

T.C.
SİNOP ÜNİVERSİTESİ
LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ
DISİPLİNLERARASI NÜKLEER ENERJİ VE ENERJİ
SİSTEMLERİ ANABİLİM DALI



NÜKLEER REAKTÖRLERDE ALTERNATİF NÖTRON
ZIRHLAMA MALZEMELERİNİN TEORİK GELİŞTİRİLMESİ

MEHMET SADIK TANDOĞAN

YÜKSEK LİSANS TEZİ

DANIŞMAN
DOÇ. DR. HASAN OĞUL

SİNOP- 2022

TEZ KABUL

MEHMET SADIK TANDOĞAN tarafından hazırlanan “**NÜKLEER REAKTÖRLERDE ALTERNATİF NÖTRON ZIRHLAMA MALZEMELERİNİN TEORİK GELİŞTİRİLMESİ**” başlıklı bu çalışma, **13.01.2022** tarihinde yapılan savunma sınavı sonucunda başarılı bulunarak, jürimiz tarafından **YÜKSEK LİSANS tezi** olarak kabul edilmiştir.

Başkan (Danışman)	Doç. Dr., Hasan OĞUL Sinop Üniversitesi / Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi	İmza
Üye	Doç. Dr., Selahattin BARDAK Sinop Üniversitesi/ Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi	İmza
Üye	Doç. Dr., Kamuran DİLSİZ Bingöl Üniversitesi / Fen-Edebiyat Fakültesi	İmza

Enstitü Müdürü

Doç. Dr. Erkal ARSLANOĞLU

ETİK BEYANI

Tez Yazım Kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmasında; tez içinde sunduğum verileri, bilgileri ve dokümanları akademik ve etik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi, tüm bilgi, belge, değerlendirme ve sonuçları bilimsel etik ve ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu, tez çalışmasında yararlandığım eserlerin tümüne uygun atıfta bulunarak kaynak gösterdiğimi, kullanılan verilerde herhangi bir değişiklik yapmadığımı, bu tezde sunduğum çalışmanın özgün olduğunu, bildirir, aksi bir durumda aleyhime doğabilecek tüm hak kayıplarını kabullendiğimi beyan ederim.

Mehmet Sadık TANDOĞAN

ÖZET

YÜKSEK LİSANS TEZİ

NÜKLEER REAKTÖRLERDE ALTERNATİF NÖTRON ZIRHLAMA MALZEMELERİNİN TEORİK GELİŞTİRİLMESİ

MEHMET SADIK TANDOĞAN

SİNOP ÜNİVERSİTESİ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ
DİSİPLİNLERARASI NÜKLEER ENERJİ VE ENERJİ SİSTEMLERİ
ANABİLİM DALI

DANIŞMAN: Doç. Dr. HASAN OĞUL

Dünya nüfusunun artması ve gelişen teknoloji ile enerji ihtiyacı her geçen gün daha da artmaktadır. Bu enerji açığını kapatmak için yeni enerji kaynakları üzerinde durulması, düşünülmesi ve hızlı bir şekilde alternatiflerin kullanıma alınması gerekmektedir. Nükleer enerji bu açığı kapatmak için en önemli adaylardan bir tanesidir. Özellikle nükleer enerji uygulamalarının gelecek vaat eden türlerinden biri olan füzyon reaktörlerinden elde edilecek enerji ile gelecekte enerji ihtiyacının büyük bölümü karşılanacağı görüşünde bilim insanları hemfikirdir. Fakat füzyon reaktörlerinin yaygın bir şekilde kullanılmasını engelleyen bazı problemler bulunmaktadır. Bu problemlerden biri, füzyon reaktörü birincil duvarının ve yapı malzemelerinin, D-T reaksiyonu sonucu açığa çıkan nötronlardan dolayı radyoaktif olmaya başlaması ve hasar görmesidir. Bu sebepten dolayı belli bir zamandan sonra füzyon reaktör duvarının değiştirilmesi gerekmektedir. Bu nedenle füzyon reaktör ve santrallerinin tasarım ve geliştirilmesi gerekmektedir. Bu kapsamda malzeme geliştirme çalışmaları füzyon nükleer reaktör tasarımlarında büyük önem taşımaktadır. Bu çalışmada, ITER füzyon test reaktörlerinin birincil duvar yapı bileşenlerinde kullanılması planlanan F82H, JLF-1, Eurofer-97 ve CLAM çelik alaşımlarının nötron zırhlama kapasitelerinin araştırılması ve bu alaşımlara Bor (B) ve Molibden (Mo) katkılanmasının nötron zırhlama kabiliyetleri üzerine etkisini teorik ve simülasyon yöntemleri ile belirlenmesi amaçlanmıştır. Ayrıca bulunan sonuçların nötron zırhlamada yaygın olarak kullanılan parafin ile karşılaştırılması gerçekleştirilmiştir. Bu amaç doğrultusunda kullanılan nötron enerjileri 4,5 MeV ve 14 MeV olarak seçilmiştir. Numunelerin teorik olarak değerlendirilmesi etkin nötron sökme tesir kesitleri belirlenerek yapılırken GEANT4 simülasyon programı ile malzemelerin nötron zırhlama kabiliyetleri belirlenmiştir. Sonuç olarak bu çalışmada oluşturulan “F8Bor20 alaşımı”, nötron zırh malzemesi olarak en ideal malzeme olduğu saptanmıştır.

ANAHTAR KELİMELELER: Füzyon Reaktörü; ITER Birincil Duvar; GEANT4; Nötron Zırhlama; Etkin Nötron Sökme Tesir Kesiti

Ocak 2022, 114 Sayfa

ABSTRACT

MSC THESIS

THEORETICAL DEVELOPMENT OF ALTERNATIVE NEUTRON SHIELDING MATERIALS IN NUCLEAR REACTORS

MEHMET SADIK TANDOĞAN

**SINOP UNIVERSITY INSTITUTE OF GRADUATE PROGRAMS
DEPARTMENT OF INTERDISCIPLINARY NUCLEAR ENERGY AND
ENERGY SYSTEMS**

SUPERVISOR: Assoc. Prof. Dr. DR. HASAN OĞUL

With the increase in the world population and developing technology, the need for energy is increasing day by day. In order to close this energy gap, new energy sources need to be focused on, thought about and alternatives should be put into use quickly. Nuclear energy is one of the most important candidates to close this gap. Scientists agree that most of the energy needs will be met in the future with the energy to be obtained from fusion reactors, which is one of the promising types of nuclear energy applications. However, there are some problems that prevent the widespread use of fusion reactors. One of these problems is that the fusion reactor primary wall and building materials start to become radioactive and become damaged due to the neutrons released as a result of the D-T reaction. For this reason, it is necessary to replace the fusion reactor wall after a certain time. Therefore, the design and development of fusion reactors and power plants is required. In this context, material development studies are of great importance in fusion nuclear reactor designs. In this study, the neutron shielding capacities of F82H, JLF-1, Eurofer-97 and CLAM steel alloys, which are planned to be used in the first wall structural components of ITER fusion test reactors, and the effect of Bor (B) and Molybdenum (Mo) doping to these alloys on the neutron shielding capabilities are investigated theoretically and effectively. It is aimed to be determined by simulation methods. In addition, the results were compared with paraffin, which is widely used in neutron shielding. The neutron energies used for this purpose were chosen as 4,5 MeV and 14 MeV. While the theoretical evaluation of the samples was made by determining the effective neutron removal cross sections, the neutron shielding capabilities of the materials were determined with the GEANT4 simulation program. As a result, it was determined that the "F8Bor20 alloy" formed in this study is the most ideal material as a neutron shielding material.

KEYWORDS:Fusion Reactor; ITER First Wall; GEANT4; Neutron Shielding; Effective Neutron Removal Cross Section

January 2022, 114 Page

TEŐEKKÜR

Bu alıőmanın gerekleőtirilmesinde, en baőtta tez konusunu sememde bana yardımcı olan, deęerli bilgilerini benimle her daim paylaőan, ihtiyaım olduęunda bana her defasında kıymetli zamanını ayırıp sabırla ve byk bir ilgiyle bana yardımcı ve faydalı olabilmek iin elinden gelenden fazlasını sunan, gler yzllę ve samimiyeti ile gelecekteki mesleki hayatımda da bana verdięi kıymetli bilgilerden faydalanacaęımı dőndęm kıymetli ve danıőman hoca statsn fazlasıyla yerine getiren Do. Dr. Hasan OęUL' a teőekkr bir bor biliyor ve őkranlarımı sunuyorum.

Ayrıca bu zorlu alıőma srecinde ve tm eęitim hayatım boyunca bana her trl deoteęi saęlayan, maddi ve manevi desteklerini esirgemeyen, her zaman yanımda olan ve olacaęından emin olduęum babam mer TANDOęAN, kız kardeőim Kbra TANDOęAN ve btn aileme teőekkrlerimi bir bor bilirim.

Son olarak bana deoteęini hibir zaman esirgemeyen, aldıęım kararları her zaman destekleyen, benim iin her trl fedakarlıkta bulunan deęerli arkadaőlarım, Sinan KAYA, Ahmet Tunahan DİZDAR, Eyyb POLAT ve Mustafa YKSEKYAYLA'ya teőekkr ederim.

Mehmet Sadık TANDOęAN

İÇİNDEKİLER

TEZ KABUL	ii
ETİK BEYANI	iii
ÖZET	iv
ABSTRACT	v
TEŞEKKÜR	vi
TABLolar DİZİNİ	x
ŞEKİLLER DİZİNİ	xii
SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ	xv
1.GİRİŞ	1
2.TEORİK BİLGİ	3
2.1.Nükleer Enerji.....	3
2.2.Füzyon	5
2.2.1. Füzyon enerjisinin avantajları.....	6
2.2.2 Füzyon enerjisinin dezavantajları	7
2.2.3. Füzyon gücü kazancı Q.....	8
2.2.4.Füzyon reaksiyonları.....	10
2.2.5.Füzyon yakıtları	16
2.3.Nükleer Füzyon Şartları.....	18
2.3.1.Füzyon gerçekleşmesi.....	18
2.3.2.Füzyon reaksiyonları için gereksinimler.....	18
2.3.3.Döteryum ve trityum füzyon.....	19
2.3.4.Yüksek enerji gereksinimi	19
2.4.Plazmalardaki Termonükleer Reaksiyonlar.....	20
2.4.1.Termonükleer reaksiyonlar	20
2.4.2.Plazma.....	20
2.4.3.Kritik ateşleme sıcaklığı	21
2.4.4.Kapatma ihtiyacı	21
2.4.5.Manyetik sınırlama ve plazma yoğunluğu.....	22
2.4.6.Lawson kriteri	22
2.4.7.Beta'nın önemi	23
2.4.8.Plazma difüzyonu	23
2.4.9.Plazma kararsızlıkları	24

2.4.10.Hapsedilme sürelerini etkileyen faktörler	25
2.4.11.Radyasyon ve tesis mevcudiyeti nedeniyle malzeme hasarı	26
2.5.Füzyon Reaktör Cihazları	27
2.5.1. Manyetik hapsetme füzyonu	27
2.6.Manyetik Füzyon Reaktörünün Manto Yapısı ve İncelenmesi	36
2.6.1. Birincil duvar, blanket ve shield	36
2.6.2. Kontrol sistemleri	38
2.6.3. Malzeme sorunları	39
2.6.4 Güvenlik ve çevre	40
2.6.5. Malzeme seçimi	40
2.6.6.Zırh döşeme konfigürasyonları	41
2.6.7.ITER blanket ve saptırıcı birincil duvar	43
2.6.8.Breeding (üretme) malzemeleri	44
2.6.9.Nötron çarpanları	44
2.6.10.Yapısal malzemeler.....	45
2.6.11.Shield malzemeleri	48
2.7.Tokamak İçin Malzemeler	50
2.7.1.Birincil duvar malzemeleri	54
3.MATERYAL VE METOD	57
3.1.Kullanılan Alaşımlar	57
3.1.1.F82H	57
3.1.2.JLF-1	58
3.1.3.Eurofer-97	58
3.1.4.CLAM.....	58
3.1.5.Parafin	59
3.2.Kullanılan Elementler	59
3.2.1.Krom (Cr)	59
3.2.2.Tungsten (W)	60
3.2.3.Mangan (Mn)	60
3.2.4.Vanadyum (V)	61
3.2.5.Silisyum (Si)	61
3.2.6.Karbon (C)	62
3.2.7.Tantal (Ta)	62
3.2.8.Azot (N)	63

3.2.9.Demir (Fe).....	63
3.2.10.Hidrojen (H).....	64
3.2.11.Bor (B)	64
3.2.12.Molibden (Mo).....	64
3.3.GEANT4 Simülasyon Programı ve Nötron Zırhlama Değerlendirilmesi	65
3.4.Teorik Hesaplama ile Nötron Zırhlama Değerlendirilmesi	71
3.4.1.Etkin nötron sökme tesir kesiti	71
4.BULGULAR	78
4.1. 4.5 MeV Enerjili Nötronlar İçin Simülasyon Sonuçları	78
4.2. 14 MeV Enerjili Nötronlar İçin Simülasyon Sonuçları	80
4.3. Lineer Zayıflatma Katsayısı, Yarı Değer Kalınlığı ve Ortalama Serbest Yol Sonuçları	82
5.SONUÇ VE TARTIŞMA	87
KAYNAKÇA	108
ÖZGEÇMİŞ	114

TABLULAR DİZİNİ

Tablo 2.1: Füzyon reaksiyonlarında yer alan hafif element çekirdeklerinin özellikleri.	10
Tablo 2.2: En uygun füzyon reaksiyonlarının listesi .	15
Tablo 2.3: Füzyon reaktörleri için temel gereksinimler.	23
Tablo 2.4: Bazı büyük tokamaklar .	31
Tablo 2.5: %8-10 CrWVTa F/M çeliklerinde azaltılmış aktivasyonun avantajları ve dezavantajları .	47
Tablo 2.6: ARIES-CS tasarımı için zırhlama gereksinimleri.	49
Tablo 2.7: Tokamakin birincil duvarı için malzemeler .	53
Tablo 2.8: Tokamakin birincil duvarı için çeşitli FM çeliklerinin tipik bileşimleri .	54
Tablo 2.9: Birincil duvar için çeşitli yapısal malzemelerin özellikleri arasında karşılaştırma .	55
Tablo 3.1: Krom elementinin temel özellikleri .	60
Tablo 3.2: Tungsten elementinin temel özellikleri .	60
Tablo 3.3: Mangan elementinin temel özellikleri .	61
Tablo 3.4: Vanadyum elementinin temel özellikleri .	61
Tablo 3.5: Silisyum elementinin temel özellikleri .	62
Tablo 3.6: Karbon elementinin temel özellikleri .	62
Tablo 3.7: Tantal elementinin temel özellikleri .	63
Tablo 3.8: Azot elementinin temel özellikleri .	63
Tablo 3.9: Demir elementinin temel özellikleri .	63
Tablo 3.10: Hidrojen elementinin temel özellikleri .	64
Tablo 3.11: Bor elementinin temel özellikleri .	64
Tablo 3.12: Molibden elementinin temel özellikleri .	65
Tablo 3.13: Bu çalışmada kullanılan bazı elementlerin yoğunluk ve etkin nötron sökme tesir kesiti değerleri .	72
Tablo 3.14: Bu çalışmada ele alınan ana malzemeler ve parafinin yoğunluk ve etkin nötron sökme tesir kesiti değerleri.	73
Tablo 3.15: Bu çalışmada oluşturulan yeni kompozit malzemeler ve içerik oranları. .	74
Tablo 3.16: Bu çalışmada oluşturulan yeni kompozit malzemelerin yoğunluk ve etkin nötron sökme tesir kesiti değerleri.	75
Tablo 4.1: 4,5 MeV enerjili nötronlar için ana malzemeler ve parafinden geçen nötron sayıları.	78

Tablo 4.2: 4,5 MeV enerjili nötronlar için bu çalışmada yeni oluşturulan Bor katkılı malzemelerden geçen nötron sayıları.....	79
Tablo 4.3: 4,5 MeV enerjili nötronlar için bu çalışmada yeni oluşturulan Molibden katkılı malzemelerden geçen nötron sayıları.....	80
Tablo 4.4: 14 MeV enerjili nötronlar için ana malzemeler ve parafinden geçen nötron sayıları.....	80
Tablo 4.5: 14 MeV enerjili nötronlar için bu çalışmada yeni oluşturulan Bor katkılı malzemelerden geçen nötron sayıları.....	81
Tablo 4.6: 14 MeV enerjili nötronlar için bu çalışmada yeni oluşturulan Molibden katkılı malzemelerden geçen nötron sayıları.....	82
Tablo 4.7: 4,5 MeV enerjili nötronlar için ele alınan malzemelerin lineer zayıflatma katsayısı, YDK ve OSY değerleri.....	83
Tablo 4.8: 14 MeV enerjili nötronlar için ele alınan malzemelerin lineer zayıflatma katsayısı, YDK ve OSY değerleri.....	84

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1: Çekirdek reaksiyonları	3
Şekil 2.2: Filyon enerjisine dayalı nükleer santralden elektrik üretimi	4
Şekil 2.3: Filyon sonucu atomun parçalanması ile oluşan zincir tepkimesi	5
Şekil 2.4: Temel füzyon yakıtlarının nükleer yapısı.	11
Şekil 2.5: Bazı elementlerin füzyon tesir kesiti	15
Şekil 2.6: (a)'da bir toroidal manyetik ve (b)'de bir poloidal manyetik alan	24
Şekil 2.7: Elektron sıcaklığının bir fonksiyonu olarak plazma hapsi süresi	26
Şekil 2.8: Bir tokamak şeması	28
Şekil 2.9: Tokamak reaktöründe manyetik bobinler ve alanlar	29
Şekil 2.10: Ortak bir Tokamak türünün temsili	30
Şekil 2.11: Tokamak bobin sistemi	31
Şekil 2.12: Wendelstein 7-X ABC'de manyetik bobinlerin konfigürasyonu	33
Şekil 2.13: LHD'nin sarmal bobinleri, dikey alan bobinleri ve plazma şekli	33
Şekil 2.14: Fransa'nın Cadarache kentindeki ITER şantiyesi	35
Şekil 2.15: Manyetik füzyon reaktörünün katmanları	36
Şekil 2.16: Birincil duvar, blanket ve shield' in bir parçası	37
Şekil 2.17: Öndeki kenarları korumak için karo yüzlerinin bükülmesi	42
Şekil 2.18: Ayrı kiremitli ve monobloklu zırh	42
Şekil 2.19: ITER birincil duvarının bir tasarımı	43
Şekil 2.20: Nötron enerjisine karşı Be ve Pb'deki (n,2n) reaksiyonları için kesit	45
Şekil 2.21: Çeşitli yapı malzemelerinin üst ve alt sıcaklık limitleri	47
Şekil 2.22: Kapattıktan sonra zamana karşı JK2LB ve Inconel-908 radyoaktivitesinin bozulması	48
Şekil 2.23: Düzgün ve düzgün olmayan blanketin toroidal enine kesiti	50
Şekil 2.24: ITER(Tokamak) şematik gösterimi	51
Şekil 2.25: Bir Tokamak'ta malzemelerin düzenlenmesinin şematik bir görünümü	52
Şekil 3.1: GEANT4 programına tanımlanan elementler.	66
Şekil 3.2: GEANT4 programına tanımlanan ana malzemeler.	67
Şekil 3.3: GEANT4 programına tanımlanan yeni oluşturulan malzemeler.	68
Şekil 3.4: GEANT4 çalıştırma komutları.	68
Şekil 3.5: GEANT4 simülasyon programı başlatma komut ve parametreleri.	69
Şekil 3.6: Simülasyon sonucu elde edilen sonuçlar.	70

Şekil 5.1: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve ana malzemelerden geçen nötron sayısı.	89
Şekil 5.2: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %5 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	90
Şekil 5.3: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %10 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	90
Şekil 5.4: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %15 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	91
Şekil 5.5: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %20 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	92
Şekil 5.6: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %5 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	93
Şekil 5.7: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %10 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	94
Şekil 5.8: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %15 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	95
Şekil 5.9: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %20 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	96
Şekil 5.10: 4,5 MeV nötronlar için ele alınan bütün malzemelerden geçen nötron sayısı.	97
Şekil 5.11: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve ana malzemelerden geçen nötron sayısı.	98
Şekil 5.12: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %5 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	99
Şekil 5.13: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %10 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	99
Şekil 5.14: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %15 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	100
Şekil 5.15: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %20 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	101
Şekil 5.16: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %5 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	102
Şekil 5.17: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %10 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.	103

Şekil 5.18: 14 MeV enerjili nötronlar için parafın ve %15 Molibden katkıli alaşımlardan geçen nötron sayısı.....	104
Şekil 5.19: 14 MeV enerjili nötronlar için parafın ve %20 Molibden katkıli alaşımlardan geçen nötron sayısı.....	105
Şekil 5.20: 14 MeV nötronlar için ele alınan bütün malzemelerden geçen nötron sayısı.	106



SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ

Simgeler

³He	: Helyum-3
A°	: Angstrom
B:	: Bor
Be	: Berilyum
C	: Karbon
cm	: Santimetre
cm²	: Santimetre-kare
cm³	: Santimetre-küp
Cr	: Krom
Cu	: Bakır
D	: Döteryum
eV	: Elektron volt
Fe	: Demir
H	: Hidrojen
H	: Hidrojen
He	: Helyum
keV	: Kilo elektron volt
kg	: Kilogram
kWh	: Kilowatt saat
Li	: Lityum
m	: Metre
m²	: Metrekare
MeV	: Milyon elektron volt
MJ	: Megajoule
Mn	: Mangan
Mo	: Molibden
MW	: Megawatt
N	: Azot
n	: Nötron
Nb	: Niyobyum
Ni	: Nikel
O	: Oksijen
°C	: Santigrat
°K	: Kelvin
p	: Proton
Pb	: Kurşun
S	: Kükürt
s	: Saniye
Si	: Silisyum
T	: Tritiyum
Ta	: Tantal
U	: Uranyum
V	: Vanadyum
W	: Tungsten
Zr	: Zirkonyum

α	: Alfa
β	: Beta

Kısaltmalar

I_0	: Malzemeye gönderilen nötron sayısı
Σ_R/ρ	: Etkin nötron sökme tesir kesiti
τ_E	: Hapis süresi
μ	: Lineer zayıflama katsayısı
316 LN (IG)	: Östenitik paslanmaz çelik
ARIES	: İleri Araştırma, İnovasyon ve Değerlendirme Çalışması
ASIPP	: Plazma Fiziği Çin Bilimler Akademisi
BD	: Birincil duvar
CEM95	: Çağlayan/Basamak – Eksiton Modeli (Cascade-Exciton Model)
CERN	: Avrupa Nükleer Araştırma Merkezi
CFC	: Karbon fiber kompozit
CO₂	: Karbondioksit
D-D	: Döteryum- Döteryum reaksiyonu
DEMO	: Deneysel Reaktör
dpa	: Atom başına yer değiştirme
D-T	: Döteryum- Tritiyum reaksiyonu
dW_p/dt	: Plazmanın iç enerjisini artırmak için gereken güç
EFDA	: Avrupa Füzyon Geliştirme Anlaşması
ELM	: Kenar Yerelleştirilmiş Modları
E_α	: Alfa parçacıklar tarafından taşınan enerji
FLUKA	: Dalgalı çağlayanlar-basamaklar (FLUKtuierende KAskade)
FRC	: Ters alan konfigürasyonları
FW	: Birincil duvar
GEANT4	: Geometri ve İzleme (GEometry ANd Tracking)
HHFC	: Yüksek ısı akışı bileşenleri
ITER	: Uluslararası Termonükleer Deneysel Reaktör
JET	: Ortak Avrupa Torusu
JUDITH	: Elektron ışını tesisi
LHD	: Büyük sarmal cihaz
MHD	: Manyetohidrodinamik
NRI	: Nükleer Araştırma Enstitüsü (Çek Cumhuriyeti)
ODS	: Oksit dispersiyonu ile güçlendirilmiş alaşımlar
OFHC	: Oksijensiz yüksek iletkenlik bakır
OSY	: Ortalama serbest yol
P_{Br}	: Bremsstrahlung kayıpları
P_{trans}	: Çeşitli taşıma süreçleri yoluyla kaybedilen toplam güç
P_α	: Alfa parçacıklarındaki güç
Q	: Füzyon kazancı
rad	: Absorbe radyasyon dozu
RAFM-RAF-F/M	: Azaltılmış aktivasyonlu ferritik/martensitik çelikler
RFP	: Ters alan tutamları
TALYS	: Kapsamlı nükleer reaksiyon modellemesi
TBM	: Japon test blanket modülü
TBR	: Tritiyum üretme oranı
Ti-YO	: Titanyum-İtrium Oksijen

V_p	: Plazma hacmi
WC	: Tungsten karbür
x	: Malzeme kalınlığı
YDK	: Yarı değer kalınlığı
Z	: Atom numarası
I	: Malzemeden geçen nötron sayısı



1.GİRİŞ

Enerji, insan yaşamında son derecede önemlidir. Enerjisiz bir hayatın düşünülmesi bile zordur. Dünya nüfusunun artması ve gelişen teknoloji ile birlikte enerji ihtiyacı her geçen gün daha da artmaktadır. Bu enerji açığını kapatmak için yeni enerji kaynakları üzerinde durulması, düşünülmesi ve hızlı bir şekilde alternatiflerin üretilmesi gerekmektedir. Bu kapsamda, nükleer enerji alternatif enerji kaynağı olarak enerji üretiminde çok büyük önem taşımaktadır. Nükleer enerjiden yararlanmak için fisyon (bölünme) ve füzyon (birleşme) olmak üzere 2 çeşit yol vardır.

Füzyon ve fisyon reaktörlerinden elde edilecek enerji ile gelecekte enerji ihtiyacının büyük bölümü karşılanacağı görüşünde bilim insanları hemfikirdir. Fakat fisyon ve füzyon reaktörlerinde gerçekleşen nükleer reaksiyonlar sonucunda açığa çıkan alfa, gama, beta, nötron vs. gibi radyasyon ürünleri bu enerji çeşidinin dezavantajı olarak belirtilebilir. Radyasyon, nükleer santraller ve yüksek enerjili fizik laboratuvarlarının yanı sıra tıp, tarım, sanayi ve astronomi gibi alanlarda da yaygın olarak karşılaşılan bir sorundur. Radyasyonun bu yaygınlığı özellikle bu alanlarda çalışan kişiler için büyük risk oluşturmaktadır. Radyasyon enerjisine bağlı olarak iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan radyasyon olarak sınıflandırılabilir. İnsan vücudundan kolayca geçme ve gen alışverişi yapma özelliğine sahip olan iyonlaştırıcı radyasyon, iyonlaştırıcı olmayan radyasyona göre daha tehlikelidir. Bu nedenle radyasyon ortamında koruma sağlamak için zırhlama büyük önem taşımaktadır. İnsan sağlığının yanı sıra nükleer teknolojilerde kullanılan malzemelerde radyasyondan olumsuz bir şekilde etkilenebilirler. Bu yüzden istenmeyen radyasyona maruz kalmayı hem canlıların hem de teknolojinin kendi sağlığı için engellemek gerekmektedir. Bu işlemi radyasyon zırhlama olarak isimlendirmekteyiz.

Ayrıca, nükleer santral ömrünün uzun olması maliyet açısından önem taşımaktadır. Bu nedenle nükleer reaktör ve santrallerinin tasarım ve geliştirilmesi gerekmektedir. Malzeme geliştirme çalışmaları nükleer reaktör tasarımlarında büyük önem taşımaktadır (Özdoğan vd., 2018). Füzyon reaktör bileşenlerinin sağlığı ve güvenliği için füzyon reaktörlerinde nötron içermeyen füzyon reaksiyonlarının kullanılması daha idealdir. Tesir kesiti-enerji ilişkisi ve füzyon reaksiyonunu başlatmak için gerekli şartlar göz önüne alındığında, en ideal reaksiyonun Döteryum-Tritiyum (D-T) reaksiyonu olduğu görülmektedir (Magaud vd., 2004). Radyasyon zırhlama etkisi, zırhlamada kullanılan malzemenin tipine göre değiştiğinden ve hepsinin önlenmesi gerektiğinden, gama ve

nötron radyasyonlarını tek bir malzeme ile absorbe etmek/azaltmak için alaşımlar ve kompozitler gibi farklı malzemeler geliştirilmiştir (Dilsiz vd., 2021).

Füzyon reaktörü duvarı, D-T reaksiyonu sonucu açığa çıkan nötronlardan dolayı radyoaktif olmaya başlar ve hasar görür. Bu sebepten dolayı belli bir zamandan sonra füzyon reaktör duvarının değiştirilmesi gerekmektedir (Raymond, 2015). Bu nedenle füzyon reaktör bileşenlerinin malzemeleri, reaksiyon sonucu açığa çıkan parçacıkların enerji spektrumları ve reaksiyon tesir kesitleri gibi özellikleri iyi araştırılmalıdır.

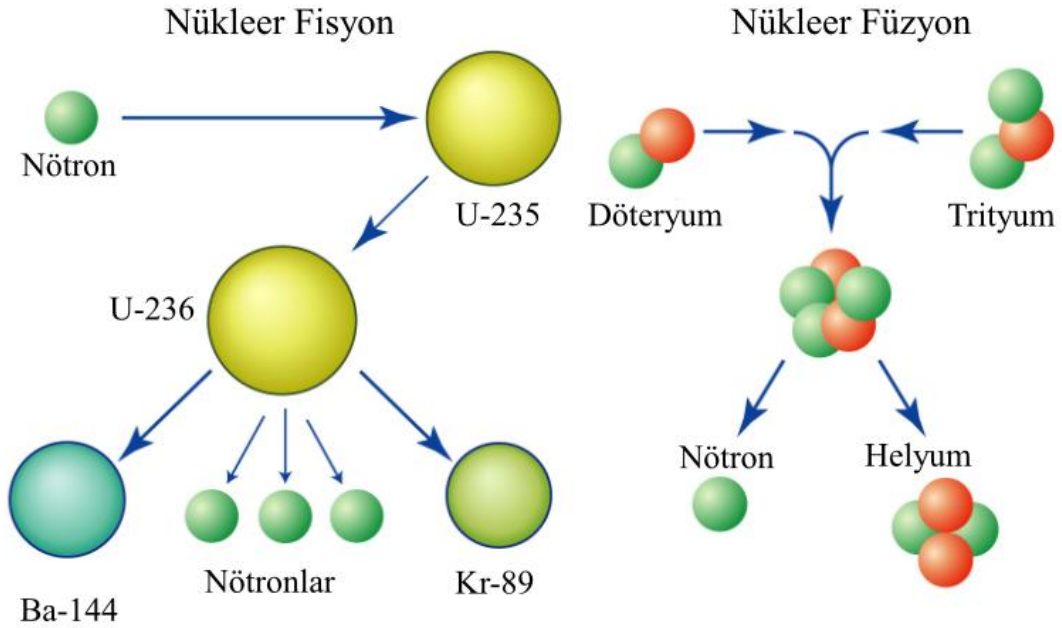
Analitik çözüm yapmaya imkân vermeyen çok karmaşık problemlerle karşılaşmak, nükleer fizikte çok olasıdır. Fakat bu karmaşık problemler, bilim ve teknolojiye ilerlemelerle günümüzde çözülebilmektedir. Yüksek maliyet, deney veya çalışmanın yapılabilmesi için gereken ortamın olmaması gibi problemler; sanal fizik laboratuvarları, çalışmanın bilgisayar ortamında gerçekleştirilebilmesi ve teknolojiye gelişmelerle çözülebilmektedir. GEANT4, FLUKA, CEM95, GNASH, TALYS, PCROSS, ALICE/ASH, MCNP ve EMPIRE gibi birçok bilgisayar programı nükleer fizik araştırmaları için geliştirilmiştir. Üstünde çalışma yapılan nükleer reaksiyonlar, uygun geometri ve laboratuvar sistemlerinde incelenebilmektedir. Bu programlar, maliyetin fazla olduğu veya deney için gerekli ortam olmadığı durumlarda araştırmacıya imkân sağlarlar. Bu programlar; nükleer fizik problemlerinde, radyasyon zırlama ve radyoizotop üretiminde, nükleer reaksiyon hesaplamalarında, reaksiyon tesir kesiti verilerinin ve reaksiyon sonrası açığa çıkan parçacıkların enerji spektrumlarının ölçülmesi veya teorik olarak hesaplanması başta olmak üzere birçok alanda oldukça önemlidir. Bu nedenle ulaşılmaması gereken veri ve hesaplamalar, deney yapmanın mümkün olmadığı durumlarda, bu programlar sayesinde elde edilebilmektedir. Bu yüzden araştırmacılar, bilgisayar simülasyon kodlarını kullanarak fisyon ve füzyon reaktör bileşenlerinde kullanılan malzemelerin tesir kesitlerini ve reaksiyon sonucu açığa çıkan parçacıkların enerji spektrumlarını hesaplamaktadırlar (Özdoğan vd., 2018).

Bu çalışmada da deney imkânı bulunmadığı için teorik hesaplamalarının yanı sıra GEANT4 simülasyon kodundan yararlanılmıştır. Kısaca, ITER füzyon test reaktörlerinin birincil duvar yapı bileşenlerinde kullanılması planlanan F82H, JLF-1, Eurofer-97 ve CLAM çelik alaşımlarının nötron zırlama kapasitelerinin araştırılması ve bu alaşımlara Bor (B) ve Molibden (Mo) katkılanmasının nötron zırlama kabiliyetleri üzerine etkisini teorik ve simülasyon yöntemleri ile belirlenmesi amaçlanmıştır.

2.TEORİK BİLGİ

2.1.Nükleer Enerji

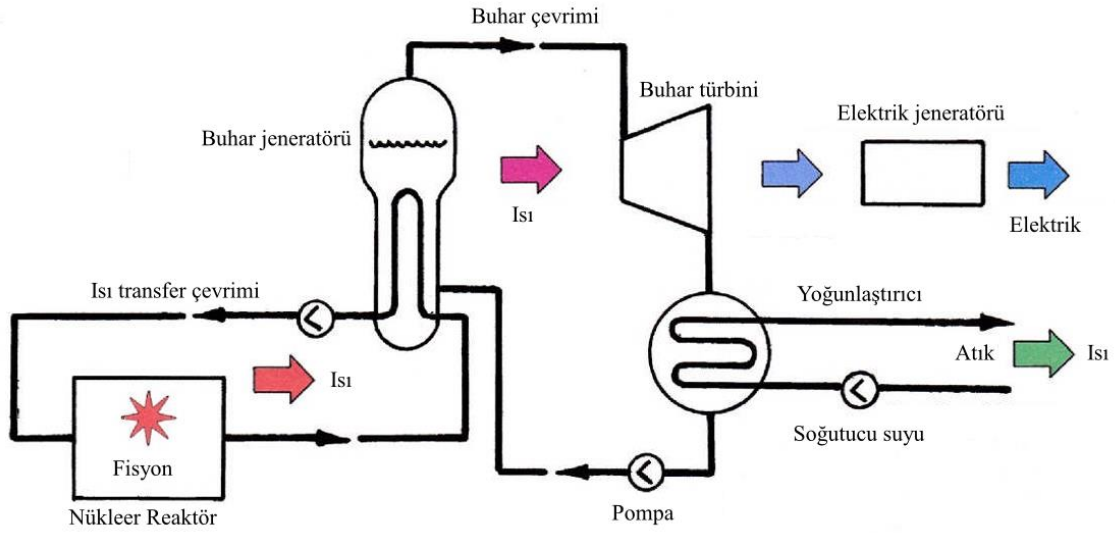
Enerji temininde gün geçtikte daha çok maliyet gerektirmesi ve fosil rezervlerinin aşırı tüketiminden kaynaklanan çevre hasarları dünyayı tehdit etmektedir. Enerji üretimi için yenilenebilir enerji kaynaklarından elde ettiği enerjiyi, daha büyük ve daha yoğun enerji kaynaklarıyla desteklemek dünyayı bu tehditlerden uzaklaştıracaktır. Bu kapsamda, nükleer enerji, yüksek enerji yoğunluğuna sahip olmasından dolayı ideal bir tercih olarak öne çıkmaktadır. Nükleer enerji, atom çekirdeklerinin birleşmesi veya parçalanması ile açığa çıkan bir tür enerji elde etme şeklidir. Nükleer enerjiden ihtiyaç duyulan elektrik enerjisini elde etmek için 2 yöntem vardır. Bunlar fisyon ve füzyon reaktörleri olarak adlandırılmaktadır. Fisyon enerjisi, ağır atom çekirdeklerinin nötronlarla bombardımanı sonucu atomun parçalanmasına yol açan tepkimeyi; füzyon enerjisi ise iki küçük atom çekirdeğinin birleşmesi sonucunda ortaya çıkan enerjiyi tanımlamaktadır. Şekil 2.1, bir nükleer tepkimeden gerçekleşen çekirdek reaksiyonlarını göstermektedir.



Şekil 2.1: Çekirdek reaksiyonları (Britannica, 2021a).

Buradaki reaktör kavramı atom çekirdeklerinden elde ettiğimiz enerjiyi elektriğe çevirmeye yarayan mekanizma olarak açıklanabilmektedir. Nükleer reaktör, füzyon veya fisyon reaksiyonları ile sonucu açığa çıkan enerjiyi, elektrik enerjisine çevirirler. Nükleer enerjiyi, elektrik enerjisine çevirirken şu yollar izlenmektedir.

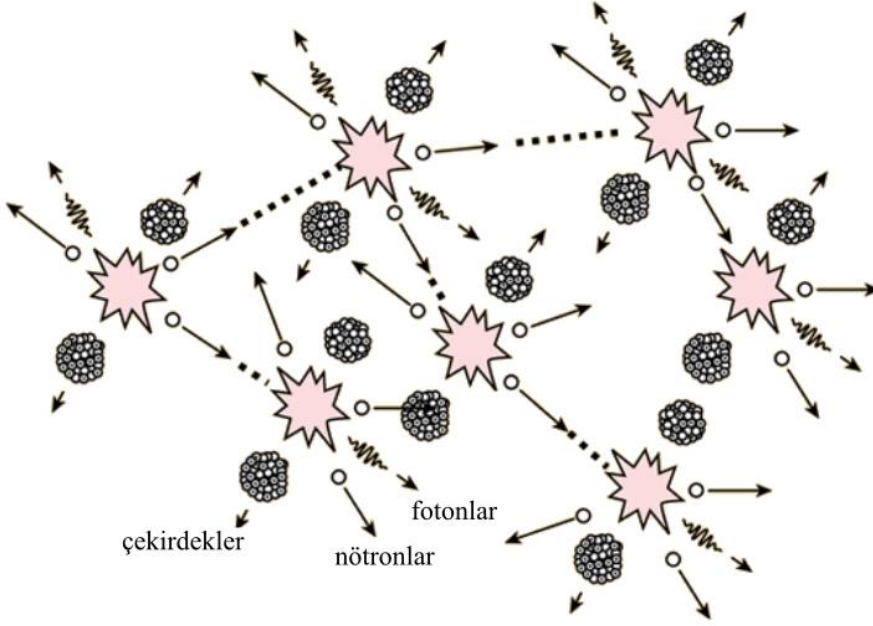
Fisyon ve füzyon reaktörlerinde, nükleer reaksiyonlar gerçekleştirilir ve bu reaksiyonlardan çıkan enerji ısı formundadır. Nükleer santrallerde bu ısı ile önce buhar üretilir ve daha sonra bu buhar yüksek basınç altında türbine gönderilir. Yüksek hızda dönen türbin panelleri kendisine bağlı elektrik jeneratörünü de döndürerek elektrik enerji üretir. Şekil 2.2, fisyon enerjisine dayalı bir nükleer santralden elektrik üretimini göstermektedir.



Şekil 2.2: Fisyon enerjisine dayalı nükleer santralden elektrik üretimi (Chaplin, 2015).

Fisyon enerjisine dayalı nükleer santraller ticari boyutta bulunan nükleer reaktör tipidir ve dünya genelinde birçok ülkede mevcuttur. Bu santrallerin temel yakıtı uranyumdur. Fisyon enerjisine dayalı nükleer santrallerde kullanılan bu uranyum yakıtı, 92 proton sayısına sahip, nötron sayıları farklı olan U-235 ve U-238 izotoplarından oluşur. U-235 çekirdeği fisil, U-238 çekirdeği ise fertildir. Fisil çekirdekler, yavaş ve hızlı nötronların çarpması sonucu parçalanırlar.

Fisyon Zincir Tepkimesi



Şekil 2.3: Fisyon sonucu atomun parçalanması ile oluşan zincir tepkimesi (HyperPhysics, 2015).

Yavaş nötronların U-235 izotopu ile bombardımanı sonucu çekirdekler parçalanır ve bazı radyasyon ışınları ile birlikte nötronlar oluşur. Çekirdeğin parçalanması ile oluşan nötronlar bir başka fisil çekirdeğe çarparak başka bir çekirdeğin parçalanmasına ve nötron ile enerjinin açığa çıkmasına neden olur. Bu tür döngü şeklindeki reaksiyonlara zincirleme nükleer reaksiyonlar denir. Nükleer reaktör kuru ise bu tür zincirleme nükleer reaksiyonlarının gerçekleştiği yerdir. Şekil 2.3, fisyon sonucu atomun parçalanması ile oluşan zincir tepkimesini göstermektedir.

Yakıt olarak kullanılan uranyum, reaktör korunda gerçekleşen nükleer reaksiyonlar sonucu zamanla tükenir ve uranyum miktarı gitgide fakirleşir. Bu nedenle belli bir zamandan sonra uranyum yakıtının değiştirilmesi gerekir. Fisyon reaksiyonuna dayalı bu reaktör korunda kullanılan yakıtlar, reaktör kuru içinden dışarı alınır ve kimyasal yöntemlerle parçalanıp, işe yarar izotoplar içlerinden alınır. Geri kalan izotoplar ise yüksek aktiviteli radyoaktif atıklardır (Kaymak, 2008).

2.2.Füzyon

Nükleer enerji, yalnızca ağır çekirdeklerin (yani uranyum veya plütonyumun) fisyonu ile değil, aynı zamanda hafif çekirdeklerin daha ağır olanlara füzyonuyla da salınabilir (Sadowski, 2005). Füzyon, bir nükleer enerji şeklidir (Freidberg, 2007). Hidrojen, helyum, lityum gibi periyodik cetvelin ilk sıralarında bulunan hafif atomların birleşmesi

veya kaynaşmasıyla ortaya çıkan enerjiye füzyon enerjisi denilmektedir. Etrafımızdaki füzyonun en parlak örneği, bu seçeneği kullanarak milyarlarca yıldır ışıl ışıl yanan yıldızlar ve Güneş'tir.

Füzyon reaksiyonunda ortaya çıkan daha ağır elementler, kaynaştırıcı elementlerden biraz daha az kütleyle sahiptir ve bu kütle farkı, enerjinin serbest kalmasına neden olur. Örnek olarak, döteryum ve trityum çekirdekleri (ki bunlar sırasıyla kütle numarası 2 ve 3 olan iki ağır hidrojen izotopudur) bir araya getirildiğinde birleşerek bir helyum çekirdeği ve bir nötron oluştururlar ve kütle farkı 17,6 MeV enerji olarak serbest bırakılır.

Enerji, ürün çekirdeğinin kinetik enerjileri şeklinde ortaya çıkar ve buradan elektrik üretimi için yakalanabilir ve kullanılabilir. Füzyonun gerçekleşmesi için, protonları veya daha ağır reaktant çekirdeklerini (pozitif yüklü ve doğal olarak itici olan) elektrostatik itmeyi yenecek kadar yakına getirmek gerekir. Böylece nükleonları birbirine bağlayan nükleer güçlü kuvvet (çok kısa menzilli bir kuvvet) oluşur. Bir çekirdekle birlikte, kuantum mekaniksel tünelleme işlemiyle kaynaşmalarına yardımcı olur. Bu olay çekirdekler çok yüksek termonükleer sıcaklıklara ısıtıldığında, termal parçacıkların kinetik enerjisi, elektrostatik itmenin üstesinden gelmelerine ve kaynaşmaya yetecek kadar yaklaşmalarına yardımcı olmaya yeterli olduğunda mümkündür. Döteryum ve trityum çekirdekleri durumunda, D-T çekirdeklerinin bir karışımının ~ 10 keV (yani ~ 100 milyon $^{\circ}\text{C}$) derecesine kadar ısıtılmasını gerektirir ve ortaya çıkan süreç termonükleer füzyon olarak bilinir (Kikuchi vd., 2012).

Füzyon enerjisinde yakıt rezervlerinin bolluğu, çevreye verdiği zararın olmaması ve güvenlik bakımından güvenilir olması, ülkelerin bu enerjiyi kullanmaya itmektedir. Güneşi yeryüzünde elde etme çalışmaları insan medeniyetinin büyük hayalleri arasında sayılmaktadır. Bilim insanları, yapay güneşi elde etme hayalini ancak füzyon enerjisi ile mümkün olabileceğini söylemektedir (Taner, 2011). Nükleer füzyonu olası bir güç kaynağı olarak olağanüstü ilgi çekici kılan bu tür düşüncelerdir (Glasstone, 1974). Ancak henüz deney aşamasındadır ve ticari boyutta çalışan bir reaktör henüz bulunmamaktadır.

2.2.1. Füzyon enerjisinin avantajları

Füzyon enerjisinden faydalanmanın birçok avantajı vardır.

- Yakıt rezervlerinin bolluğu
- Çevreye verdiği zararın olmaması ve
- Güvenlik bakımından güvenilir olması bu avantajlardan bazılarıdır.

Döteryum okyanus suyunda doğal olarak bulunmaktadır. Her 6700 hidrojen atomu için 1 döteryum atomu vardır. Bahsi geçen döteryum çok düşük bir maliyetle kolayca çıkarılabilir. Okyanustaki tüm döteryum, standart bir buhar döngüsü kullanan füzyon reaktörlerine güç sağlamak için kullanılsaydı, şu anki toplam dünya enerji tüketimi oranında dünyaya yaklaşık 2 milyar yıl boyunca güç sağlamak için yeterli enerji üretilbileceği bilinmektedir.

Bir başka avantaj olarak, füzyonun çevresel etkisidir. Füzyon reaksiyonları CO₂ veya diğer sera emisyonları üretmez. Füzyon reaksiyonları ayrıca atmosfere başka zararlı kimyasallar salmaz. Füzyon reaksiyonunun ana son ürünü, zararsız, inert gaz helyumdur. Füzyondaki en büyük çevresel sorun, hem D–D hem de D–T reaksiyonunun bir yan ürününün yüksek enerjili bir nötron olmasıdır. Bu nötronlar füzyon blanketinde yakalanır ve böylece hiçbir tehdit oluşturmazlar (Freidberg, 2007).

Son büyük avantaj ise güvenliği içerir. Füzyon reaksiyonu doğası gereği güvenlidir. Kontrolde çıkma reaksiyonları, kritiklik veya erime tehlikesi yoktur. Bu tartışmadan çıkan sonuç, yakıt rezervleri, çevresel etki ve güvenlik açısından füzyonun potansiyel avantajlarının gerçekten etkileyici olduğudur.

2.2.2 Füzyon enerjisinin dezavantajları

Tahmin edilebileceği gibi, füzyonun dikkate alınması gereken birkaç dezavantajı da vardır. Bunlar;

- Bilimsel zorluklar
- Teknolojik zorluklar ve
- Ekonomiyi içerir.

Füzyon bilimi oldukça karmaşıktır. Spesifik olarak, D-T'yi yakmak için yakıtı, güneşin merkezinden daha sıcak olan 150×10^6 °K gibi şaşırtıcı bir sıcaklığa ısıtmak gerekir. Bu sıcaklıklarda yakıt tamamen iyonize olur ve elektromanyetik kuvvetlerin egemen olduğu bağımsız hareket eden elektron ve iyonların yüksek sıcaklıkta bir koleksiyonu olan bir plazma haline gelir. Isıtıldıktan sonra plazmayı bir arada tutmak için bazı yöntemler tasarlanmalıdır (Fowler, 1997).

Mühendislik zorlukları füzyon enerjisinin bir başka dezavantajıdır.

- Füzyon plazması tarafından üretilen nötron ve ısı yüklerine dayanabilecek gelişmiş düşük aktivasyon malzemeleri geliştirilmelidir.
- Plazmayı sınırlamak için geniş, yüksek alanlı, yüksek akımlı süper iletken mıknatısların geliştirilmesi gerekmektedir.

- Plazma sıcaklığını, gereken çok yüksek değerlere yükseltmek için ısıtma gücü sağlayacak yeni teknolojilerin geliştirilmesi gerekmektedir.

Bir başka dezavantaj ise maliyetidir. Bir füzyon reaktörü, doğası gereği karmaşık bir tesistir. Bir yakıt odası, bir blanket ve karmaşık bir süper iletken mıknatıs seti içerir. Ayrıca, yapısal malzeme aktif hale geldiğinden, düzenli bakım sırasında montaj ve demontaj için büyük bir uzaktan taşıma sistemi gereklidir (Wesson, 2004).

2.2.3. Füzyon gücü kazancı Q

Başarılı bir şekilde füzyon enerjisi çıkışı veren bir reaktörün sağlanması gereken koşulları incelendiğinde ilk olarak D-T karışımının sıcaklığını yaklaşık 100 000 000 °C'ye yükseltmek için enerji verilmesi gerekir. Bu da gaz karışımını, elektron-iyon ve elektron-elektron karşılaşmaları nedeniyle esas olarak bremsstrahlung radyasyonu yoluyla yayılan bir plazmaya dönüştürür. İkinci olarak, eğer D-T plazması, tamamen iyonize olmayan bazı safsızlıklar tarafından seyreltilirse, elektronlar ve iyonlar neredeyse termal dengede olduklarından, elektronları ve bunlar aracılığıyla D-T karışımını soğutan safsızlık radyasyonlarıyla ilişkili bir ışımsal güç kaybı vardır. Buna ek olarak, plazma manyetik alanlarla sınırlandırılmışsa, senkrotron radyasyonu ile ısıma yapar. Plazmayı 100 000 000 °C'de tutmak için gereken güç bu nedenle, termal iletim/konveksiyon kayıplarına karşı plazma sıcaklığını sürdürmek için gereken güç ve bunlarla birlikte yukarıdaki üç çeşidin ışımsal güç kayıpları ile ilgilidir.

Bir füzyon güç reaktörünün net güç çıkışı, kararlı durum füzyon gücü kazancı veya füzyon gücü çıkışının giriş gücüne oranı olarak tanımlanan Q faktörü, yani reaksiyonu sürdürmek için dışarıdan sağlanan yardımcı güç cinsinden ölçülebilir.

$$Q = P_{çıkış}/P_{giren} = P_{füzyon}/P_{aux} \quad (2.1)$$

Bu nedenle, füzyon gücünün başarılı olması için, bir füzyon santrali için minimum kriter $Q > 1$ 'dir. $Q = 1$ durumu, füzyon çıkış gücünün yardımcı giriş gücüne eşit olduğu durumda başa baş durumu olarak bilinmektedir. Öte yandan, termonükleer füzyon plazması aynı zamanda DT füzyon reaksiyonu için olan $P_{aux} \rightarrow 0$ veya $Q \rightarrow \infty$ olduğunda, örneğin füzyon reaksiyonundan çıkan alfa parçacıklarının tümünü kaybettiğinde, tutuşmuş bir durumda sınırlandırılabilir. Termonükleer plazmayı sıcak tutmadaki enerjileri ve dolayısıyla alfa gücü, taşıma ve radyasyon kayıplarını hesaba katmaktadır. Böyle bir senaryoda, füzyon reaksiyonu alfa gücüyle tamamen kendi kendini sürdürür ve harici ısıtma gücü gerekmez. Plazmadaki net ısıtma gücü, güç dengesi şu şekilde elde edilebilir;

$$P_{ısı} = P_{aux} + P_{\alpha} - P_{Br} = P_{trans} + dW_p/dt \quad (2.2)$$

P_α , alfa parçacıklarındaki güç ve P_{Br} , bremsstrahlung kayıplarıdır. P_α ve P_{Br} denklemleri şu şekildedir;

$$P_\alpha = n_D n_T \langle \sigma v \rangle E_\alpha V_p = \frac{n_e^2 \langle \sigma v \rangle E_\alpha V_p}{4} \quad (2.3)$$

$$P_{Br} = C_B T^{1/2} n_e^2 V_p \quad (2.4)$$

50/50 DT karışımı için $n_D = n_T = n_e$ 'nin $\langle \sigma v \rangle$ reaktanların ortalama çarpışma kesiti olduğu varsayıldığında, E_α alfa parçacıkları (3.5 MeV) tarafından taşınan enerjidir. V_p , plazma hacmi ve P_{trans} , çeşitli taşıma süreçleri yoluyla kaybedilen toplam güçtür. dW_p/dt ise plazmanın iç (kinetik) enerjisini artırmak için gereken güç ve $W_p = 3n_e k_B T_e V_p$, k_B Boltzmann sabitidir. Denklem (2.2) 'deki son terim dW_p/dt sadece geçici durumlarda geçerlidir. Taşıma kayıpları, enerji hapsi süresi (τ_E) boyunca toplam enerji içeriği ile ilgilidir.

$$\tau_E = W_p / (P_{ısı} - \frac{dW_p}{dt}) \quad (2.5)$$

Böylece güç dengesi denklemi Denklem (2.2) enerji hapsi süresi τ_E ve füzyon kazancı Q cinsinden ($P_{füzyon} = 5P_\alpha$) şu şekilde yazılabilir.

$$n_e^2 \langle \sigma v \rangle E_\alpha \left(\frac{Q+5}{4Q} \right) - C_B T_e^{1/2} n_e^2 = \frac{3n_e k_B T_e}{\tau_E} + \frac{d}{dt} (3n_e k_B T_e) \quad (2.6)$$

$$n_e \tau_E = \frac{3k_B T_e}{\frac{\langle \sigma v \rangle E_\alpha (Q+5)}{4Q} - C_B T_e^{1/2}} \quad (2.7)$$

Böylece, başabaş koşulu $Q = 1$, genellikle Lawson kriteri olarak bilinen bir füzyon plazması için kritik minimum koşula yol açar. Giriş güç kaynaklarının ($\eta_{giriş}$) ve çıkış termal enerjisinin elektrik enerjisine ($\eta_{çıkış}$) dönüşüm verimleri dikkate alınır, Denklem (2.7) aşağıdaki gibi değiştirilebilir (Harms vd., 2000).

$$n_e \tau_E = \frac{3(1-\eta_{giriş} \cdot \eta_{çıkış}) k_B T_e}{\eta_{giriş} \cdot \eta_{çıkış} \frac{\langle \sigma v \rangle E_\alpha (Q+5)}{4Q} - C_B (1-\eta_{giriş} \cdot \eta_{çıkış}) T_e^{1/2}} \quad (2.8)$$

$\eta_{giriş} \cdot \eta_{çıkış} \sim 1/3$ ve ardından 50/50 D-T plazma için başabaş optimum sıcaklık $T_e \sim 15$ keV'de meydana gelir. Böylece Lawson Kriteri, Denlem (2.9)' daki şekle gelir.

$$n_e \tau_E = 10^{20} \text{ s} \cdot \text{m}^{-3} \quad (2.9)$$

Füzyon hızı ($\langle \sigma v \rangle$) sıcaklığa göre T_e^2 olarak değişir ve dolayısıyla $T_e = 15$ keV'de bir D-T plazma için Lawson kriteri tekrardan düzenlendiğinde, şu şekilde yazılabilir.

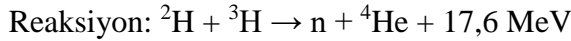
$$n_e \tau_E T_e > 1,5 \times 10^{21} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3} \quad (2.10)$$

D-D reaksiyonu için füzyon kesiti, D-T için olandan daha küçüktür ve reaksiyon başına füzyon enerjisi verimi de daha azdır. Bu nedenle kritik koşul $400\,000\,000$ °C'lik bir sıcaklık ve $n_e \tau_E$ tarafından verilen bir $n_e \tau_E > 10^{22} \text{ s} \cdot \text{m}^{-3}$ ürünüdür.

2.2.4.Füzyon reaksiyonları

Kimyasal reaksiyonda kimyasalların başka kimyasallar üretmek üzere reaksiyona girmesi gibi, çekirdekler de nükleer reaksiyonda başka çekirdekler üretmek için reaksiyona girebilir. Her iki durumda da birçok reaksiyon da enerji üretir.

Bir nükleer füzyon reaksiyonunun mümkün olması için, reaktantlarda ve ürünlerde toplam proton sayısı aynı olmalıdır ve eşitlik, nötronlar için de geçerli olmalıdır. Burada füzyon için önemli olan enerji üreten nükleer reaksiyonlara şu örnekler verilebilir.



Tepkimeye girenler, toplam iki proton ve üç nötron içeren bir döteron ve bir tritondur. Ürünler bir nötron (n) ve bir "helyum-4" çekirdeğidir. Helyum-4 çekirdeğinin iki protonu ve iki nötronu vardır. Böylece toplamda, iki ürünün de tıpkı reaktantlarda olduğu gibi iki protonu ve üç nötronu vardır. Ayrıca, başlangıçta iki ürünün kinetik enerjisi şeklinde 17,6 milyon elektron volt (MeV) serbest bırakılır. Tüm nükleer reaksiyonlar arasında, bu "döteryum-trityum" veya "D-T" reaksiyonu, sıcak bir plazmada üretilmesi en az zor olanıdır ve buna göre füzyon enerjisini ticarileştirmeye yönelik çalışmaların çoğunun odak noktasıdır (Chou vd., 2016).

Tablo 2.1: Füzyon reaksiyonlarında yer alan hafif element çekirdeklerinin özellikleri (Freidberg, 2007).

Element	Sembol	Kütle	Yük
Elektron	e^- veya e	0.000549	-1
Nötron	n^1	1,008665	0
Hidrojen(proton)	${}_1\text{H}^1$ veya p	1,007276	1
Döteryum	${}_1\text{H}^2$ veya D	2,013553	1
Trityum	${}_1\text{H}^3$ veya T	3,015501	1
Helyum-3	${}_2\text{He}^3$	3,014933	2
Helyum-4(Alfa)	${}_2\text{He}^4$ veya α	4,001503	2
Lityum-6	${}_3\text{Li}^6$	6,013470	3
Lityum-7	${}_3\text{Li}^7$	7,014354	3

Hafif element fisyon durumunda, bir döteryum çekirdeğinin (${}_1H^2$) bir nötron ile bombardımanını ele alındığında, ilgili reaksiyon şu şekilde yazılabilir:

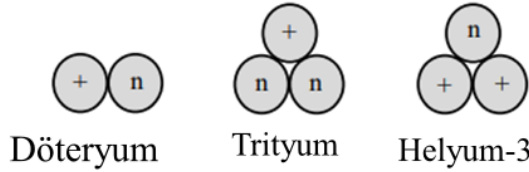


Bu reaksiyon, istenen nötron çoğalmasına yol açar fakat Tablo 2.1'deki nükleer verilerden hesaplandığı gibi salınan enerji, $E = -2,23$ MeV olduğunu göstermektedir. Negatif işaret, enerjinin gerçekte serbest bırakılmadığını, ancak reaksiyonun gerçekleşmesi için bir girdi olarak sağlanması gerektiğini gösterir. Açıkçası bu bir güç kaynağı olarak kabul edilemez olur.

Başka bir alternatif olarak, nötron bombardımanı ile hafif element füzyonunu düşünüldüğünde varsayımsal bir örnek olarak yine bir nötronun bir döteryum çekirdeği ile çarpıştığı varsayılırsa, ortaya çıkan nükleer füzyon reaksiyonu şu şekilde yazılabilir:



Bu durumda nükleer veriler $E = +6,27$ MeV olduğunu gösterir. Füzyon reaksiyonu, güç üretimi için enerjik olarak uygundur. Bununla birlikte, reaksiyon nötronları tüketir. Reaksiyonu başlatmak için bir nötron gereklidir, ancak füzyon gerçekleştikten sonra hiçbir kalmaz. Hazır nötron kaynakları bulunmadığından, bu reaksiyon kendi kendine sürdürülebilir değildir. Bu nedenle, pratik bir güç kaynağı olarak da kabul edilemez.



Şekil 2.4: Temel füzyon yakıtlarının nükleer yapısı (Freidberg, 2007).

Enerji üretimi açısından, hafif element nükleer reaksiyonları için fisyon yerine füzyona odaklanılmalıdır. Bunlar enerji tüketmekten çok üreten reaksiyonlardır. Füzyon reaksiyonlarını başlatmak için nötronlara olan bağımlılık ortadan kaldırılmalıdır. Çünkü bu reaksiyonlar nötronları tüketir ve hiçbir dış kaynak mevcut değildir.

Hafif element füzyonunun nükleer özellikleri üzerine yapılan çalışmalar, nükleer enerji üretimi için bu tür üç reaksiyonun avantajlı olabileceğini göstermektedir. Bunlar, bir hidrojen izotopu olan döteryum, trityum ve ayrıca helyum-3'tür. Bu çekirdeklerin her birinin nükleer yapısının şematik bir diyagramı Şekil 2.4'te gösterilmektedir.

2.2.4.1.D-D reaksiyonu

D-D reaksiyonu, iki döteryum çekirdeğinin nükleer etkileşimi ile füzyon enerjisi üretir. Bu reaksiyon, okyanustan kolayca çıkarılabilen, neredeyse sınırsız ucuz yakıt tedariki anlamında en çok arzu edilen tepkidir fakat bu tepkime, başlaması en zor olanıdır. D-D reaksiyonunun aslında her biri yaklaşık olarak eşit olasılıkla meydana gelen iki dalı vardır. İlgili reaksiyonlar aşağıdaki gibidir:



Enerji içeriği açısından, iki reaksiyon sırasıyla nükleon başına 0,82 ve 1,01 MeV üretir. Makroskopik olarak bu, nükleer enerji verimi için tipik olan 78×10^6 ve 96×10^6 MJ/kg döteryuma eşdeğerdir. D-D füzyonunu başlatmanın zorluğu, bu reaksiyonun mevcut füzyon araştırmalarının birincil odak noktası olmamasının nedenidir.

2.2.4.2.D-He³ reaksiyonu

Bu reaksiyon, bir döteryum çekirdeğini bir helyum-3 çekirdeği ile birleştirir. Reaksiyonun elde edilmesi de zordur ancak D-D'den daha azdır. Bununla birlikte, yakıtın bir bileşeni olarak helyum-3'ü gerektirir ve bu izotopun yeryüzünde doğal kaynakları yoktur. Buna rağmen, nihai ürünlerin tümü yüklü parçacıklar olduğu için reaksiyon tartışmaya değerdir. Mühendislik açısından bakıldığında, yüklü parçacıklar, malzeme aktivasyonu ve radyasyon hasarı ile ilgili sorunları büyük ölçüde azalttıkları için enerji çıkarmak için nötronlardan daha fazla arzu edilir. Ayrıca nükleer enerjiyi verimsiz bir buhar döngüsünden geçmeden doğrudan elektriğe dönüştürme imkânı sunarlar. Tepki şu şekildedir;



Reaksiyon başına salınan enerji, nükleer standartlara göre bile etkileyicidir. 18,3 MeV, nükleon başına 3,66 MeV'ye karşılık gelir ve bu enerji, makroskopik olarak 351×10^6 MJ/kg kombine D-He³ yakıtına eşdeğerdir. Bazı D-D ve yeni nesil D-T reaksiyonları da nötronlar üreteceğinden, reaksiyonun nötronlardan tamamen arınmış olmadığına dikkat etmek gerekir. D-He³ füzyonunu başlatmanın zorluğu ile birlikte düşük He³ mevcudiyeti, mevcut füzyon araştırmalarının bu reaksiyona odaklanmamasının nedenleridir.

2.2.4.3.D-T reaksiyonu

D-T reaksiyonu, bir döteryum çekirdeğinin bir trityum çekirdeği ile füzyonunu içerir. Başlatılması tüm füzyon reaksiyonları arasında en kolay olanıdır. Enerji arzu edilebilirlik

sorunları açısından, D-T reaksiyonları çok sayıda nötron üretir ve sürekli çalışabilmesi için bir trityum kaynağı gerektirir fakat yeryüzünde doğal trityum yoktur. Ayrıca trityum, 12,26 yıllık bir yarı ömre sahip radyoaktiftir. Bununla birlikte, D-T reaksiyonu önemli miktarda nükleer enerji üretir.



Bu reaksiyon nükleon başına 3,52 MeV'ye karşılık gelir ve makroskopik olarak 338×10^6 MJ/kg'a eşittir. Trityum ve nötronlarla ilgili sorunlara rağmen, D-T reaksiyonu dünya çapındaki füzyon araştırmalarının odak noktasıdır ve başlatılması en kolay füzyon reaksiyonu olduğu gerçeğinin hâkim olduğu bir seçimdir.

Bu seçimi yaptıktan sonra, trityum ve nötron problemleriyle karşılaşılır. Yıllarca süren fisyon araştırmaları, nükleer mühendislere, yüksek enerjili nötronlardan kaynaklanan materyal aktivasyonu ve radyasyon hasarıyla nasıl başa çıkacaklarını öğretmiştir. Aynı şey trityumla ilişkili radyoaktivite için de geçerlidir.

Öne çıkan tek sorun trityum tedarikidir. Çözüm, D-T füzyon reaksiyonları bölgesini çevreleyen blanket de trityum üretmektir. Trityumun üretilmesi için en uygun kimyasal element lityumdur. Birinci ilgi nükleer reaksiyonlar şunlardır;



Her iki reaksiyon da trityum üretir ancak ilk reaksiyon enerji üretirken ikincisi enerji tüketir. Ayrıca doğal lityum %7,4 ${}_3\text{Li}^6$ ve %92,6 ${}_3\text{Li}^7$ içerir. ${}_3\text{Li}^7$ 'nin çok daha büyük bir fraksiyonu olmasına rağmen, nükleer veriler, ${}_3\text{Li}^6$ reaksiyonunun başlatılmasının çok daha kolay olduğunu ve sonuç olarak trityumun üretilmesinde hakim olanın bu reaksiyon olduğunu göstermektedir.

${}_3\text{Li}^6$ reaksiyonu ile ilgili olarak, eğer nötron kaybı olmasaydı, füzyonda tüketilen her n, füzyon tarafından üretilen nötron ile çiftleşerek yeni bir T üretecektir ve üretme oranı 1 olacaktır. Ancak pratik bir reaktörde her zaman bazı kaçınılmaz nötron kayıpları vardır. Bu nedenle, bir tür nötron çarpması gereklidir. Denklem (2.17) en kolay, yavaş ve düşük enerjili nötronlarla başlatılır.

Sonuç olarak, ${}_3\text{Li}^6$ 'dan T'nin üretilmesi, yeterli lityum kaynaklarının mevcut olduğu varsayılarak, trityum arzının sürdürülmesi sorununu çözmektedir. Bilinen lityum rezervleri binlerce yıl dayanacak kadar büyüktür. Bu nedenle yakıt mevcudiyeti bir sorun değildir (Freidberg, 2007).

Günümüzün manyetik füzyon cihazlarında (Tokamaklar) gerçekleştirilecek en uygun, ancak en etkili füzyon reaksiyonu, bahsedildiği gibi her ikisi de hidrojen izotopları olan

döteryum (D) ve trityum (T) arasındadır. D-T füzyonu en uygun şekilde elde edilebilir çünkü D-T füzyon reaksiyonlarının çarpışma kesiti en yüksek olanıdır ve en düşük sıcaklıkta gerçekleşir.

Bir çekirdekte protonlar ve nötronlar, çok kısa menzilli nükleer güçlü kuvvet tarafından birbirine bağlanır. Sonuç olarak bağlanma öncelikle hemen komşu nükleonlar arasındadır. Bu nedenle, örneğin bir çekirdeğin içindekiler gibi komşu nükleonlarla tamamen çevrelenmiş nükleonlar, yüzeydekilerden daha güçlü bir şekilde bağlanır. Böylece nükleer bağlanma enerjisi, nükleonları ayırmak için gereken enerjidir.

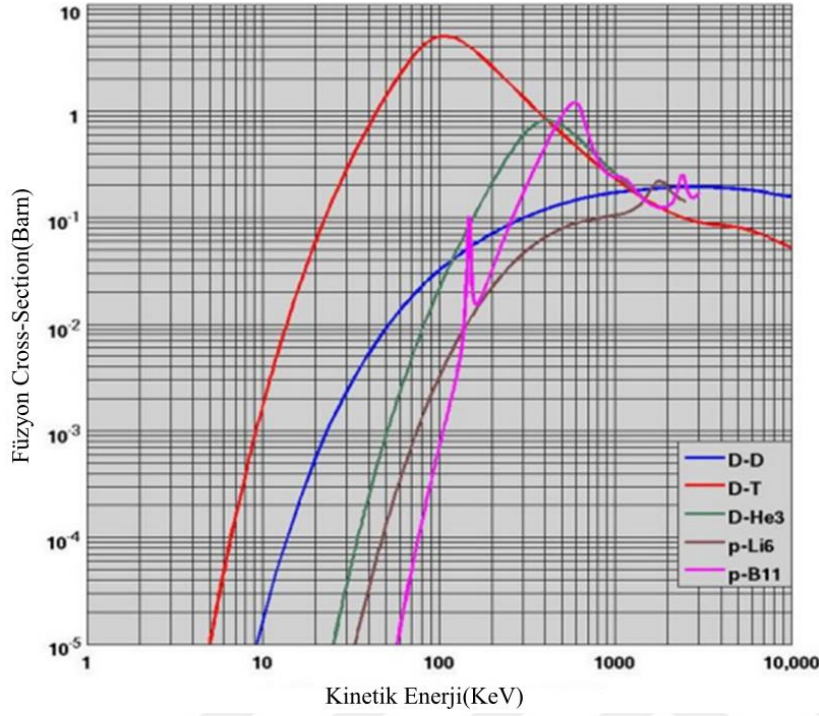
Büyüklüğü, Einstein formülü tarafından verilir. Burada $\Delta E = \Delta mc^2$, Δm çekirdek ile kurucu nükleon kütlelerinin toplamı arasındaki küçük kütle farkıdır ve c , ışık hızıdır. Daha küçük çekirdekler için hacimlerinin yüzey alanına oranı küçük olduğundan, onlar için güçlü kuvvet nedeniyle nükleon başına bağlanma enerjisi genellikle büyük boyutlu çekirdeklerinkinden daha küçüktür. Bunun nedeni, büyük boyutlu çekirdekler için, iç nükleonların komşu nükleonlar tarafından daha tam olarak çevrelenmesi ve nükleon başına bağlanma enerjisinin, tamamen çevrelenmiş bir nükleonunkine karşılık gelen bir sınırlayıcı değere yaklaşmasıdır.

Öte yandan, protonlar arasındaki elektrostatik kuvvet uzun menzillidir ve ters kare yasasını takip eder. Bu nedenle, bir çekirdeğe bir proton eklemek için, zaten çekirdeğin içinde bulunan diğer tüm protonlardan gelen itici elektrostatik kuvvet nedeniyle yaklaşan protonun yaşadığı Coulomb bariyerinin üstesinden gelmek gerekir. Bu iki kuvvet bir çekirdekte karşı karşıya geldiğinden, nükleon başına net sonuçtaki bağlanma enerjisi, genellikle çekirdeğin boyutuyla, demir ve nikel elementlerinin çekirdeğine kadar artar. Bu çekirdeklerin ötesinde, daha ağır çekirdekler için nükleon başına bağlanma enerjisi azalmaya başlar. Daha sonra doğal olarak kararsız, bölünebilir ve radyoaktif olan çok ağır çekirdekler devam eder.

Böylece, 26 proton ve 30 nötron ile demirin en yaygın izotopu olan Fe, 8,790 MeV/nükleon bağlanma enerjisi ile en kararlı çekirdeklerden biridir. Çoğu füzyon ve fisyon zinciri reaksiyonunun son ürünü olarak oluşur.

Döteryum ve trityum çekirdekleri, nükleon başına en düşük bağlanma enerjisine sahip olduklarından, en yüksek füzyon olasılığına sahip olmaları için gereken kinetik enerji en düşüktür. Bu da D-T reaksiyonu ve diğer bazı yaygın füzyon reaksiyonları için Şekil 2.5'te çizilen çarpışma kesit eğrileri ile temsil edilir. Bu şekilde, reaksiyona giren parçacıkların kinetik enerjisi soldan sağa doğru artarken, dikey eksen iki parçacık

arasında bu kinetik enerjiyle bir füzyon reaksiyonu ile sonuçlanan bir çarpışma olasılığını temsil eder.



Şekil 2.5: Bazı elementlerin füzyon tesir kesiti (Al-Haitham, 2014).

Bu nedenle, D-T reaksiyonu yaklaşık 100 keV'de en büyük kesite sahipken, diğer reaksiyonlar için tepe olasılığı çok daha yüksek sıcaklıkta meydana gelir. Aynı zamanda çok daha düşük olasılıklara sahiptirler. Örneğin p-¹¹B reaksiyonları, 642 keV'de yaklaşık 1,2 barn (tepe D-T kesitinden yaklaşık 5 kat daha az) ile en büyük kesite sahiptir. Diğer genel füzyon reaksiyonları ise Tablo 2.2'de gösterilmektedir.

Tablo 2.2: En uygun füzyon reaksiyonlarının listesi (Kikuchi vd., 2012).

D + T	→ ⁴ He (3,5 MeV) + n (14,1 MeV)
D + D	→ T (1,01 MeV) + p (3,02 MeV) (%50) → ³ He (0,82 MeV) + n (2,45 MeV) (%50)
D + ³ He	→ ⁴ He (3,6 MeV) + p (14,7 MeV)
T + T	→ ⁴ He + 2n + 11,3 MeV
³ He + ³ He	→ ⁴ He + 2p

Tablo 2.2'nin devamı.

${}^3\text{He} + \text{T} \rightarrow {}^4\text{He} + \text{p} + \text{n} + 12,1 \text{ (MeV)} \text{ (%51)}$ $\rightarrow {}^4\text{He} (4,8 \text{ MeV}) + \text{D} (9,5 \text{ MeV}) \text{ (%43)}$ $\rightarrow {}^4\text{He} (0,5 \text{ MeV}) + \text{n} (1,9 \text{ MeV}) + \text{p} (11,9 \text{ MeV}) \text{ (%6)}$
$\text{D} + {}^6\text{Li} \rightarrow 2 {}^4\text{He} + 22,4 \text{ MeV}$
$\text{p} + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^4\text{He} (1,7 \text{ MeV}) + {}^3\text{He} (2,3 \text{ MeV})$
${}^3\text{He} + {}^6\text{Li} \rightarrow 2 {}^4\text{He} + \text{p} + 16,9 \text{ MeV}$
$\text{p} + {}^{11}\text{B} \rightarrow 3 {}^4\text{He} + 8,7 \text{ MeV}$

2.2.5.Füzyon yakıtları

D-T reaksiyonun en büyük dezavantajlarından biri, her reaksiyonda 14,1 MeV'lik bir nötron üretimi olduğundan çok arzu edilen füzyon reaksiyonu değildir. Nötronlar, çevreleyen füzyon odasında emilir. Nötron aktivasyonunun metaller üzerindeki etkisi kabaca sertleşmeleri, kırılğan olmaları ve radyoaktif olmalarıdır. Bunun iki önemli etkisi vardır. Birincisi, füzyon cihazlarının vakum odacıklarında düşük aktivasyon malzemelerinin kullanılması gerekli hale gelir. İkincisi, füzyon plazmasını çevreleyen makine bileşenlerinin ömrü ciddi şekilde kısıtlanır. Bu nedenle ilk nesil füzyon cihazları, bunları gerçekleştirmenin kolaylığı nedeniyle D-T reaksiyonlarına bağlı olacak olsa da gelecekteki cihazlar daha az nötron aktivasyonu ile sonuçlanan daha verimli reaksiyonlar kullanılabilir.

ITER gibi birinci nesil tokamak tabanlı füzyon reaktörlerinde, DT parçacıklarının bir karışımı manyetik bir tuzakla sınırlandırılır ve parçacıkların bir kinetik enerji dağılımına sahip olduğu yüksek enerjilere (yaklaşık 10-20 keV ortalama) ısıtılır. Küçük bir kısmı 40 keV'ye ulaşır ve kaynaşır.

Biri T ve proton, diğeri ${}^3\text{He}$ ve nötron ile sonuçlanan iki dalı olan ve her ikisi de 50/50 olasılığa sahip olan D-D reaksiyonudur. T ayrıca bir D-T reaksiyonuna girebilir ve ${}^3\text{He}$ bir D- ${}^3\text{He}$ reaksiyonuna girebilir. Bununla birlikte, T aslında bir döteryum plazmasında tamamen yanar ve enerjisini reaksiyon zincirine daha fazla eklerken, D- ${}^3\text{He}$ reaksiyonları için optimum sıcaklık DD reaksiyonlarından çok daha yüksektir ve genel olarak katkıda bulunması beklenilmemektedir.

Elektron sıcaklığının iyon sıcaklığına hemen hemen eşit olacağı genellikle iyi bir varsayımdır. Bununla birlikte belirli çalışma modlarında, örneğin tokamaklarda,

elektronların iyonlardan önemli ölçüde daha düşük bir sıcaklıkta muhafaza edilme olasılığı vardır. Sıcak iyon modu olarak bilinen böyle bir durumda, şarj sayısından dolayı herhangi bir azalma olmaz. Bu nedenle, D-D reaksiyonları için, herhangi bir parçacık diğer herhangi bir parçacıkla reaksiyona girebildiğinden, 2 kat net kazanç vardır.

Lawson kriter değerleri E_{ch} ile ağırlıklandırılmış reaktivitedir ve D-T reaksiyonunun zorluğuna göre bu reaksiyonlarla ateşlemeyi sağlamanın ne kadar daha zor olduğunun bir göstergesidir. D-T reaksiyonu en yüksek füzyon gücü yoğunluğuna ve elde edilmesi en kolay olmasına rağmen, aynı zamanda en yüksek nötronikliğe de sahiptir. Bu nedenle, D-T reaksiyonları maksimum miktarda nötron korumasına ihtiyaç duyar. Mutlaka düşük aktivasyon malzemeleri kullanmak zorundadır ve kritik makine bileşenleri için ömür sorunlarından muzdariptir.

Öte yandan, D-³He veya p-¹¹B gibi gelişmiş yakıtlar, çok düşük nötronik olma avantajına sahiptir. Örneğin p-¹¹B reaksiyonlarında, p-¹¹B füzyonundaki ara zincirler aracılığıyla küçük miktarlarda nötronlar, gama radyasyonları ve ayrıca bremsstrahlung radyasyonu yoluyla X ışınları üretilir. Benzer şekilde, D-³He reaksiyonları da doğrudan nötron üretmez. Bununla birlikte, bu reaksiyonlar için optimum sıcaklık 50 keV'den fazla olduğu için takip eden D-D reaksiyonları (yarısı) bir triton ve bir proton üretir, diğer yarısı ise bir ³He ve 2,45 MeV nötron üretir. Ayrıca, ortaya çıkan D-T reaksiyonları 14,1 MeV nötronları üretir. D-D reaksiyonları, D yakıt konsantrasyonunun optimal seçilmesiyle azaltılabilse de D-³He reaksiyonlarındaki toplam nötron enerjisi, yüzde birkaçın altına düşürülemez. Çünkü D-³He reaksiyonları nötronik olarak kabul edilemez.

Bununla birlikte, gelişmiş yakıtlar için en büyük sorun, füzyon plazmasını, DT plazmalarına kıyasla çok daha yüksek β değerlerine ve ayrıca yeterince yüksek bir Lawson faktörü elde etmek için çok daha yüksek hapsedme sürelerine ısıtmaya ihtiyaç duymasıdır.

Bunu mümkün kılmak için kararlı konfigürasyonlar için yeni konseptler ve tasarımlar ortaya çıkmadıkça bu sorun, gelişmiş yakıtlara dayalı füzyon reaktörleri için ana engel teşkil edebilir. Ayrıca D-T füzyonundaki enerjinin çoğu, çevreleyen blanketlerde yakalanan nötronlardan çıkarıldığından, ısıyı reaktör blanketlerinden hacimsel olarak çıkarmak zorunda olma avantajına sahiptir. Aksine, düşük (veya sıfır) nötronik füzyon reaksiyonlarına dayalı reaktörlere sahip olmak için, plazma parçacıkları tarafından saptırıcı hedeflere iletilen çok büyük miktarlarda yüzey ısısı elde etmek gerekir. Tabii ki, bu füzyon reaksiyonlarının yüksek sıcaklıklarında, mikrodalga aralığında senkrotron radyasyonu yoluyla önemli miktarda plazma enerjisi de yayılır ve bu mikrodalga

radasyonunu yakalayıp elektriğe dönüştürmek için teknolojilerin geliştirilmesi mümkün olmalıdır. İlk füzyon reaktörleri, kolayca elde edildiğinden D-T füzyonuna dayanacak olsa da gelecekteki füzyon cihazları daha yenilikçi yakıtlar kullanabilir (Kikuchi vd., 2012).

2.3.Nükleer Füzyon Şartları

2.3.1.Füzyon gerçekleşmesi

İlk etapta füzyon, güneşin ve diğer yıldızların enerji kaynağıdır. Güneşin yakıtı döteryum değil, sıradan hidrojenidir. Bir dizi nükleer reaksiyonda, dört hidrojen çekirdeği bir helyum çekirdeği oluşturmak üzere birleştirilir.

Laboratuvar deneyleri, nükleer füzyonun döteryum ile elde edilebileceğini göstermiştir. Döteronlar, siklotron veya benzeri bir makine gibi yüklü bir parçacık hızlandırıcısında yüksek hıza (ve kinetik enerjiye) hızlandırılabilir. Bu döteronlar, döteryum içeren katı bir hedefe çarparsa, füzyon reaksiyonları meydana gelir fakat hızlandırılmış döteronlar ile hedeftekiler arasındaki çarpışmaların sadece çok küçük bir kısmı füzyona yol açar. Çarpışmaların büyük çoğunluğunda, çarpan döteron sadece saptırılır (dağılır) ve aynı zamanda enerjisinin bir kısmını kaybeder. Daha sonra esasen başka bir döteron ile kaynaşamaz hale gelir. Gerçekte, hızlandırılmış döteronların enerjisinin çoğu hedefte ısı olarak kaybolur. Sonuç olarak, döteronları hızlandırmak için, meydana gelen az sayıdaki füzyon reaksiyonları tarafından üretilenden çok daha fazla enerji harcanır. Hızlandırma prosedürü, enerjinin pratik olarak serbest bırakılması için bir temel olmasa da iki döteryum çekirdeği arasındaki füzyonun mümkün olduğunu gösterir.

2.3.2.Füzyon reaksiyonları için gereksinimler

Kontrollü nükleer füzyonun nasıl gerçekleştirilebileceğini görmek için temel gereksinimleri incelendiğinde, ilk olarak iki hafif çekirdek, etkileşime izin verecek kadar yakın gelmelidir. Her çekirdek pozitif bir elektrik yükü taşıdığından, iki çekirdek birbirine yaklaştıkça birbirini daha fazla itmektir. Sonuç olarak, çekirdeklerin etkileşime girebilmesi için, onları ayrı tutma eğiliminde olan elektrostatik itme kuvvetinin üstesinden gelinmesi gereklidir. Bu sebeple yeterli başlangıç enerjisine sahip olmaları gerekmektedir. İtme kuvvetinin büyüklüğü, iki çekirdek üzerindeki elektrik yükleri ile artmaktadır. Bu kuvveti küçük tutmak için etkileşen çekirdekler mümkün olan en düşük yüke sahip olmalıdır.

Dünyadaki füzyon reaksiyonları için bariz seçim bir tür hidrojenidir. Aynı zamanda ucuz ve bol olması da elbette bir avantajdır. Sonraki izotop, ^2H veya daha yaygın olarak D sembolü ile temsil edilen, kütle numarası iki olan döteryumdur. Daha önce bahsedildiği gibi tüm doğal sularda bulunur ve çok fazla zorluk çekmeden çıkarılabilir. Son olarak, ^3H veya T ile temsil edilen, kütle numarası üç olan trityum vardır. Bu izotop radyoaktiftir ve doğada çok nadir bulunur. Ancak nötronların Lityum çekirdekleri ile etkileşimi ile yapılabilir.

2.3.3. Döteryum ve trityum füzyon

Bir önceki bölümlerde bahsedildiği gibi, döteronlar ve tritonlar ile füzyon süreçleri, onları enerjinin uygun bir oranda serbest bırakılması için makul olarak olası kaynaklar haline getirecek kadar hızlı gerçekleşir. Bu nedenle bu izotoplar en pratik füzyon yakıtlarıdır. Döteryumun düşük maliyeti ve bulunabilirliği nedeniyle bu izotopun tek başına kullanılması tercih edilir. Füzyon süreci daha sonra sadece döteronları içerecektir. Kabaca eşit olasılıklarla meydana gelen bu tür iki reaksiyon şu şekildedir.



Burada n bir nötronu temsil eder. Enerji salınımı, milyon elektron volt (MeV) birimleriyle ifade edilir. Bu iki reaksiyondan birincisinde ürünler bir helyum-3 çekirdeği ve bir nötron, ikincisinde ise bir triton ve bir hidrojen çekirdeğidir. Bu şekilde oluşan triton daha sonra başka bir döteron ile oldukça hızlı bir şekilde reaksiyona girebilir. Yani, bir helyum-4 çekirdeği ve bir nötron oluşumuna ve ayrıca 17,6 MeV'lik büyük enerji salınımına yol açar.



2.3.4. Yüksek enerji gereksinimi

Dikkate alınması gereken bir sonraki nokta, çekirdeğe itici kuvvetlerin üstesinden gelmelerine izin vermek için yeterli enerjinin nasıl verileceğidir. Bunun için bir hızlandırıcı ve sağlam bir hedef kullanılmaktadır. Ancak bu prosedürün pratik değeri olamayacak kadar çok enerji harcadığı görülmüştür.

Çekirdeğe enerji sağlamanın bir başka yolu, füzyona girecek olan izotop (döteryum) veya izotoplardan (döteryum ve trityum) oluşan bir gazın sıcaklığını yükseltmektir. Bir atomun (veya çekirdeğin) kinetik enerjisi, mutlak sıcaklığıyla orantılıdır. Bu nedenle, füzyon reaksiyonlarının meydana gelmesine izin vermek için yeterince yüksek bir sıcaklığa

ulařmak yalnızca bir meseledir. Bu tam olarak güneřte olan řeydir. İlk bakıřta, durumun parçacıkların hızlandıđı duruma biraz benzer olduđu görünmektedir. Bununla birlikte, çekirdekler, kaçamayacakları řekilde bir řekilde sınırlandırılırsa, sonuçlar çok farklı olmaktadır.

2.4.Plazmalardaki Termonükleer Reaksiyonlar

2.4.1.Termonükleer reaksiyonlar

Yüksek sıcaklıklar vasıtasıyla meydana gelen füzyon reaksiyonlarına termonükleer reaksiyonlar denir.

Denge enerji dağılımı teorik olarak hesaplanabilir ve çekirdeklerin çođunun en olası değere yakın enerjilere sahip olmasına rağmen, her zaman bazılarının daha düşük ve diđerlerinin daha yüksek enerjili olduđu bulunmuřtur. Termonükleer füzyon reaksiyonlarının büyük çođunluđundan sorumlu olan, ortalamadan çok daha yüksek olan bu yüksek enerjilere sahip nispeten küçük çekirdek oranıdır.

Çok yüksek sıcaklıkların kullanılması yoluyla termonükleer yaklařım, kontrollü füzyon için en umut verici gibi görünmektedir. Gereken gerçek sıcaklık, kullanılmakta olan belirli füzyon reaksiyonuna bađlıdır. Ölçülen tesir kesitlere dayalı hesaplamalardan ve kısaca açıklanacak diđer hususlardan, döteryum ve trityumun nükleer füzyonu yoluyla enerji salımı için bir sistemin yaklařık 100 000 000 °K sıcaklıkta çalışması gerektiđi belirlenmiřtir. Tek başına döteryum füzyonu daha da yüksek sıcaklıklar gerektirecektir. Bu nedenle, yeryüzünde yararlı termonükleer füzyon reaksiyonlarının meydana gelebilmesi için, güneřin 15 000 000 °K değerinden çok daha yüksek olan olađanüstü yüksek sıcaklıklara ulařılması gerektiđi açıktır.

2.4.2.Plazma

Hidrojen atomları çok yüksek sıcaklıklarda elektronlarından ayrılırlar. Tamamen pozitif yüklü çekirdekler (iyonlar) ve serbest negatif elektronlardan oluřan böyle bir gazın yüksek oranda iyonize olur. Yüksek derecede iyonize bir gaza genellikle plazma denir. Bir plazmanın serbest pozitif iyonlar ve serbest negatif elektronlar içermesine rağmen, pozitif ve negatif elektrik yüklerinin sayısının tam olarak dengelendiđi ve bir bütün olarak plazma, nötrdür.

2.4.3.Kritik ateşleme sıcaklığı

Füzyon yoluyla faydalı enerji üretecek bir reaktörde, termonükleer reaksiyonların önemli bir oranda gerçekleşmesi için enerji sağlanmalıdır. Plazmada yeterli derecede sıcaklığa ulaşıldığında, reaktörü çalışma durumuna getirmek için en azından başlangıçta sağlanan miktara eşit füzyon yoluyla geri kazanılabilir enerji üretecek kadar uzun süre muhafaza edilmelidir.

Bir yanda füzyon yoluyla bir plazmada enerji üretiminin hızı ve diğer yanda radyasyonla enerji kaybının bir dizi sıcaklık üzerinden hesaplanması yapılmıştır. Daha düşük sıcaklıklarda, radyasyon kaybı hızı, enerji üretim hızından daha büyüktür ve kendi kendini idame ettiren bir reaksiyon mümkün olmaz. Sıcaklık arttıkça her iki hız da artar ancak enerji üretimi radyasyon kaybından daha hızlı artar. Bu nedenle, kritik tutuşma sıcaklığı olarak adlandırılan belirli bir sıcaklığın üzerinde, füzyonla kaybedilenden daha fazla enerji üretilir. Bu sıcaklıkta, önemli miktarlarda füzyon enerjisi üretmek için bir sistemde daha yüksek bir çalışma sıcaklığına ihtiyaç duyulmasına rağmen, teorik olarak kendi kendini idame ettiren bir füzyon reaktörü mümkündür. Pratik amaçlar için, döteryum-trityum reaksiyonu için minimum çalışma sıcaklığı yaklaşık 100 000 000 °K ve tek başına döteryum füzyonu için yaklaşık 500 000 000 °K olarak düşünülmüştür.

Kritik ateşleme sıcaklıklarının türetilmesinde kullanılan enerji kaybı hesaplamaları, enerjinin yalnızca bremsstrahlung'dan, yani plazmada hızla hareket eden yüklü parçacıklar, özellikle iyonlarla etkileşime giren elektronlar arasındaki yavaşlayan etkileşimlerden kaynaklanan radyasyondan oluştuğu varsayımına dayanmaktadır.

2.4.4.Kapatma ihtiyacı

Şimdilik, 100 000 000 °K veya daha yüksek bir sıcaklıkta bir döteryum - trityum plazmasının nasıl üretileceğini bilindiği varsayılırsa, böyle bir plazma nasıl hapsedileceği düşündürücü bir konudur. Bir füzyon reaktöründe plazma ile plazmayı içinde bulunduran kap birbiri ile temas ederse plazma sönümlenir.

Bunun sebebi, çekirdeklerin kabın duvarlarına çarptıklarında enerji kaybından kaynaklanmaktadır. 100 000 000 °K sıcaklıkta, bir plazmadaki çekirdekler (ve elektronlar) saniyede birkaç bin mil ortalama hızlarda her yöne rastgele hareket eder. Sonuç olarak, bir saniyenin küçük bir bölümü içinde, tüm parçacıklar kapsayıcı kabın duvarlarına çarpacaktır ve esasen tüm kinetik enerjilerini kaybederler. Başka bir deyişle, plazma hızla soğutulur. Yüksek sıcaklıktaki plazma anında üretilbilse bile, önemli sayıda füzyon reaksiyonunun gerçekleşmesine izin verecek kadar uzun sürmez.

Bu nedenle, plazma parçacıklarının muhafaza kabının dalgalarına çarpmasını önlemek için bir yöntem bulunmalıdır. Bu bağlamda, çekirdekler ve elektronlar tarafından taşınan elektrik yükleri avantaj sağlamak için kullanılabilir. Yüklü parçacıkların manyetik alanın kuvvet çizgilerini geçmesi zordur. Bu nedenle bir plazma, uygun formdaki bir manyetik alan tarafından sınırlandırılabilir.

2.4.5. Manyetik sınırlama ve plazma yoğunluğu

Normal bir gaz olan bir plazma, mevcut parçacıkların hareketinden gelen bir basınç uygular. Bu basınç, mutlak sıcaklık ve parçacık yoğunluğuyla orantılıdır. Bir manyetik alan tarafından sınırlandırılabilen maksimum plazma basıncı, manyetik alanın gücüne bağlıdır. Manyetik alan kuvvetinin pratik bir sınırı olduğundan, sınırlandırılabilen plazmanın parçacık basıncına karşılık gelen bir limit vardır. Sıcaklıklar aşırı derecede yüksek olduğundan, partikül basıncını belirleyen diğer faktör olan plazma partikül yoğunluğunun, plazma basıncı limitini aşmaması için kaçınılmaz olarak düşük olması gerekmektedir.

Bir füzyon reaktörünün birim hacmi başına enerjinin üretileceği hız, parçacık yoğunluğu ile artar. Bu nedenle, enerjinin faydalı bir oranda serbest bırakılması için yoğunluğun çok düşük olmaması gerekir. Öte yandan, nükleer füzyon enerjisinin serbest bırakıldığı kadar hızlı bir şekilde ortadan kaldırılamayacağı (ve kullanılamayacağı) kadar yüksek olmamalıdır. Hem manyetik alan kuvveti hem de ısı uzaklaştırma dikkate alındığında, kontrollü bir füzyon sistemindeki plazmanın muhtemelen santimetreküp başına 10^4 ila 10^6 parçacık yoğunluğuna sahip olacağı ileri sürülmektedir. Bir döteryum-trityum füzyon reaktöründe ulaşılması gereken sıcaklıklarda, santimetre küp başına 10^{15} parçacıklık bir yoğunluk, inç kare başına yaklaşık 200 poundluk bir basıncı temsil edecektir.

2.4.6. Lawson kriteri

Sıcaklık ve plazma partikül yoğunluğu özelliklerine ek olarak, bir füzyon reaktörü başka bir koşulu sağlamalıdır. Bu, 1957'de İngiltere'de JD Lawson tarafından ilk kez belirtildiği için Lawson kriteri olarak bilinir. Kendi kendini idame ettiren bir sistemde, reaksiyona giren çekirdeklerin yeterli geri kazanılabilir enerji üretecek kadar uzun süre hapsedilmesi gerekliliğine dayanır. Kriter, ürün $n\tau$ olarak ifade edilir. Burada n , plazma yoğunluğudur. τ , bu yoğunluktaki plazmanın manyetik alan tarafından sınırlandırılabilen zamandır. Pratik bir füzyon reaktörü için $n\tau$, D-T reaksiyonu için yaklaşık 10^{14} ve D-D reaksiyonları için yaklaşık 10^{16} 'yi aşmalıdır.

Lawson kriteri, partikül yoğunluğu ve hapsedme süresinin bir ürünü olduğundan, karşılanabileceği bir dizi koşul vardır. Örneğin yoğunluk, santimetre küp başına 10^{14} partiküllerin alt pratik sınırındaysa, bir döteryum-trityum sistemindeki yüklü parçacıkların hapsedilme süresi 1 saniyeyi geçmelidir. Santimetre küp başına yaklaşık 10^{16} parçacık olan üst sınır, hapsedme süresinin yalnızca saniyenin 0,01'inden (yani yüzde biri) daha uzun olması gerekmektedir.

Tek başına döteryum için gereken sıcaklık daha yüksektir ve hapsedme süresi, bir döteryum ve trityum karışımından daha uzundur. Bu nedenle, bir döteryum füzyon reaktörünün tasarlanmasının, döteryum ve trityuma dayalı bir reaktör tasarlamaktan daha zor olacağı açıktır. Pratik kontrollü füzyona ilk önce D-T reaksiyonu yoluyla ulaşılabileceğine dair daha önce yapılan açıklamanın nedeni budur. Tablo 2.3, füzyon reaktörleri için gereken temel gereksinimleri göstermektedir.

Tablo 2.3: Füzyon reaktörleri için temel gereksinimler (Glasstone, 1974).

Reaksiyon	Minumum Sıcaklık (°K)	Parçacık Yoğunluğu (per cm ³)	Minumum Hapsedme Süresi (saniye)
D-T	100 000 000	$10^{14} - 10^{16}$	1 – 0,01
D-D	500 000 000	$10^{14} - 10^{16}$	100 - 1

2.4.7. Beta'nın önemi

Plazmayı sınırlayan bir manyetik alan, plazma üzerinde etkili bir şekilde basınç uygular. Plazma partikül basıncının manyetik alandan kaynaklanan basınca oranı beta olarak adlandırılır. Böylece beta;

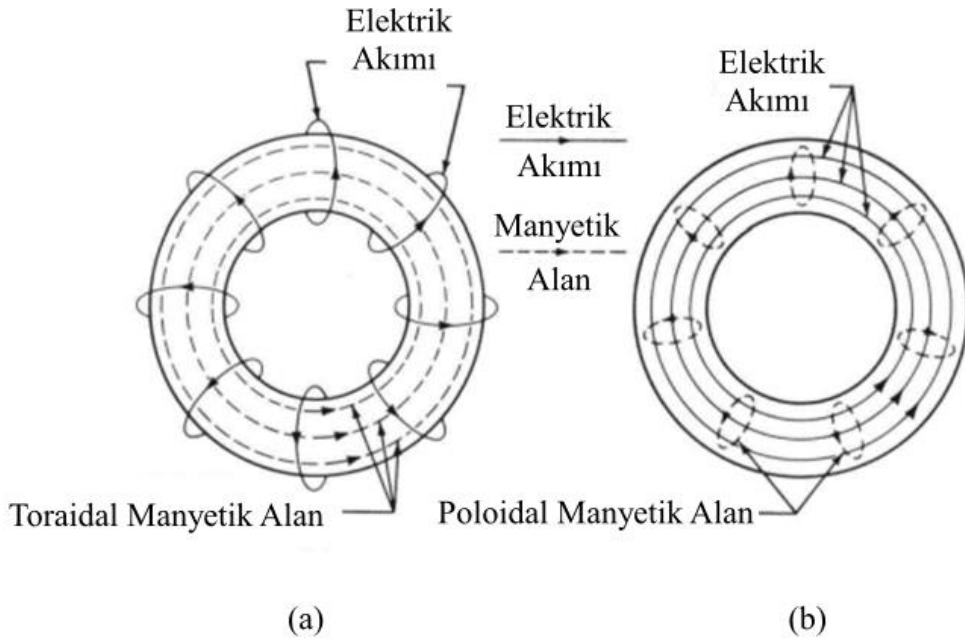
$$beta = \frac{plazma\ partikül\ basıncı}{manyetik\ alan\ basıncı} \quad (2.21)$$

Kapalı bir plazma için beta değeri, plazma basıncı manyetik basınca eşit olduğunda 1'den, plazma basıncı çok düşük olduğunda neredeyse sifıra kadar değişebilir. Manyetik hapsi mümkün olması için beta, birliğini aşmamalıdır. Aksi takdirde plazma manyetik alandan hemen kaçır. Kontrollü füzyonla bağlantılı olarak incelenen plazmalar iki geniş kategoriye ayrılır. Bunlar, Beta'nın genellikle 0,5 veya daha fazla olduğu yüksek beta ve beta'nın yaklaşık 0,2 veya daha az olduğu düşük betalardır.

2.4.8. Plazma difüzyonu

Parçacık çarpışmalarından kaynaklanan en basit plazma difüzyonu tipine klasik difüzyon denir. Bu difüzyonun bir sonucu olarak sınırlayıcı bir manyetik alandan plazma kaybı

önlenemez ancak hesaplamalar etkinin ciddi olmadığını göstermektedir. Ayrıca, manyetik alan kuvvetinin artmasıyla, yüklü parçacıkların alan çizgileri etrafındaki spiral yolları daralır ve çarpışmalar daha az sıklıkta olur. Bu nedenle, plazmayı sınırlamak için güçlü bir manyetik alanın kullanıldığı çalışan bir nükleer füzyon reaktöründe, klasik difüzyondan kaynaklanan kayıpların önemli olmayacağı beklenmektedir. Şekil 2.6, bir toroidal ve poloidal manyetik alanı göstermektedir.



Şekil 2.6: (a)'da bir toroidal manyetik ve (b)'de bir poloidal manyetik alan (Glasstone, 1974).

Sınırlayıcı manyetik alandaki düzensizlikten kaynaklanan plazma kaymasını en aza indirmek için kullanılan şemalar da difüzyon hızını etkileyebilir. Bu şemalar genellikle, net alan kuvvetinde yerel değişikliklere yol açan toroidal ve poloidal manyetik alanların bir kombinasyonunu içerir. Bazı durumlarda bu tür varyasyonlar, yüklü parçacıkların alan çizgileri boyunca hareket etmesine izin vererek plazma difüzyon hızını artırabilir. Difüzyon hızları klasik difüzyondan önemli ölçüde daha yüksek olmasına rağmen, yine de yararlı bir füzyon reaktörünün çalışmasını engelleyecek kadar yüksek olarak kabul edilmezler.

2.4.9. Plazma kararsızlıkları

Manyetik alandaki bir plazma kararsız olma eğilimindedir. Sonuç olarak, kırılabilir ve alan tarafından hapsedilmekten kurtulabilir. Plazma kararsızlıkları temel olarak elektrik yüklü parçacıkların varlığından kaynaklanır. Hareketleriyle üretilen elektrik ve manyetik alanlar, parçacıkların toplu bir şekilde hareket etmesine neden olur. Bu tür bir toplu

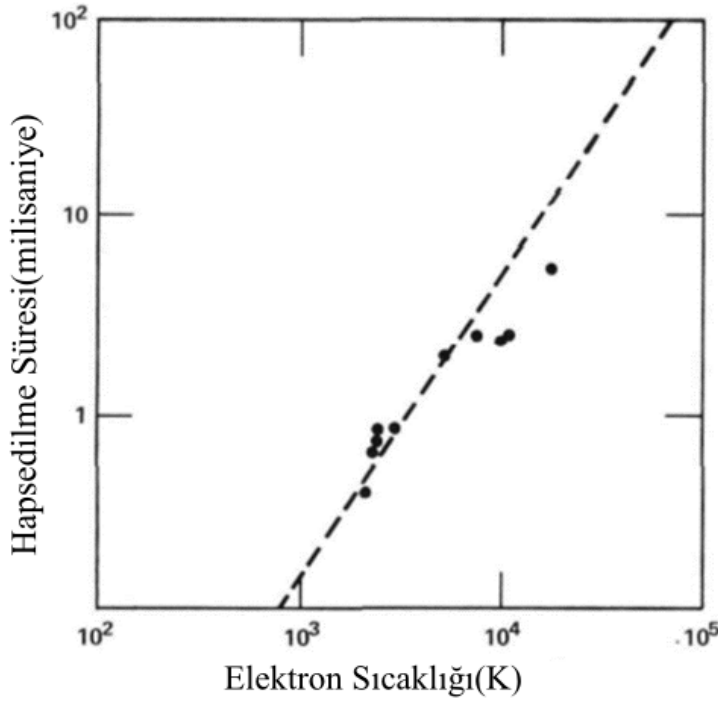
eylemin bir örneđi, düzgün olmayan bir manyetik alanda bir plazmanın sürüklenmesidir. Benzer toplu etkiler plazma kararsızlıklarına yol açar. Bu kararsızlıklar, büyük hidromanyetik kararsızlıklar ve daha yerelleştirilmiş mikro istikrarsızlıklar olarak adlandırılan iki geniş kategoriye ayrılır.

Bir manyetik alanda bir plazmanın küçük bir yer deđiştirmesinin meydana geldiđini varsayaldığında, sistem orijinal durumu geri yükleyecek şekilde tepki verirse, kararlıdır. Bununla birlikte, hidromanyetik (veya büyük) bir kararsızlık durumunda, plazma düzelmez, ancak yer deđiştirmenin büyüklüğü hızla artar. Tüm plazma daha sonra parçalanabilir ve güçlü bir manyetik alandan bile kaçabilir.

2.4.10.Hapsedilme sürelerini etkileyen faktörler

Bir plazmanın belirli bir manyetik alan düzenlemesi tarafından sınırlandırılabilceđi süre, Lawson kriterindeki faktörlerden biridir. Kapatma süresinin mümkün olduđu kadar uzun olması arzu edilir ve bu çeşitli plazma difüzyon tiplerinin minimumda tutulması anlamına gelmektedir. Difüzyon hızları ve dolayısıyla hapsedilme süreleri, manyetik alan kuvveti, plazma sıcaklığı ve muhafaza odasının boyutları gibi nicelikler deđiştirilerek, deđiştirilebilir. Bohm difüzyonu meydana geldiğinde, sıcaklıkla birlikte artar ve böylece daha yüksek sıcaklıklarda daha kısa hapsedilme sürelerine yol açmaktadır. Bununla birlikte, yüklü parçacık ortalama serbest yolu kapsayıcı kabın boyutlarına kıyasla uzunsu Bohm difüzyonundan kaçınılabileceđi görülmektedir. Yüksek sıcaklıklar ve düşük yoğunluklar, ortalama serbest yolda bir artışa ve dolayısıyla Bohm difüzyonunda bir azalmaya yol açmaktadır.

Plazma boyutlarına kıyasla uzun olan ortalama serbest yollarla sonuçlanan koşullar altında, neoklasik difüzyon baskındır ve sıcaklık yükseldikçe hapsedilme süresi belirgin şekilde artmaktadır (Şekil 2.7). Manyetik alan gücündeki artış, tüm difüzyon türleri için plazma hapsedilme süresini artırır ve nispi artış, klasik ve neoklasik difüzyon için Bohm difüzyonundan daha fazladır. Bu gerçekler, bir plazmayı çok yüksek bir sıcaklıkta sınırlamak için güçlü bir manyetik alan kullanılacaksa, bir füzyon reaktöründe manyetik alan çizgileri boyunca difüzyondan kaynaklanan kayıpların neden küçük bir öneme sahip olmasının beklendiđini açıklamaktadır (Glasstone, 1974).



Şekil 2.7: Elektron sıcaklığının bir fonksiyonu olarak plazma hapsi süresi (Glasstone, 1974).

2.4.11. Radyasyon ve tesis mevcudiyeti nedeniyle malzeme hasarı

Birçok nükleer ve kömür santrali temel yük santralidir. Bu santraller nadiren ve önceden planlanmış bir zamanda bakım gerektirirler. Buna göre, yüksek düzeyde nötron radyasyonuna maruz kalan bileşenlerin dayanıklılığı, füzyon reaktörü tasarımı ve malzeme seçiminde önemli bir kısıtlamadır. Füzyon reaktörünün plazmaya bakan iki ana bileşeni özellikle savunmasızdır. Bunlar birincil duvar ve sapırtıcıdır. Yapısal bütünlüklerini kaybetmeden değiştirilmeleri gerekir ve bu tür değiştirmeler sık sık yapılmamalıdır.

Yapısal malzemelerin füzyon nötronları tarafından bombardımanı, atomları malzemenin kristal yapısındaki ilk konumlarından uzaklaştırır ve ayrıca bu bölgelerde helyum gazı oluşturan nükleer reaksiyonlara neden olmaktadır. Hem yer değiştirme hem de helyum üretimi kademeli olarak yapısal bütünlüğü azaltır ve kırılabilirlik yaratmaktadır. Yapısal hasar, "atom başına yer değiştirme" adı verilen bir parametre ile ölçülmektedir. Bir füzyon reaktöründeki çelik, her yıl atom başına 15 yer değiştirme yaşayabilmektedir. Bu yer değiştirmeler, bir atomu orijinal konumuna geri göndererek öncekilerin etkilerini geri alan sonrakileri içerebilmektedir (Chou vd., 2016).

2.5.Füzyon Reaktör Cihazları

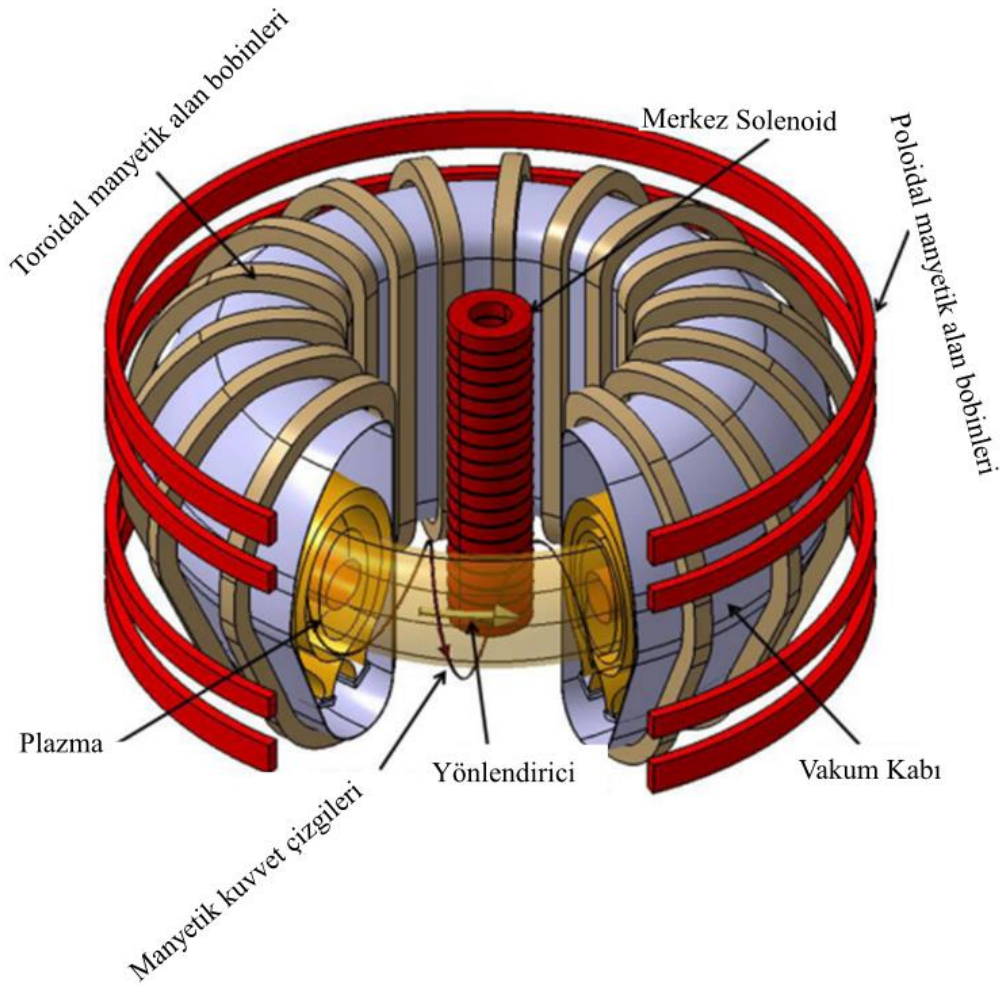
Dünya üzerinde füzyonu başarmak için, yeterince yüksek sıcaklık ve yoğunluğa sahip füzyon reaktanlarından bir plazma oluşturmak ve ayrıca onu çevreleyen malzeme duvarlarından yeterince uzun bir süre uzakta tutmak gerekmektedir. Bunu başarmak için iki ana yaklaşım vardır. Bunlar manyetik hapsetme ve eylemsiz hapsetmedir. Manyetik sınırlandırma füzyonu, iki yaklaşımdan daha gelişmiş olanıdır ve şu anda, özellikle plazmayı uzun süreler boyunca sabit bir durumda tutabildikleri için, bu konseptte dayalı gelecekteki füzyon reaktörlerini geliştirmek için en umut verici yoldur.

Manyetik sınırlandırma füzyon deneylerinin ana türleri tokamaklar, stelleratörler, ters alan tutamları (RFP), sferomaklar, ters alan konfigürasyonları (FRC) ve manyetik aynalardır.

2.5.1. Manyetik hapsetme füzyonu

Manyetik hapsetme füzyonunda, manyetik şişe adı verilen özel olarak tasarlanmış bir manyetik alan konfigürasyonunda onları malzeme duvarlarından uzaklaştırmak için yüklü plazma parçacıklarının elektromanyetik özelliklerinden yararlanılmaktadır. Bu, sabit bir manyetik alanın, bir plazmadaki yüklü parçacıkların manyetik kuvvet çizgileri boyunca hareketini önemli ölçüde kısıtlama ve bu parçacıkların bunlar boyunca serbestçe hareket etmelerine izin verme yeteneğinden yararlanılmaktadır. Manyetik hapsetme füzyonu alanındaki araştırma ve geliştirme, çeşitli hapsetme konfigürasyon konseptlerinin ortaya çıkmasına neden olmuştