

Boşluk

Bilgi Kartları

Boşluk

Tüm giriş satırları 80 sütunla sınırlandırılmıştır. Alfabetik karakterler büyük, küçük ya da karışık durumda olabilir. Dolar işareti (\$), bilgi girişini yok eder. Dolar işaretini takip eden herhangi bir şey yorum olarak anlaşılmalıdır. Bilgi girişleri bir ya da daha fazla boşlukla birbirlerinden ayrılırlar.

Hücre, yüzey ve bilgi kartları ilk 5 sütun içinde başlamalıdır. Girişler bir ya da daha fazla boşlukla ayrılırlar. Sayılar tamsayı ya da değişken olabilir.

İlk 5 sütunu dolduran boşluklar son isimlendirilen karttaki bilginin sürekliliğini gösterir. Bir satırın sonundaki "&" işareti bilginin bu kartı takip eden kartta devam edeceğini gösterir. Bu karttaki bilgi 1-80 sütun arasında olabilir.

Hücre numarası ilk giriştir ve ilk 5 sütunda başlamalıdır. Sonraki giriş, hücre materyal numarasıdır ve bu giriş kullanıcı tarafından keyfi olarak seçilir. Materyal, aynı materyal numarasına sahip bir materyal kartta (Mn) açıklanır. Eğer hücre boş ise materyal numarası için sıfır (0) verilir. Hücre ve materyal numaraları 5 karakteri aşmamalıdır. Sonrasında hücre materyal yoğunluğu girilir. Pozitif bir giriş atom yoğunluğunu ( $\text{atom}/\text{cm}^3$ ), negatif bir giriş ise kütleli yoğunluğu ( $\text{gr}/\text{cm}^3$ ) verir. Boş bir hücre için yoğunluk girilmez. C örnek problemi için hücre kartları aşağıda gösterilmiştir.

1	1	- 0,0014	-7
2	2	- 7,86	-8
3	3	- 1,60	1 -2 -3 4 -5 6 7 8
4	0		-1 : 2 : 3 : -4 : 5 : -6

Yüzey numarası ilk giriştir. 1-5 sütunları arasında başlamalıdır ve 5 karakteri aşmamalıdır. Sonra yüzey türünü gösteren alfabetik bir simge girilir. Yüzey simgesinin takibinde, uygun yüzey denkleminin sayısal katsayısı girilir.

Problemlerde x, y, z eksenlerine normal düzlemler ve iki genel küre kullanılır. PX, PY, PZ ve S'de, yüzey kartları için gereken girişler ve hücre kartları için yüzey tayin edecek denklemler Çizelge 5.1'de gösterilmiştir.

Çizelge 5.1.Yüzey denklemleri

Konum	Denklem	Kart Girişi
PX	$x - D = 0$	D
PY	$y - D = 0$	D
PZ	$z - D = 0$	D
S	$(x-x')^2 + (y-y')^2 + (z-z')^2 + R^2 = 0$	x' y' z' R

Denklemler için D, eksenle düzlemin kesiştiği bir noktadır. Eğer başlangıç noktası olarak bir kenarı 10 cm olan küp seçilirse düzlemler  $x = -5$ ,  $x = 5$  olacaktır. Merkez noktası (x, y, z) olan başlangıçta odaklanmamış oksijen ve demir küreleri için yüzey kart girişi aşağıda verilmiştir.

C küp yüzeylerinin başlangıcı

- 1 PZ -5
- 2 PZ 5
- 3 PY 5
- 4 PY -5
- 5 PX 5
- 6 PX -5

C küp yüzeylerinin sonu

- 7 S 0 -4 -2,5 0,5 \$ Oksijen Küre
- 8 S 0 4 4 0,5 \$ Demir Küre

MCNP, birçok farklı modda çalışabilir.

MODE N - Sadece nötron transportu

N P - Nötron ve nötron kaynaklı foton transportu

P - Sadece foton transportu

E - Sadece elektron transportu

P E - Foton ve elektron transportu

N P E - Nötron, nötron kaynaklı foton ve elektron transportu

Bir MODE kartı, bu simgelerden herhangi birini takip eden simgesel MODE'den oluşur. Eğer MODE kartı yoksa, MODE nötron kabul edilir. MODE N P, fotonötronların hesabını yapmaz sadece nötron ve nötronlardan kaynaklanan fotonları hesaplar.

Her MCNP problemi dört kaynaktan birine sahiptir. Bu kaynaklar;

1. Genel Kaynak (SDEF Kartı)
2. Yüzey Kaynak (SSR Kartı)
3. Kritik Kaynak (KCODE Kartı)
4. Kullanıcı Destekli Kaynak'tır.

Kaynak belirtme kartlarından biri olan SDEF kart, parçacıkları tanımlamada kullanılan 4 metoddan birisidir. SDEF kart, temel kaynak parametrelerini belirtir. Bunlardan bazıları şöyledir;

CEL = Başlangıçtaki hücre sayısı

ERG = Başlangıçtaki enerji

TME = Zaman

POS = X Y Z

WGT = Başlangıç ağırlığı

PAR = Kaynak başlangıç türü (N = 1 ise N, NP, NPE , P = 2 ise P, PE , E = 3 ise E)

Örnek problem için tanımlanmış kaynak kartı şöyledir;

SDEF POS = 0 -4 -2,5 CEL = 1 ERG = 14 WGT = 1 TME = 0 PAR = N

MCNP, 6 standart nötron, 6 standart foton ve 4 standart elektronun uzantılarını sağlar. MCNP'de kullanılan tally sembolleri ve açıklamaları Çizelge 5.2'de gösterilmektedir.

Çizelge 5.2. Tally sembolleri ve açıklamaları

Uzantı Sembolleri	Açıklaması
F1: N veya F1: P veya F1: E	Yüzey akımı
F2: N veya F2: P veya F2: E	Yüzey akısı
F4: N veya F4: P veya F4: E	Hücre akısının tahmini yol uzunluğu
F5a:N veya F5a: P	Bir noktadaki akı
F6: N veya F6: N, P veya F6: P	Hücre üzerindeki ortalama enerji yığılımı
F7: N	Hücre üzerindeki ortalama fisyon enerji yığılımı

İstenilen element ya da çekirdeği belirtmek için kullanılır.

ZZZAAA.nnX

ZZZ = Element ya da çekirdeğin atom numarası

AAA = Element ya da çekirdeğin kütle numarası

nn = Tesir kesiti değerlendirme simgesi

X = Bilginin sınıfıdır. Yani X; eğer C ise sürekli enerji, T ise termal, P ise foton, E ise elektron, ...

Örneğin,  $^{182}_{74}\text{W}$  izotopu için ZAID = 74182 dir.

Programı durdurma kartları MCNP'nin uygulamasının çalışmasını engelleyen bir karttır. MCNP'de programı durdurmak için kullanılan kartlar Çizelge 5.3'de gösterilmektedir.

Çizelge 5.3. Programı durdurma kartları

Kart	Açıklama
CUT	Durdurma
ELPT	Hücre tarafından hücre enerjisini durdurma
NPS	Parçacık hikayesini durdurma
CTME	Bilgisayar zamanını durdurma

## 6. SONUÇLAR ve TARTIŞMA

Bu çalışmada, APEX füzyon reaktör teknolojisinden faydalanarak yeni APEX hibrit modelleri tasarlanmıştır. APEX füzyon teknolojisinin diğer füzyon teknolojilerinden en önemli üstünlüğü reaktörde, plazmadan sonra gelen ilk katı duvar yerine hızlı akan bir sıvı duvar kullanılmasıdır. Sıvı duvarın kullanılmasının avantajları; yapı malzemesi hasarlarını azaltarak bu malzemelerin ömrünü reaktör ömür seviyesine getirip reaktör ömrünü yaklaşık 30 yıl arttırması ve yüksek nötron duvar yüküne imkân sağlamasıdır. Sıvı duvar iki aşamadan oluşmuştur. Plazmaya bakan yüzde hızı  $\approx 20$  m/s olan, hızlı akan ince bir sıvı duvar vardır. Bu duvarın kalınlığı yaklaşık 2 cm'dir. Bu duvarın amacı, plazmadan açığa çıkan yüklü parçacıkları hapsedmektir. Ayrıca, sürekli tekrarlanabilir olması her an yeni bir duvara imkân sağlamaktadır. Bu duvarın hemen arkasında hızı 8 m/s olan, yavaş akan ve kalınlığı 40 cm olan ikinci bir sıvı duvar tabakası (manto) bulunmaktadır. Bu tabakayla da plazmadan açığa çıkan yüksek enerjili nötronlar soğrulur.

Çalışmada enerji taşıyıcı sıvı olarak Flibe ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ ) kullanıldı. Bu, sıvı tabakasının yapı malzemelerinin hasar oranını önemli ölçüde azaltır (radyasyon ve aktivasyon hasarı gibi). Çalışmada kullanılan modelin tek boyutlu, iki boyutlu ve iki boyuttaki kesitinin gösterimi ayrıntılı olarak Şekil (6.1-3)'de gösterilmiştir. Ayrıca Şekil (6.1-3)'de çalışmada kullandığımız modelin, kullanılan malzemeler ve yarıçap kalınlıkları da ayrıntılı olarak gösterilmiştir.

Çalışmanın amacı, APEX füzyon teknolojisinden farklı olarak fisyon yakıtlarından belirli oranlarda (% 2-20) alarak trityum üretim oranının, enerji çoğaltma (üretim) faktörünün, füzyon nötron başına fisil malzeme üretim hızının, kaynak nötron başına toplam fisyon reaksiyon sayısının, fisyon enerjisinin, ortalama enerjinin ve ortalama toplam enerjinin nasıl değiştiğini incelemektir. Füzyon reaktörlerinde ya da bir hibrit reaktöründe sistemin trityum açısından kendi kendine çalışabilmesi için TBR'nin 1,05 değerinden büyük olması gerekir. Hızlı nötronlarla parçalanabilen fertil ( $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$ ) malzemeler kullanılarak yüksek kaliteye sahip  $^{233}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  fisil yakıtları elde edilebilir.

Çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktörü Torus şeklinde hesaplanmıştır. Torusun büyük yarıçapı 480 cm, küçük yarıçapı ise ilk sıvı duvarın iç yüzeyinden 215 cm'dir. İlk sıvı duvarın merkezden yüksekliği 250 cm'dir.

Şekil 6.1'in tasarımında gösterildiği gibi ilk kesit torusun merkezinden plazmaya kadardır (iç kısım, I/B). İkinci kesit ise plazmanın merkezinden dış kısma kadardır (dış kısım, O/B). Bu tasarımda kullanılan yapı malzemeleri ise şöyle sıralanmaktadır: Plazmadan sonra 1. boşluk, 2. ve 3. bölgeler sıvı duvar (enerji taşıyıcı duvarlar), 4. bölge çelik duvar (F.S.), 5. bölge koruyucu (zırh) bölgesi, 7. ve 9. bölgeler SS316LN malzemesi ve 8. bölge vakum odasıdır (V.V.).

Çalışmada plazma kalınlığı 173 cm, 1. bölgenin kalınlığı ise 42 cm'dir. Boşluktan (1. bölgeden) hemen sonra, hızla akan ilk sıvı duvar olup kalınlığı 2 cm'dir. Hemen arkasında yavaş akan ve kalınlığı 40 cm olan ikinci sıvı duvar (manto) gelmektedir (Şekil 6.1).

Sıvı duvar 4 cm kalınlığındaki bir çelik duvara yaslanmaktadır. Bu çelik duvarın içerisinde farklı yüzdelere sahip elementler bulunmaktadır ( C, V, Cr, Fe, Ta, W). Bu elementlerin yüzdeleri ve atomik yoğunlukları Çizelge (6.1-23)'de ayrıntılı olarak gösterilmiştir. Çelik duvarın ardından 49 cm (iç kısım, I/B) ve 50 cm (dış kısım, O/B) kalınlığında koruyucu (zırh) bölgesi bulunmaktadır. Bu bölgenin, %60 yapısal malzeme ve %40 üretici/soğutucu akışkan içerdiği kabul edilmiştir. Bu yapı malzemesi içerisinde ( $F_4$ ,  ${}^6Li$ ,  ${}^7Li$ , Be, W, V, Cr, Fe, Ta) farklı yüzdelere sahip elementler bulunmaktadır.

Koruyucu (zırh) bölgesinin hemen arkasından 5 cm'lik boşluk kullanılarak (iç kısım, I/B), vakum kabını saran 2 cm kalınlığında SS316LN malzemesi kullanılmıştır. Bu malzemenin içerisinde farklı yüzdelere sahip elementler bulunmaktadır (Fe, Cr, Mn, Si, Ni, Mo, Nb, Co, Cu). Bu elementlerin de yüzdeleri ve atomik yoğunlukları Çizelge (6.1-23)'de gösterilmiştir. Bu malzemenin hemen arkasında (iç kısımdan, I/B) 16 cm kalınlığında vakum odası (V.V) yer almaktadır. Bu odanın %80'ni SS316LN ve % 20'si su ( $H_2O$ ) içermektedir. Bu odanın elemanları ve atomik yoğunlukları Çizelge (6.1-23)'de ayrıntılı olarak gösterilmiştir.

Tasarım ve hesaplamalar, MCNP-4B bilgisayar kodu kullanılarak gerçekleştirildi. Şekil 6.4'te gösterilen, ortalama enerjisi 14 MeV olan nötronlar, kaynak olarak hesaplamalarda kullanıldı. Kaynak bölgesi plazma bölgesidir.

Hesaplamalarda Monte Carlo metodunda sonuçların hata payının kabul edilebilir mertebelerde olabilmesi için bilgisayarda hesaplama süresi 180 dakika olarak tutuldu.

Tritiyum hesabı lityum metalinin olduğu ilk sıvı duvarda, blankette (kalın sıvı duvar) ve koruyucu (zırh) bölgelerinde hesaplanmıştır.

Çalışmada ilk olarak ilk sıvı duvar, blanket ve koruyucu bölgelerinde akışkan olarak, flibedeki ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ ) Li'yi oluşturan  $^6\text{Li}$  ve  $^7\text{Li}$  oranları, %0-100 arasında değiştirilerek flibe kullanılmıştır.  $^6\text{Li}$  ve  $^7\text{Li}$ 'nin değişen oranları için kaynak nötron başına trityum üretim oranı (TBR) ve enerji üretim faktörü (M) hesaplanmıştır.

Çizelge 6.1'de ve Şekil 6.5'de saf Flibe için, plazmadaki kaynaktan gelen nötron başına trityum üretim oranı  $^6\text{Li}$ 'nin atomik zenginliği ile değişimi gösterilmiştir. Doğal Li zenginliği (% 7,56  $^6\text{Li}$ , % 92,44  $^7\text{Li}$ ) için trityum üretim oranı maksimum (TBR = 1,23) olmakta ve  $^6\text{Li}$  zenginliği ile TBR azalmaktadır. Bu durum, katı ilk duvar olmaksızın sıvının direkt plazma ile yüzleşmesinden dolayıdır. Yani sıvı ilk duvar kullanıldığından plazmadan çıkan yüksek enerjili ( $\approx 10-17$  MeV) nötron akısına direkt maruz kalmasından dolayıdır.  $^6\text{Li}$  zenginliğinin artırılması,  $^7\text{Li}$  zenginliğinin azaltılmasına dolayısıyla da  $^7\text{Li}(n,n'\alpha)t$  reaksiyonları aracılığıyla oluşan nötron popülasyonunun azalmasına neden olmaktadır. Plazma ile sıvı arasında bir katı yapısal olsaydı, nötronlar elastik olmayan saçılma işlemleri ile yavaşlayabilecek ve TBR'nin artışı sağlayacak şekilde  $^6\text{Li}$  tarafından yutulabilecekti.

Şekil 6.6'da görüldüğü gibi  $^6\text{Li}$  zenginliği arttıkça,  $^6\text{Li}$ 'nin nötron ile reaksiyonundan  $^7\text{Li}$ 'nin nötron reaksiyonuna nazaran daha fazla enerji açığa çıktığından enerji çoğaltma faktörü artmaktadır.

Çalışmada ikinci olarak 22 farklı APEX hibrit modellemesi tasarlandı. Bu modeller, füzyon ve fisyon yakıtlarından belirli oranlar alınarak gerçekleştirildi.

Çalışmadaki sonuçlar Çizelge 6.2, Çizelge 6.3 ve Çizelge 6.4'de gösterilmiştir. Bu çalışmaların hepsinde toplam trityum üretimi, toplam enerji üretim faktörü, toplam fisyon reaksiyon sayısı, fisil malzeme üretimi, ortalama enerji, fisyon enerjisi ve ortalama toplam enerji değerleri reaktörün ilgili bölümlerinde hesaplanmıştır.

Reaktörde enerji taşıyıcı ve soğutucu olarak saf Flibe ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ ), (Flibe +  $\text{ThF}_4$ ), (Flibe +  $\text{ThO}_2$ ) ve (Flibe + Th) eriyik tuzları kullanılmıştır. Bu tuzlar (% 2-20) arasındaki oranlarda seçilmiştir. Bu tuzların özelliği, oldukça kararlı olmaları ve yüksek sıcaklıklarda düşük buhar basıncına sahip olmalarıdır. Bu tuzlar reaktördeki yapı malzemeleri ile kimyasal etkileşmeye girmeden malzemelerde radyasyon hasarı oluşturmazlar.



Şekil 6.7’de ilk sıvı duvar, blanket ve koruyucu (zırh) bölgelerindeki  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranına bağlı olarak trityum üretim oranı değerleri verilmektedir. Trityum üretim oranı  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları % 0-20 arasında arttıkça azalmakta ve bu azalma  $\text{ThF}_4$  için daha hızlıdır. Çünkü  $\text{ThF}_4$  için fisyon tesir kesiti  $\text{ThO}_2$  ve Th’ye göre daha düşüktür.  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları arttıkça, eriyik tuz içerisindeki lityum oranı azaldığı için trityum üretimi azalmaktadır. Kendi kendine yetebilen Trityum üretim hızı (TBR>1,05) olmak şartıyla çalışmanın % 0-20 değerleri arasında % 10-20  $\text{ThF}_4$ , %10-20  $\text{ThO}_2$ , % 15-20 Th oranları haricinde devam etmiştir.

Şekil 6.8’de enerji çoğaltma faktörü, ilk sıvı duvar, blanket ve koruyucu bölgelerinde  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranlarına bağlı olarak verilmektedir. Enerji çoğaltma faktörü,  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları % 0-20 arasında arttıkça artmaktadır. Enerji çoğaltma faktörü, Th için daha hızlıdır.

Şekil 6.9’da ilk sıvı duvar , blanket ve koruyucu bölgelerindeki  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranlarına bağlı olarak kaynak nötron başına toplam fisyon reaksiyon sayısı değişimi gösterilmiştir. Kaynak nötron başına toplam fisyon reaksiyon sayısındaki artış  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları % 0-20 arasında eriyik tuzların oranıyla doğrusal olarak artmaktadır. Th’un fisyon meydana getirme özelliğinden dolayı, kaynak nötron başına toplam fisyon reaksiyon sayısı, Th’lu eriyik tuzların oranlarının artması ile artış gösterir.

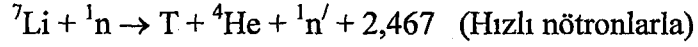
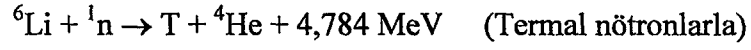
Şekil 6.10’da ilk sıvı duvar, blanket ve koruyucu bölgelerindeki  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranlarına bağlı olarak füzyon nötronu başına fisil malzeme üretimi değişimi gösterilmiştir. Füzyon nötronu başına fisil malzeme üretimi  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları % 0-20 arasında artmaktadır. Bu artış, (%0-10) aralığında  $\text{ThF}_4$  için daha hızlıdır ve (%10-20) aralığında Th için daha hızlıdır. Soğutucuda  $^{233}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  formunda yüksek kalitede fisil yakıt üretilmektedir.  $^{233}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  çekirdeğinden,  $^{239}\text{Pu}$  ise  $^{238}\text{U}$ ’den elde edilmektedir.

Şekil 6.11’de ilk sıvı duvar, blanket ve koruyucu bölgelerindeki  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranlarına bağlı olarak ortalama enerji değişimi gösterilmiştir. Ortalama enerji  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları % 0-20 arasında arttıkça artmaktadır. Bu artış Th için daha hızlıdır.

Şekil 6.12’de ilk sıvı duvar, blanket ve koruyucu bölgelerindeki  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranlarına bağlı olarak fisyon enerji değişimi gösterilmiştir. Fisyon enerjisi  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları % 0-20 arasında arttıkça artmaktadır. Bu artış Th için daha hızlıdır.

Şekil 6.13’de reaktörün tüm bölgelerindeki ThF<sub>4</sub>, ThO<sub>2</sub> ve Th oranlarına bağlı olarak ortalama toplam enerji değişimi gösterilmiştir. Ortalama toplam enerji, reaktörde tüm reaksiyonlardan açığa çıkan enerjilerin ortalaması olup ThF<sub>4</sub>, ThO<sub>2</sub> ve Th oranları % 0-20 arasında arttıkça artmaktadır. Bu artış Th için daha hızlıdır.

Tritiyum üretim hızı ve enerji üretim faktörü hesabı yapılırken, lityum metalinin olduğu ilk sıvı duvarda, ikinci kalın sıvı duvarda (blankette) ve koruyucu bölgelerinde hesaplamalar yapıldı. T<sub>6</sub> ve T<sub>7</sub> için aktivite değerleri “barn” cinsinden MCNP’nin tesir kesiti kütüphanesinden alınarak bu değerler <sup>6</sup>Li ve <sup>7</sup>Li’nin atomik yoğunlukları ile çarpıldı. Tritiyum üretimi için nükleer reaksiyonlar şöyledir;



Burada simgelerin açık şekli şöyledir,

T<sub>6</sub> : <sup>6</sup>Li(n,α)T reaksiyonundan elde edilen Tritiyum üretim hızı

T<sub>7</sub> : <sup>6</sup>Li(n, α, n')T reaksiyonundan elde edilen Tritiyum üretim hızı

TBR : Li’nin olduğu ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgelerindeki toplam trityum üretim hızı (TBR = T<sub>6</sub> + T<sub>7</sub>)

Σ<sub>f</sub> : Th’nin ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgelerinde kaynak nötron başına toplam fisyon reaksiyon sayısı

Σ<sub>γ</sub> : Th’nin ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgelerinde kaynak nötronları başına fisil malzeme üretimi oranı (hızı)

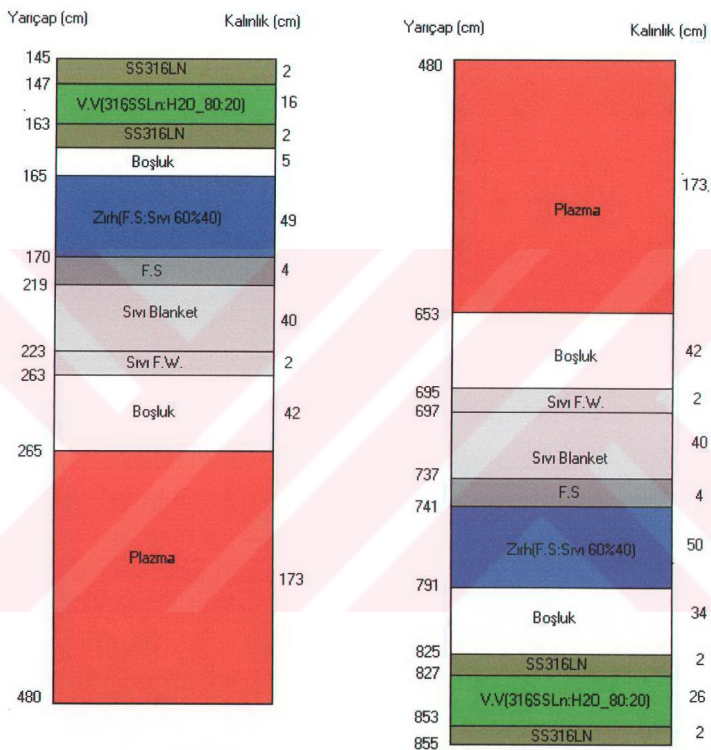
g : Maddesel yoğunluk (gram/cm<sup>3</sup>)

M : Atom kütlesi

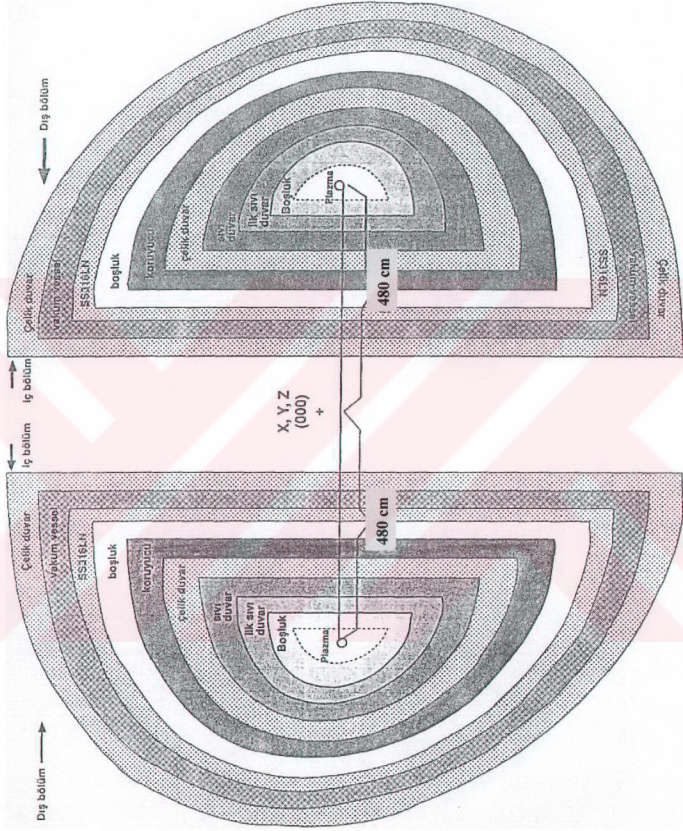
N<sub>0</sub> : Avagadro sayısı

M = 1+[Blankette açığa çıkan ısı enerjisi/Giriş enerjisi (14,1 MeV)] = Blanketteki enerji üretim faktörü

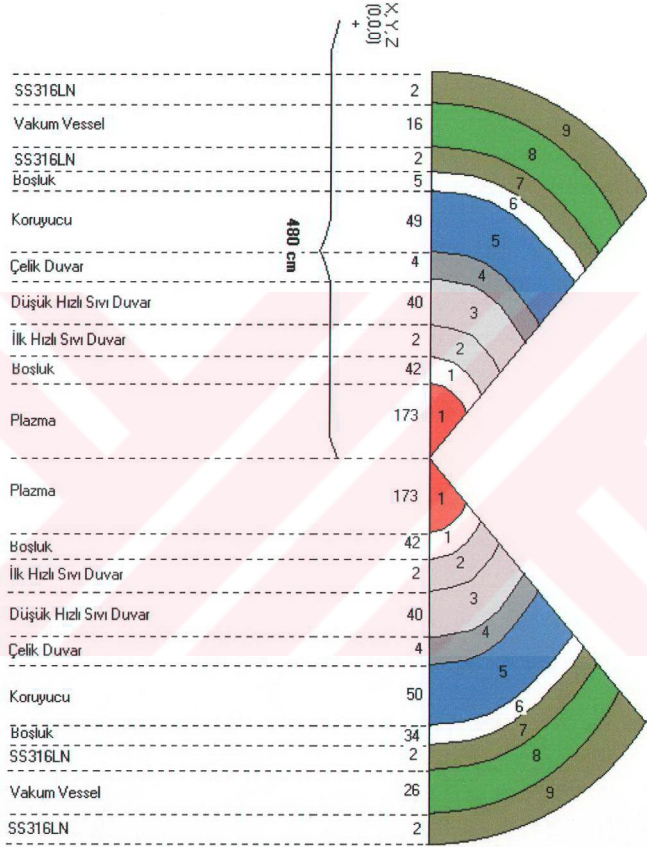
$$N = \frac{N_0 g}{M} = \text{Atomik yoğunluk (atom/barn.cm)}$$



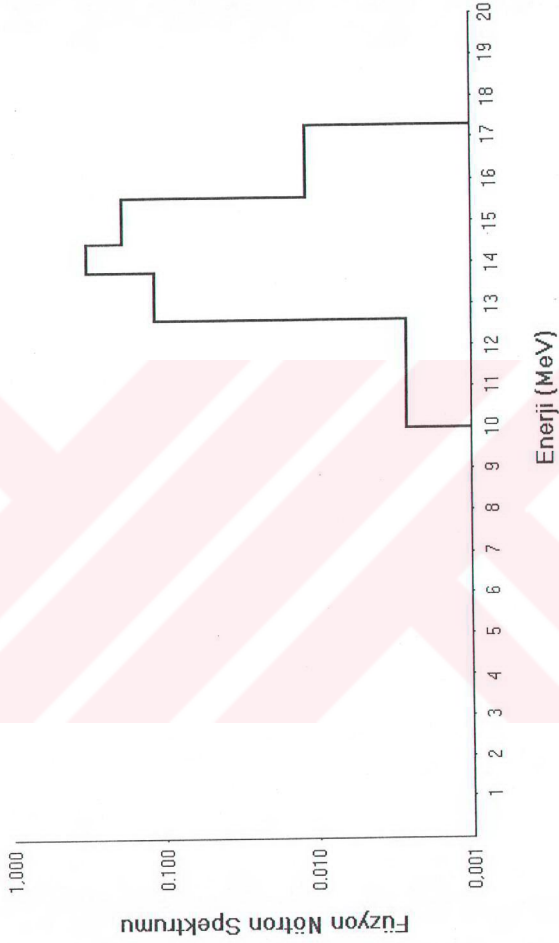
Şekil 6.1. Çalışmada kullanılan tek boyutlu APEX hibrit reaktörünün yarıçap ve kalınlıkları



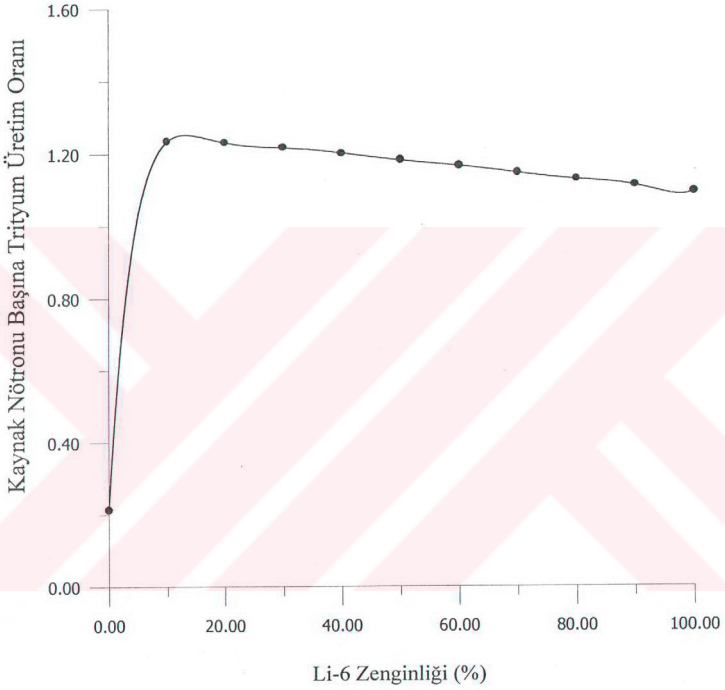
Şekil 6.2. Çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktörünün iki boyutlu gösterimi



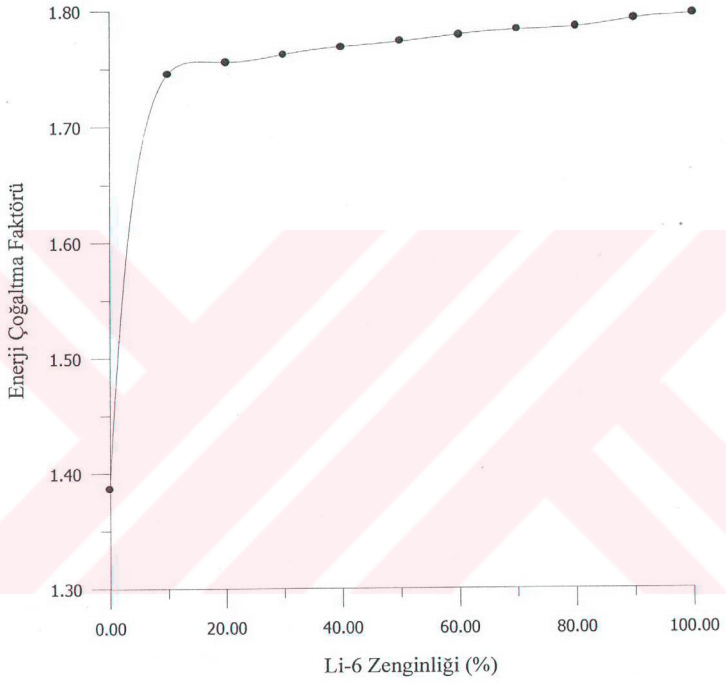
Şekil 6.3. Çalışmada kullanılan APEX hibrit reaktör modelinin Şekil 6.2'deki kesiti



Şekil 6.4. Hesaplamlarda kullanılan nötron spektrumu

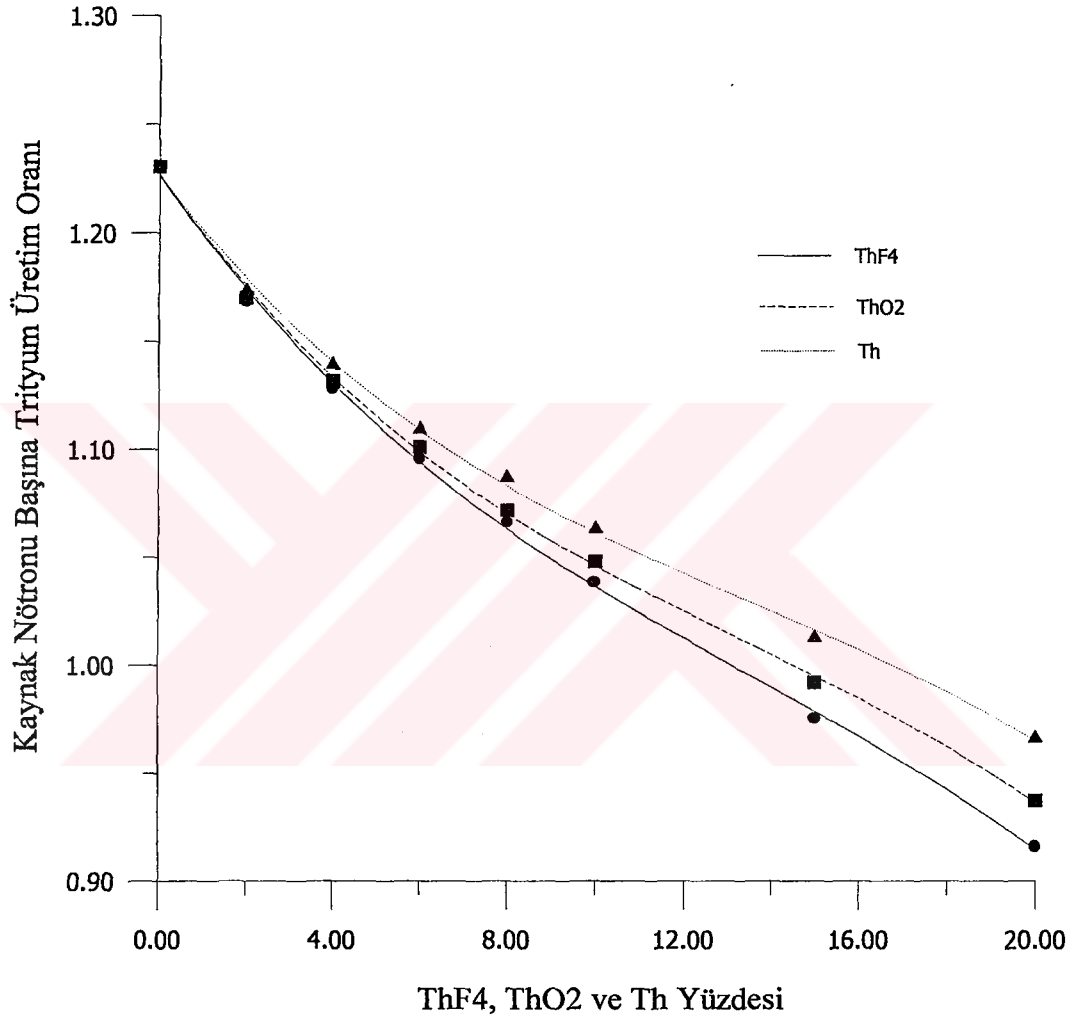


Şekil 6. 5.  ${}^6\text{Li}$  zenginliğine göre TBR'nin ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi

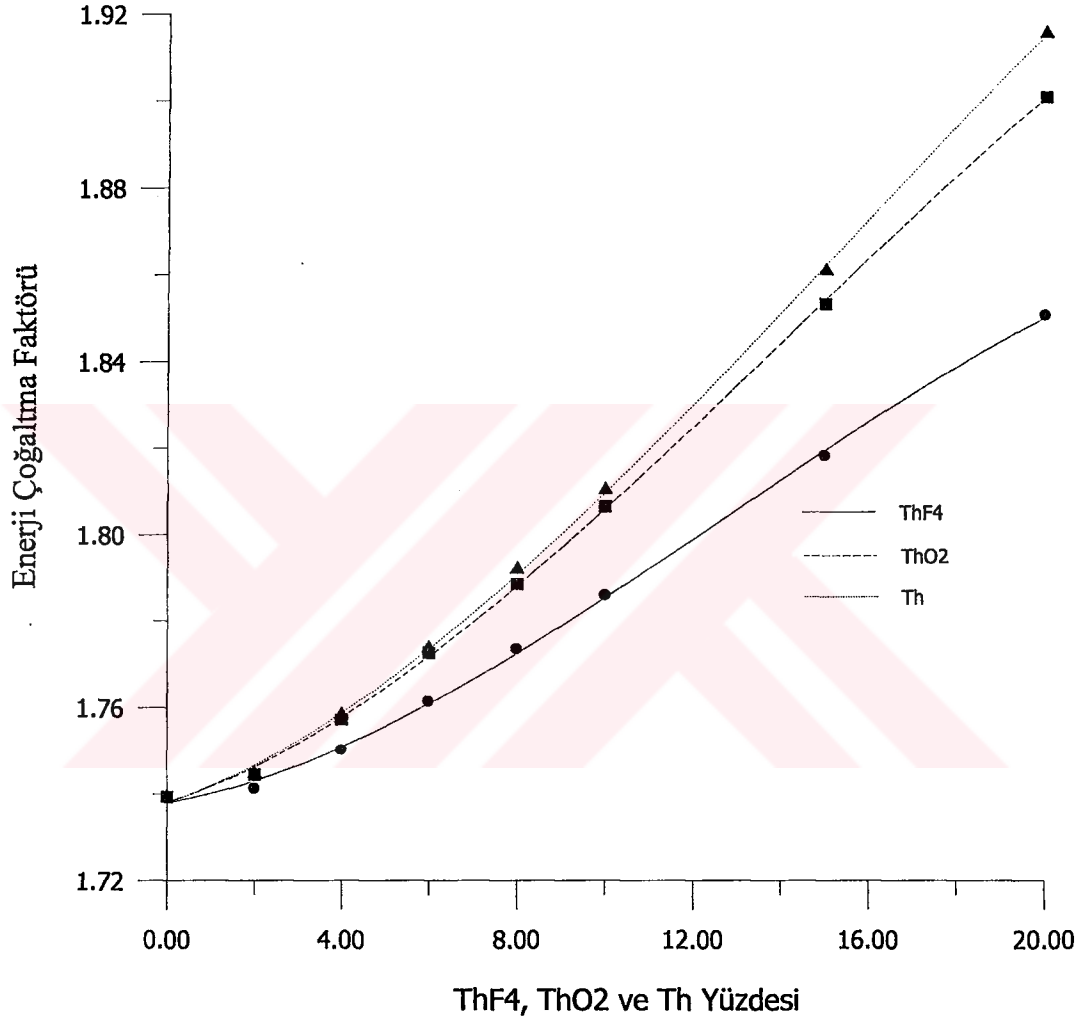


Şekil 6. 6.  ${}^6\text{Li}$  zenginliğine göre M'nin ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi

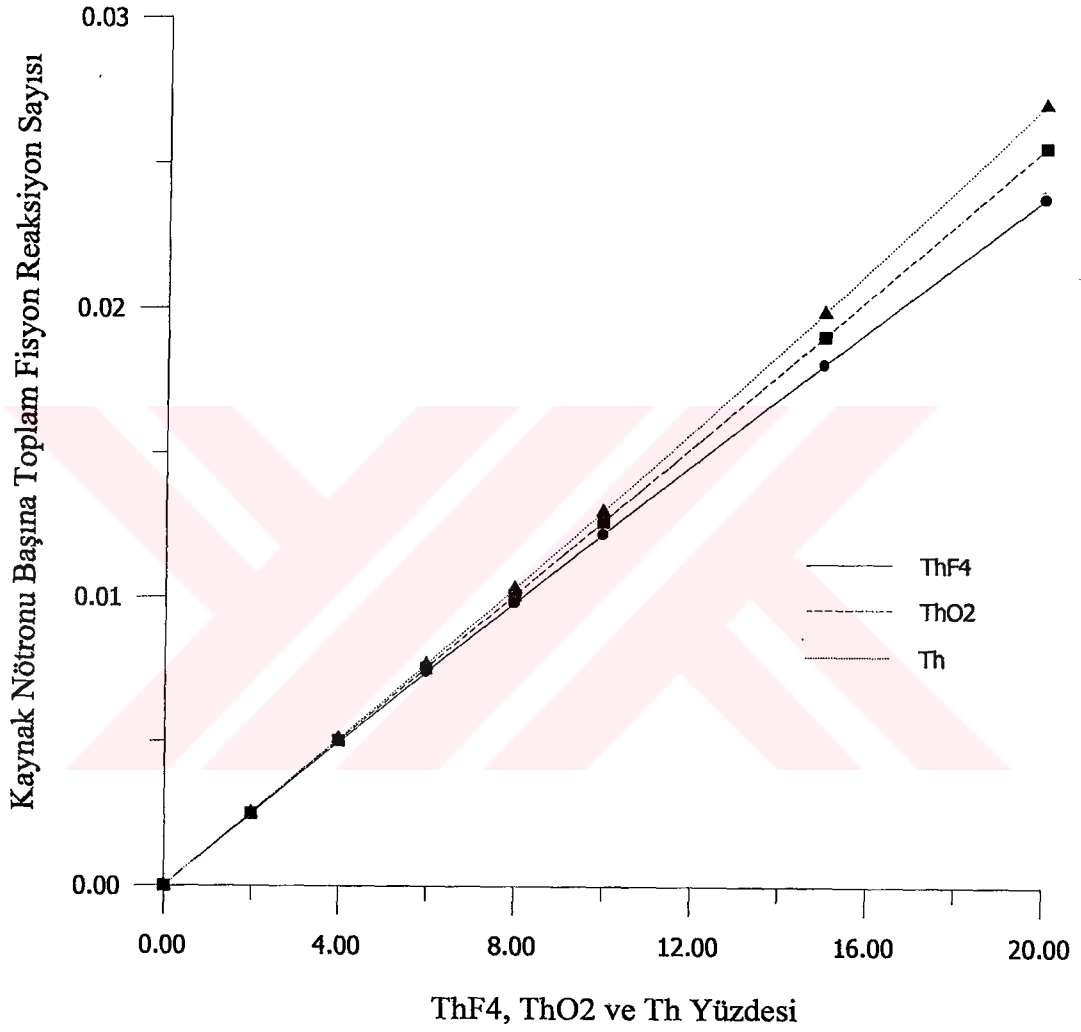




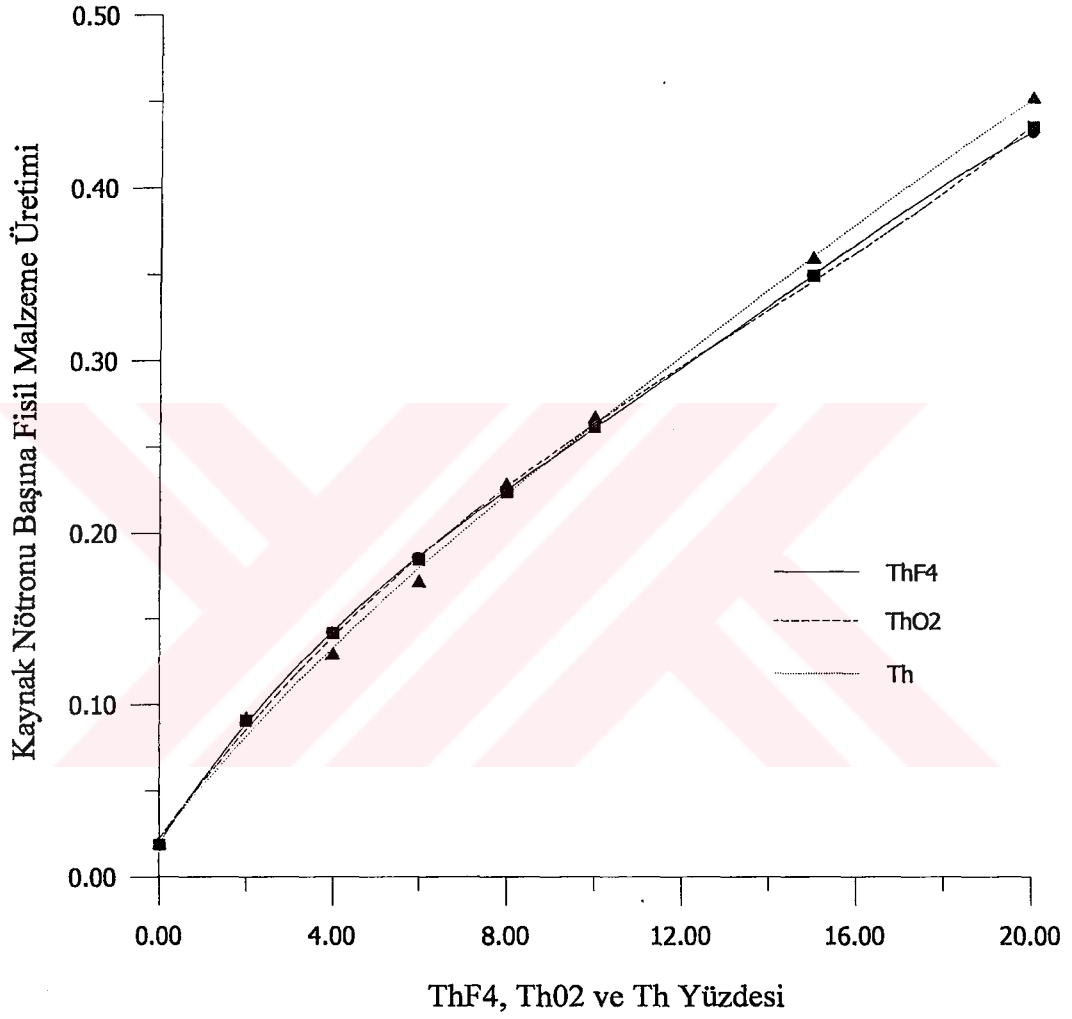
Şekil 6. 7. Tritiyum üretim oranının  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi



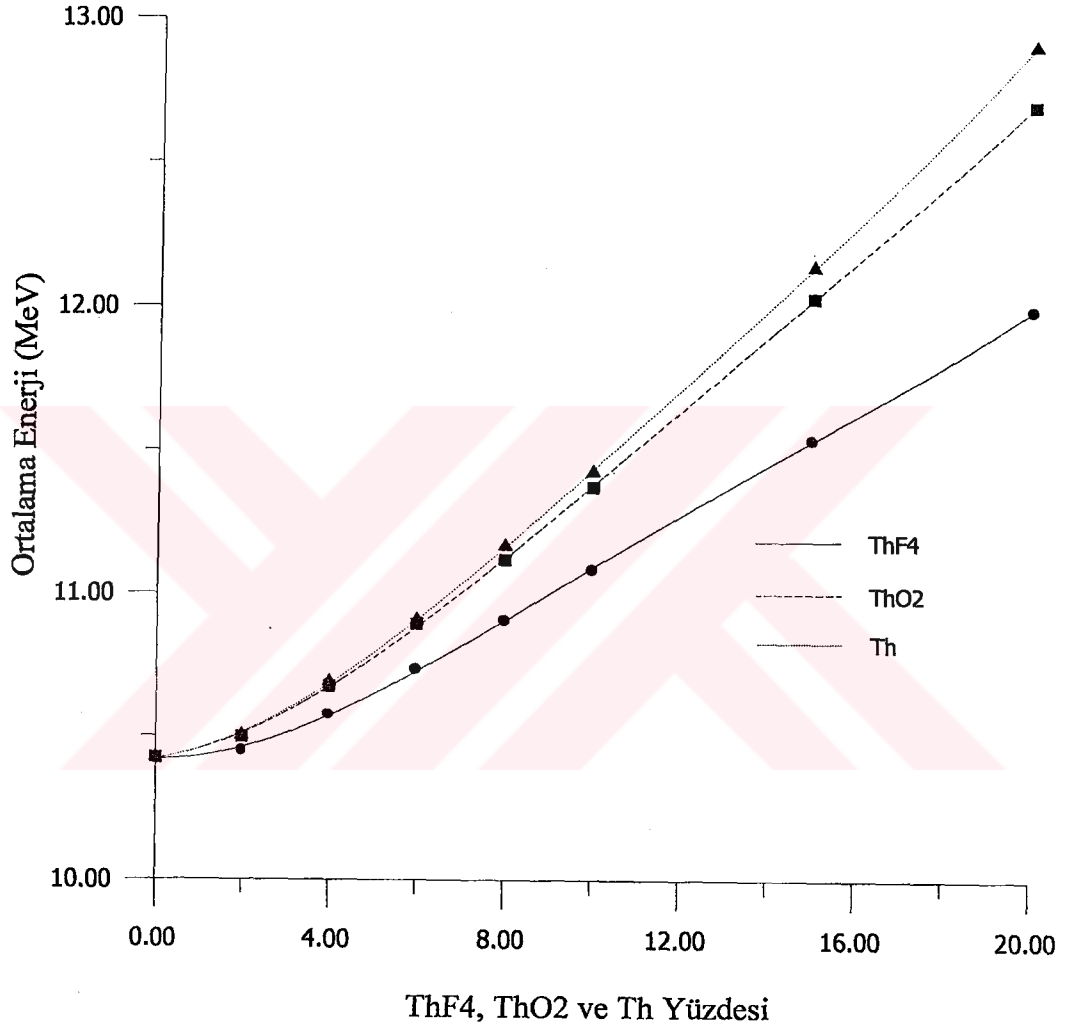
Şekil 6. 8. Enerji çoğaltma faktörünün ThF<sub>4</sub>, ThO<sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi



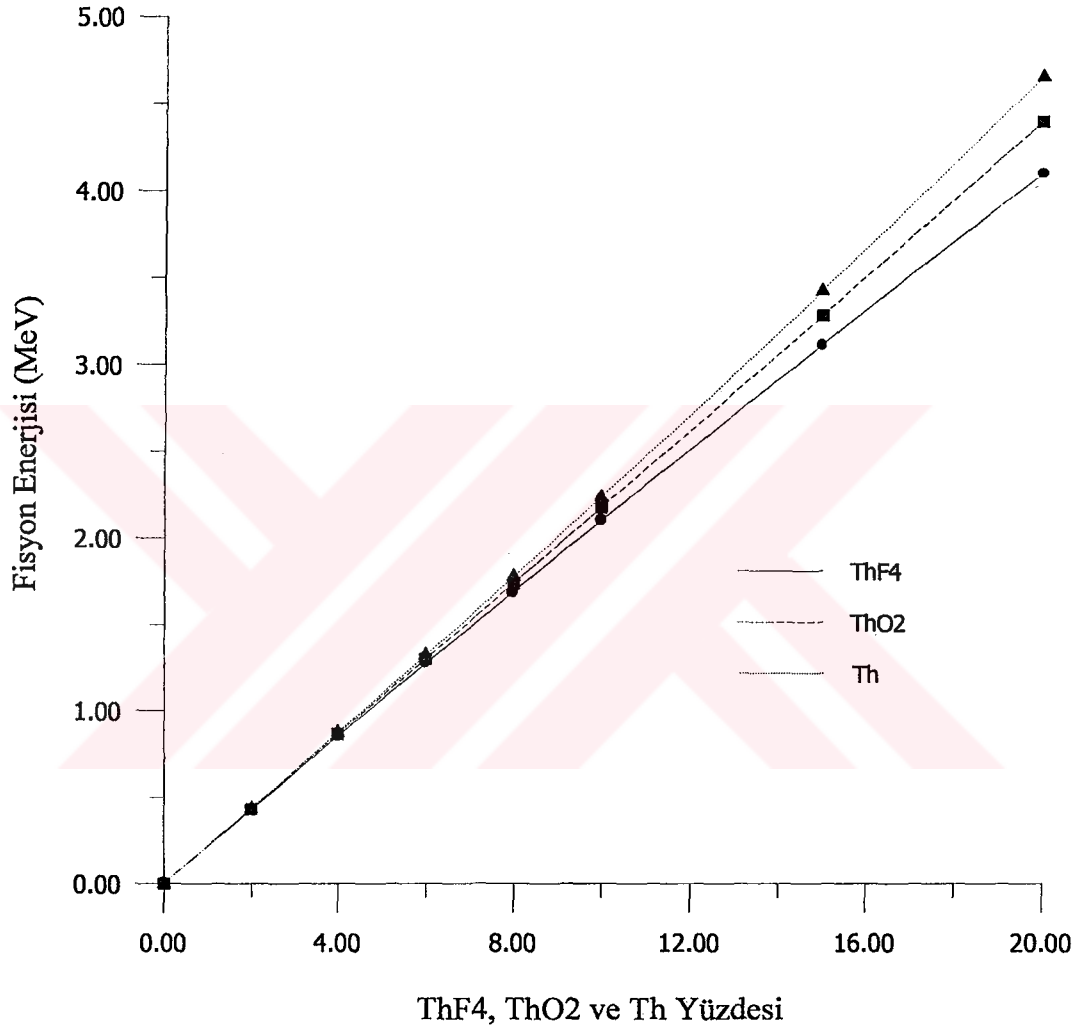
Şekil 6. 9. Toplam fisyon reaksiyon sayısının ThF<sub>4</sub>, ThO<sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi



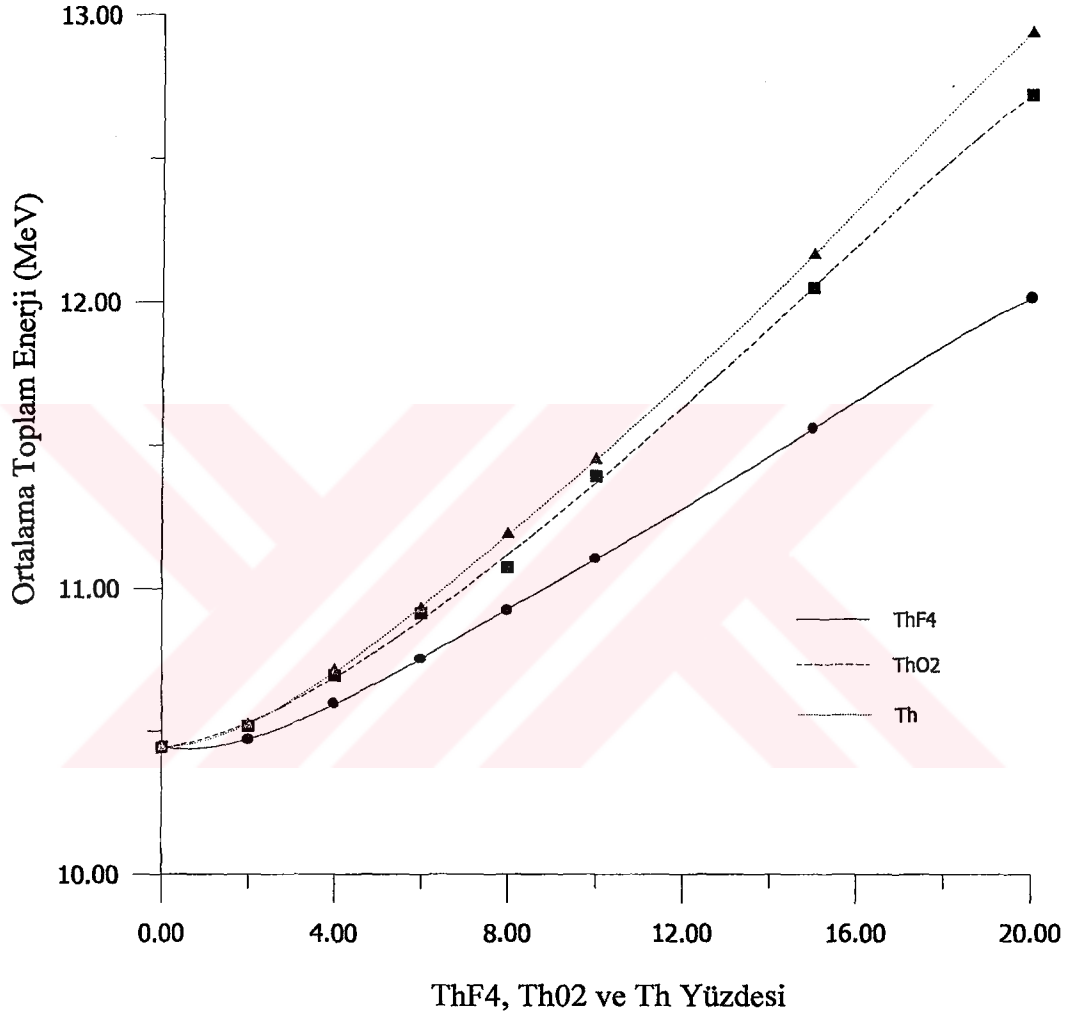
Şekil 6. 10. Kaynaktan çıkan nötron başına fisil malzeme üretiminin ThF<sub>4</sub>, ThO<sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi



Şekil 6. 11. Ortalama enerjinin ThF<sub>4</sub>, ThO<sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesinde meydana gelebilecek bütün reaksiyonlar sonucu açığa çıkan toplam enerjideki değişimi



Şekil 6. 12. Fisyon enerjisinin ThF<sub>4</sub>, ThO<sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre ilk sıvı duvar + blanket + zırh bölgesindeki değişimi



Şekil 6.13. ThF<sub>4</sub>, ThO<sub>2</sub> ve Th yüzdesine göre reaktörün bütün bölgelerinde meydana gelebilecek bütün reaksiyonlar sonucu açığa çıkan toplam enerjideki değişim

Çizelge 6.1. <sup>6</sup>Li ve <sup>7</sup>Li yüzdelerine göre TBR ve M'nin hesaplanması

Model	Soğutucu Tipi	TBR	M
MODEL-I	%100Li-6+%0Li-7	1,09396	1,79625
MODEL-II	%90Li-6+%10Li-7	1,11114	1,79187
MODEL-III	%80Li-6+%20Li-7	1,12820	1,78717
MODEL-IV	%70Li-6+%30Li-7	1,14649	1,78273
MODEL-V	%60Li-6+%40Li-7	1,16496	1,77841
MODEL-VI	%50Li-6+%50Li-7	1,18254	1,77343
MODEL-VII	%40Li-6+%60Li-7	1,20074	1,76856
MODEL-VIII	%30Li-6+%70Li-7	1,21658	1,76279
MODEL-IX	%20Li-6+%80Li-7	1,23080	1,75614
MODEL-X	%10Li-6+%90Li-7	1,23542	1,74631
MODEL-XI	%0Li-6+%100Li-7	0,21343	1,38781



Çizelge 6.2. Çalışmada kullanılan APEX modelleri için blanketlerde hesaplanan nötronik sonuçlar (Flibe+ThF<sub>4</sub>)

Model	Soğutucu Tipi	TBR=T <sub>6</sub> +T <sub>7</sub>	M	$\Sigma_f$ (Toplam Fisyona)	$\Sigma_y$ (Fisil Yakt Üretim)	Ortalama Enerji (MeV)	Fisyon Enerjisi (MeV)	Ortalama Toplam Enerji (MeV)
MODEL-1	Doğal Flibe (%100)	1,230487	1,739278	0,000000	0,018747	10,423822	0,000000	10,444576
MODEL-2	%2 ThF <sub>4</sub> + %98 Flibe	1,168569	1,741127	0,002493	0,090918	10,449893	0,428518	10,470216
MODEL-3	%4 ThF <sub>4</sub> + %96 Flibe	1,128289	1,750062	0,004959	0,141871	10,575869	0,852637	10,595981
MODEL-4	%6 ThF <sub>4</sub> + %94 Flibe	1,095447	1,761308	0,007402	0,185310	10,734438	1,272502	10,754295
MODEL-5	%8 ThF <sub>4</sub> + %92 Flibe	1,066127	1,773411	0,009818	0,224777	10,905097	1,687755	10,924729
MODEL-6	%10 ThF <sub>4</sub> + %90 Flibe	1,038344	1,786062	0,012216	0,262127	11,083470	2,100070	11,102962
MODEL-7	%15 ThF <sub>4</sub> + %85 Flibe	0,975023	1,818275	0,018093	0,349142	11,537675	3,110355	11,556592
MODEL-8	%20 ThF <sub>4</sub> + %80 Flibe	0,915738	1,850454	0,023820	0,431884	11,991405	4,094981	12,009872

Çizelge 6.3. Çalışmada kullanılan APEX modelleri için blanketlerde hesaplanan nötronik sonuçlar (Flibe+ThO<sub>2</sub>)

Model	Soğutucu Tipi	TBR= $T_6+T_7$	M	$\Sigma_f$ (Toplam Fisyon)	$\Sigma_f$ (Fisil Yüklü Üretim)	Ortalama Enerji (MeV)	Fisyon Enerjisi (MeV)	Ortalama Toplam Enerji (MeV)
Model-1	Doğal Flibe (%100)	1,230487	1,739278	0,000000	0,018747	10,423822	0,000000	10,444576
Model-9	%2 ThO <sub>2</sub> + %98 Flibe	1,170066	1,744488	0,002511	0,090894	10,497292	0,431664	10,517602
Model-10	%4 ThO <sub>2</sub> + %96 Flibe	1,131711	1,757144	0,005031	0,141596	10,675701	0,864837	10,695477
Model-11	%6 ThO <sub>2</sub> + %94 Flibe	1,101065	1,772644	0,007561	0,184534	10,894272	1,299756	10,913782
Model-12	%8 ThO <sub>2</sub> + %92 Flibe	1,071786	1,788576	0,010097	0,223848	11,118914	1,735762	11,073259
Model-13	%10 ThO <sub>2</sub> + %90 Flibe	1,048009	1,806596	0,012647	0,261739	11,372968	2,174149	11,391761
Model-14	%15 ThO <sub>2</sub> + %85 Flibe	0,992096	1,853247	0,019068	0,349288	12,030790	3,277965	12,048770
Model-15	%20 ThO <sub>2</sub> + %80 Flibe	0,937189	1,900878	0,025578	0,434988	12,702368	4,392181	12,719533

Çizelge 6.4. Çalışmada kullanılan APEX modelleri için blanketlerde hesaplanan nötronik sonuçlar (Flibe+Th)

Model	Söğütücü Tipi	TBR= $T_6+T_7$	M	$\Sigma_f$ (Toplam Fisyona)	$\Sigma_f$ (Fisil Yakt Üretim)	Ortalama Enerji (MeV)	Fisyon Enerjisi (MeV)	Ortalama Toplam Enerji (MeV)
Model-1	Doğal Flibe (%100)	1,230487	1,739278	0,000000	0,018747	10,423822	0,000000	10,444576
Model-16	%2 Th + %98 Flibe	1,173371	1,744754	0,002524	0,091502	10,501017	0,433952	10,522078
Model-17	%4 Th + %96 Flibe	1,139024	1,758229	0,005085	0,128812	10,691042	0,874246	10,712530
Model-18	%6 Th + %94 Flibe	1,109122	1,773647	0,007686	0,170893	10,908420	1,321273	10,930379
Model-19	%8 Th + %92 Flibe	1,086743	1,791993	0,010325	0,227427	11,167097	1,774977	11,189634
Model-20	%10 Th + %90 Flibe	1,063069	1,810346	0,013007	0,266134	11,425897	2,235991	11,449002
Model-21	%15 Th + %85 Flibe	1,012738	1,860913	0,019888	0,358480	12,138888	3,418993	12,163177
Model-22	%20 Th + %80 Flibe	0,963955	1,915488	0,027053	0,451126	12,908394	4,650643	12,933940

Çizelge 6.5. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-1 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%100 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütleli Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölgeler	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be	0,150400 1,849600 4,000000 1,000000	1,98	8,441768x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölgeler	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölgeler	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C	1,600000 0,060160 0,739840 0,400000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600	5,61	8,325542x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölgeler	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölgeler	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.6. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-2 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (% 2 ThF<sub>4</sub> + %98 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	KütleliYoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	AtomikYoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,147392 1,812608 4,000000 0,980000 0.020000	2,06	8,39223 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,600000 0,058957 0,725043 0,392000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,008000	5,64	3,380323x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.7. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-3 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (% 4 ThF<sub>4</sub> + %96 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	KütleseL Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33 Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,144384 1,775616 4,000000 0,960000 0.040000	2.15	8,342694 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,600000 0,057754 0,710246 0,384000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0.016000	5,68	8,339633x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.8. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-4 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (% 6 ThF<sub>4</sub> + % 94 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütleli Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,141376 1,738624 4,000000 0,940000 0.060000	2,23	8,293180 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,600000 0,056540 0,695450 0,376000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0.024000	5,71	8,298954x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001911 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.9. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-5 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (% 8 ThF<sub>4</sub> + % 92 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütle Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,138368 1,701632 4,000000 0,920000 0.080000	2,31	8,243681 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,600000 0,055347 0,680653 0,368000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0.032000	5,74	8,258285 x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>



Çizelge 6.10. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-6 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%10 ThF<sub>4</sub>+%90 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütlese1Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	AtomikYoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,135360 1,664640 4,000000 0,900000 0.100000	2.40	8,194198 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,600000 0,054144 0,665856 0,360000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0.040000	5,78	8,217627x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.11. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-7 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%15 ThF<sub>4</sub>+%85 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütleli Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,127840 1,572160 4,000000 0,850000 0,150000	2,60	8,069615 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,600000 0,051136 0,628864 0,340000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,060000	5,86	8,110164x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.12. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-8 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%20 ThF<sub>4</sub>+%80 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütleli Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,120320 1,479680 4,000000 0,800000 0,020000	2,80	7,945565 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,600000 0,048128 0,591872 0,320000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,080000	5,94	8,010822x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.13. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-9 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%2 ThO<sub>2</sub> +%98 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütleli Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th O	0.147392 1.812608 3.920000 0.980000 0.020000 0.040000	2,14	8.410223x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th O	1.568000 0.058957 0.725043 0.392000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,008000 0,016000	5,67	8.3594146x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.14. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-10 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%4 ThO<sub>2</sub> +%96 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütleli Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th O	0.144384 1.775616 3.840000 0.960000 0.040000 0.080000	2,3	8.3786792x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th O	1.536000 0.057754 0.710246 0.384000 0.012000 0.001500 0.054000 0.531480 0.000420 0.000600 0.016000 0.032000	5,74	8.3467968x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.15. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-11 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%6 ThO<sub>2</sub> +%94 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütleli Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th O	0.141376 1.738624 3.760000 0.940000 0.060000 0.120000	2,46	8.3471349x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th O	1.504000 0.056540 0.695450 0.376000 0.012000 0.001500 0.054000 0.531480 0.000420 0.000600 0.024000 0.048000	5,80	8.3341791x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.16. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-12 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%8 ThO<sub>2</sub> +%92 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütlesele Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th O	0.138368 1.701632 3.680000 0.920000 0.080000 0.160000	2,62	8.3155905x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th O	1.472000 0.055347 0.680653 0.368000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,032000 0,064000	5,87	8.3215614x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.17. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-13 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotopları (%10ThO<sub>2</sub>+%90Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	KütleeselYoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	AtomikYoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33.Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th O	0.135360 1.664640 3.600000 0.900000 0.100000 0.200000	2,78	8.2840462x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55.Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th O	1.440000 0.054144 0.665856 0.360000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0.040000 0.080000	5,93	8.3089436x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>



Çizelge 6.18. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-14 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%15 ThO<sub>2</sub>+%85Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	KütleseleYoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	AtomikYoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th O	0.127840 1.572160 3.400000 0.850000 0.150000 0.300000	3,18	8.2051853x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th O	1.360000 0.051136 0.628864 0.340000 0.012000 0.001500 0.054000 0.531480 0.000420 0.000600 0.060000 0.120000	6,09	8.2773993x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.19. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-15 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%20 ThO<sub>2</sub>+%80Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütleseyoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	AtomikYoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th O	0.120320 1.479680 3.200000 0.800000 0.200000 0.400000	3,58	8.1263244 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55.Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th O	1.280000 0.048128 0.591872 0.320000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,080000 0,160000	6,25	8.2x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8.-88.Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.20. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-16 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (% 2 Th + %98 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	KütleliYoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	AtomikYoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,147392 1,812608 4,000000 0,980000 0.020000	2,17	8,3337661 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,568000 0,058957 0,725043 0,392000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,008000	5,69	8,4596502x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.21. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-17 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (% 4 Th + %96 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	KütleliYoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	AtomikYoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,144384 1,775616 3,840000 0,960000 0,040000	2,37	8,2257643 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,536000 0,057754 0,710246 0,384000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,016000	5,77	8,4164495 x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,0019101 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,0011201 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.22. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-18 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (% 6 Th + %94 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütle Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,141376 1,738624 3,760000 0,940000 0,060000	2,56	8,1177625 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,504000 0,056540 0,695450 0,376000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,024000	5,84	8,3732488 x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.23. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-19 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (%8 Th + %92 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	KütleliYoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	AtomikYoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,138368 1,701632 3,680000 0,920000 0,080000	2,76	8,0097607 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,472000 0,055347 0,680653 0,368000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,032000	5,92	8,330048 x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.24. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-20 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar ( %10 Th + %90 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütle Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,135360 1,664640 3,600000 0,900000 0.100000	2,95	7,9017589 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,440000 0,054144 0,665856 0,360000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0.040000	5,99	8,2868473 x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

Çizelge 6.25. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-21 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (% 15 Th + %85 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	Kütleli Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik Yoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,127840 1,572160 3,400000 0,850000 0.150000	3,44	7,6317543 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,360000 0,051136 0,628864 0,340000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0.060000	6,19	8,1788455 x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>



Çizelge 6.26. Çalışmada kullanılan APEX MODEL-22 için malzemeler, atomik yoğunluklar ve bu malzemelerin içerdiği izotoplar (% 20 Th + %80 Flibe)

Reaktörün Bölümleri	Malzeme	İçerdiği İzotoplar	% İzotop	KütleseYoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	AtomikYoğunluk (Atom/barn-cm)
1. Bölge	Vakumlanmış				
2-3-22-33. Bölge	Sıvı Duvar	Li-6 Li-7 F Be Th	0,120320 1,479680 3,200000 0,800000 0.200000	3,93	7,3617498 x10 <sup>-2</sup>
4-44. Bölge	Çelik Duvar (F.S)	C V Cr Fe Ta W	0,001000 0,002500 0,090000 0,885800 0,000700 0,020000	8,03	8,325542x10 <sup>-2</sup>
5-55. Bölge	Koruyucu %60 F.S. + %40 Flibe	F <sub>4</sub> Li-6 Li-7 Be W V Cr Fe Ta C Th	1,280000 0,048128 0,591872 0,320000 0,012000 0,001500 0,054000 0,531480 0,000420 0,000600 0,080000	6,39	8,0708437 x10 <sup>-2</sup>
7-9-77-99. Bölge	SS 316 LN	Fe Cr Mn Si Ni Mo Nb Co Cu	0,652818 0,175079 0,018009 0,002501 0,120055 0,025212 0,001910 0,002501 0,002524	8,01	8,543573x10 <sup>-2</sup>
8-88. Bölge	Vakum Vessel %80 SS316LN + %20 H <sub>2</sub> O	Ni Mo H O Fe Cr Mn Si Nb Co Cu	0,096044 0,020009 0,400000 0,200000 0,522255 0,140063 0,014407 0,002001 0,001120 0,002001 0,002019	5,28	9,122959x10 <sup>-2</sup>

## 7. SONUÇ ve ÖNERİ

Teknoloji ve insanlığın gelişimi, enerji üretiminin artırılmasına ve yeni kaynakların bulunmasına bağlıdır. Kullanılan enerji miktarı, bir ülkenin sosyo-ekonomik gelişmesinin bir göstergesidir. Günümüzde kullanılan enerji kaynakları (petrol, kömür, doğalgaz) hızla tüketilirken, çevre sorunları daha da büyümektedir. Dünya nüfusunun hızla artması, beraberinde elektrik sıkıntısı sorununu meydana getirmiştir. Bugün, sahip olunan şartlara göre, nükleer enerji ekonomiklik, çevresel, güvenlik, dışa bağımlılık ve yeterli yakıt miktarı açılarından ele alındığında, insanlık ihtiyaçlarına en çok kaynak ve çabuk cevap verebilecek enerji olarak görülmektedir.

Günümüzde sadece fisyon reaktörleri uygulanmıştır. Füzyon ve hibrit (füzyon+fisyon) reaktörleri sadece araştırma ve laboratuvar aşamasındadır. 1920'lerde füzyon reaksiyonu keşfedilmesine rağmen, kontrollü olarak gerçekleştirilememesinin bilimsel ve teknik zorlukları sebebiyle, füzyon reaktörlerinin gerçekleştirilmesi yavaş bir gelişme göstermiştir. Ancak ileri teknoloji, yüksek güvenlik, yakıt problemi ve çevresel etkilerinin olmaması füzyonu gelecekte büyük bir enerji kaynağı potansiyeli olarak karşımıza çıkaracaktır. Büyük bir olasılıkla 21. yüzyılda kullanacağımız enerji füzyon enerjisi olacaktır.

Dünya genelinde füzyon sistemi çalışmaları, füzyon enerji sisteminin diğer enerji kaynaklarına kıyasla önemli ölçüde güvenlik ve çevresel avantajlar içerecek şekilde tasarlanabileceğini göstermiştir. Bununla birlikte ekonomik açıdan rekabet edebilir bir füzyon sistemi için vizyon geliştirmek füzyon araştırmacılarının büyük bir hedefidir. Bu hedefe ulaşmak için plazma fiziğinde ve füzyon teknolojisindeki gelişmelere ihtiyaç duyulmaktadır.

Bu çalışmada nükleer reaktörlerden füzyon ve hibrit reaktörler incelenmiştir. Ayrıca hibrit reaktör olan APEX hibrit reaktörü açıklanıp, yeni APEX hibrit reaktör modelleri tasarlanmıştır. Oluşturulan modellerde hibrit reaktörün enerji, nükleer yakıt verimi (fisil malzeme ve trityum üretimi) incelenmiştir. APEX çalışmalarında plazmayla yüzleşen ilk katı duvarın yerini hızlı akan bir ince sıvı duvar tabakası almıştır.

Serbest ilk sıvı duvar ve blanket yüzey kavramları yenilikçi bir yaklaşımdır. İlk sıvı duvarın hedefi, reaktör içerisindeki yüklü parçacıkları, hemen arkasında yavaş akan

blanket ise nötronlardan dolayı açığa çıkan radyasyon enerjisini soğurmaktadır. Sıvı duvar bir enerji kaynağı olarak füzyonun cazibesini en iyi şekilde geliştirme yeteneğine sahiptir.

Hibrit reaktörün blanketinde üretilen fisil yakıtın çok az bir kısmı blanket içerisinde enerji üretimine katkıda bulunabilecek şekilde kullanılırken, fisil yakıtın geriye kalan kısmı uygun yöntemlerle reaktör dışına alınıp, fisyon reaktörlere yakıt olarak aktarılabilmektedir.

Çalışmadaki APEX hibrit reaktör modelinde  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları %0-20 arasında kullanıldı. Modelde, %10-20  $\text{ThF}_4$ , %10-20  $\text{ThO}_2$ , %15-20 Th oranları haricinde, reaktör içerisinde yeterli trityum üretimi ( $\text{TBR} > 1,05$ ) gerçekleşmiştir.  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları arttıkça toplam trityum üretim oranı düşmektedir. Bu düşüş  $\text{ThF}_4$  için daha hızlıdır. Çünkü  $\text{ThF}_4$  için fisyon tesir kesiti  $\text{ThO}_2$  ve Th'ye göre daha düşüktür. Ayrıca  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th'nin oranları arttıkça, eriyik tuz içerisindeki lityum oranı azaldığı için trityum üretimi azalmaktadır.

M enerji çoğaltma faktörü tüm modellerimizde uygun değerdedir. Bu değer Th için  $\text{ThF}_4$  ve  $\text{ThO}_2$ 'ye göre daha fazladır. Çünkü Th'nin füzyon reaksiyon sayısı ve fisyonun açığa çıkan enerji miktarı  $\text{ThF}_4$  ve  $\text{ThO}_2$ 'ye göre daha fazladır.

Füzyon ya da hibrit reaktörlerinde TBR'nin yeterli olması gerekir ( $\text{TBR} > 1,05$ ). Çalışmalarda MODEL-1 için toplam trityum üretimi  $\text{TBR} = 1,23$  değerine, enerji çoğaltma faktörü ise  $M = 1,74$  değerlerine ulaşmıştır.

Kaynaktan çıkan nötron başına fisyon reaksiyon sayısı  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th için hemen hemen aynıdır. Ancak Th'deki artış daha hızlıdır. Bu değerler  $\text{ThF}_4$  için 0-0,024,  $\text{ThO}_2$  için 0-0,025, Th için 0-0,027'dir.

Füzyon nötronu başına fisil malzeme üretimi  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th yüzdeleriyle artmaktadır. Bu artış, %0-10 aralığında  $\text{ThF}_4$  için, %10-20 aralığında ise Th için daha hızlıdır.

Ortalama enerji ve fisyon enerji değişimi,  $\text{ThF}_4$ ,  $\text{ThO}_2$  ve Th oranları arttıkça artmaktadır. Th'deki artış daha hızlıdır.

Sonuç olarak, nükleer reaktörler görünebilir bir gelecekte ülkelerin enerji politikalarında önemli bir yol oynayacaktır. Her ne kadar işletimde olan reaktörlerin hepsi fisyon tipi reaktör olsa da, füzyon tipi reaktörler; enerji üretimi, radyasyon tehlikesi, boyut bakımından fisyon tipi reaktörlere göre daha avantajlıdır. Hibrit

reaktörler ise füzyon ve fisyon yakıtlarını bir arada tuttuğu için nükleer enerji üretimi bakımından füzyon reaktörlerine göre daha verimlidir. Hibrit reaktöründe toryum cevherinin kullanılması ile hem enerji üretimi hem de çok değerli bir nükleer yakıt olan  $^{233}\text{U}$  elde edilmektedir. Çalışmalar hibrit reaktörlerin her bakımdan avantajlı olduğunu göstermektedir.



## KAYNAKLAR

- [1] A. Özmen, *Türkiye'de Nükleer Enerji*, TMMOB Sanayi Kongresi Bildirileri, İstanbul, 128, (1989).
- [2] I. Hore, *Nuclear Energy*, The Australian Academy of Technological Sciences and Engineering, (1997).
- [3] M. Gwozdecky, M. Fleming, *IAEA Releases Nuclear Power Statistics For 2002*, Vienna, (2003).
- [4] A. Hançerlioğulları, *APEX Hibrit Reaktör Modellemesi için Monte Carlo Yöntemi Kullanılarak Nötron Transport Hesaplamalarının Yapılması*, Doktora Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara, (2003).
- [5] İ. Kılıç, *Dünyadaki Nükleer Güç Santrallerinin Genel Durumu*, TAEK, (2003).
- [6] S. Şahin, H. Yapıcı, N. Şahin, *Neutronic performance of proliferation hardened thorium fusion breeders*, Fusion Engineering and Design, Vol. 54, p. 63-77 (2001).
- [7] S. Kennth, *Nükleer Fizik I*, Çeviri Editörü B. Şarer, Palme Yayıncılık, Ankara (2001).
- [8] S. Kennth, *Nükleer Fizik II*, Çeviri Editörü B. Şarer, Palme Yayıncılık, Ankara (2001).
- [9] R. Gürdilek, *Füzyon Enerjisine Kestirme Yol*, TÜBİTAK Bilim ve Teknik Dergisi, 46-49 (2001).
- [10] R. Gürdilek, *Füzyon Enerjisindeki Yeni Arayışlar*, TÜBİTAK Bilim ve Teknik Dergisi, 62-64 (1999).
- [11] S. L. Itah, A. Fukuyama, *Steady-State Operation Regime of Tokamak Reactor Plasma Consistency Analysis*, Fusion Technology, Vol. 16, p. 343 (1989).
- [12] A. Sinman, S. Sinman, *Nükleer Füzyon*, TÜBİTAK Bilim ve Teknik Dergisi, 76-81 (2001).

- [13] R. Grdilek, *ITER iin Yeni Umut*, TBİTAK Bilim ve Teknik Dergisi, 84 (2000).
- [14] S. Sinman, A. Sinman, *Nkleer Fzyon Reaktr ve Bazı Yaklařımlar*, TBİTAK Bilim ve Teknik Dergisi, (2000).
- [15] L. M. Ariza, *Burning Times for Hot Fusion*, Scientific American, (2000).
- [16] B. G. Akinođlu, *Dnyada ve Geliřmekte Olan lkelerde Enerji ve evre*, Mhendis ve Makine Dergisi, Vol. 32, p. 373 (1991).
- [17] M. Kuriyama, N. Akino, *Operation of the negative-ion based NBI for JT-60U*, Fusion Engineering and Design, Vol. 39-40, p. 115-121 (1998).
- [18] K. Ushigusa, *Noninductive Current Drive and Steady-State Operation in JT-60U*, Fusion Science and Technology, Vol. 42, p. 255-277 (2002).
- [19] Y. Kaide, K. H. Burrel, *Comparison of Internal Transport Barrires in JT-60U and DIII-D NCS Discharges*, Plazma Physic. Control. Fusion, Vol. 40, p. 97-110 (1998).
- [20] B. B. Kadamtsev, F. C. Trayan, M. L. Watkins, *Tokamaks*, Nuclear Fusion, Vol. 30, p. 1675-1694 (1990).
- [21] J. R. Gilleland, *ITER concept definition*, Nuclear Fusion, Vol. 29, p. 1191-1212 (1989).
- [22] J. Snipes, *A good START for fusion*, Physics World, (2000).
- [23] International Atomic Energy Agency, *Fast Breeder Reactors Experience and Trends V-II*, IAEA, Vienna (1986).
- [24] A. Ying, *Chapter 5: Thick Liquid Blanket Concept*, APEX Interim Report (1999).
- [25] R. W. Moir, *HYLIFE-II Progress Report*, Lawrence Livermore National Laboratory, ABD.

- [26] J. Canada, K. Gleason, A. Heller, *The Role of NIF in Developing Inertial Fusion Energy*, Energy and Technology Review, Vol. 38 (1994).
- [27] A. Şahinaslan, *Ağır İyon Sıkıştırılmalı Füzyon Reaktörlerinde SS-304 Çeliğinin Nötron Radyasyonu Altında Yıpranmasının Analizi*, Doktora Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara (1997).
- [28] R. W. Moir, *A molten-salt inertial fusion energy power plant design*, Fusion Technology Vol. 25, p. 5 (1994).
- [29] S. Şahin, *Physics of the Fusion-Fission (Hybrid) Reactors*, 8. Int. Summer College on Physics and Contemporary Need, Pakistan (1993).
- [30] S. Şahin, *Mainlin Fusion-Fission (Hybrid) Reactor Concepts*, Ecole Polytechnique Federale de Lausanne Institu de Genie Atomique PHB-Ecublens, 1015 Lausanne, Switzerland.
- [31] S. Koçak, A. Erişen, *Güç Üretimi Düzgünleştirilmiş  $ThO_2 + CmO_2$  Karışık Nükleer Yakıtlı Hybrit Blanketin Nötronik Analizi*, DEÜ Mühendislik Fakültesi Fen ve Mühendislik Dergisi, Vol. 4, p. 137- 158 (2002).
- [32] S. Şahin, M. Übeyli, *Modified APEX reactor as a fusion breeder*, Energy Conversion and Management, Vol. 45, p. 1497-1512 (2004).
- [33] M. A. Abdou, A. Ying, *On the explaration of innovative concepts for fusion chamber technology*, Fusion Engineering and Design, Vol. 54,p. 181-247 (2001).
- [34] M. A. Abdou, *Chapter 1: Overview*, APEX Interim Report, (1999).
- [35] J. Briesmeister, *RSIC Computer Code Collection MCNP4A, Monte Carlo N-Particle Transport Cod System*, Los Alamos National Laboratory, New Mexico, (1993).
- [36] R. Johnston, *A General Monte Carlo Neutronics Code*, LAMS-2856, Los Alamos (1963).

## ÖZGEÇMİŞ

1978 yılında Almanya'da doğdu. İlk, orta ve lise öğrenimini Malatya'da tamamladı. 1997 yılında İnönü Üniversitesi, Fen-Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümüne girmeye hak kazandı. 2001 yılında aynı bölümden bölüm birincisi olarak mezun oldu. 2002 yılı Eylül ayında İnönü Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Nükleer Fizik Anabilim Dalında Yüksek Lisans yapmaya hak kazandı. 2004 yılında İnönü Üniversitesi, Fen-Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümünde Araştırma Görevlisi olarak göreve başladı. Halen aynı kuruluştaki araştırma görevlisi olarak çalışmalarına devam etmektedir.

Sürekli Adres: İnönü Üniversitesi, Fen-Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümü

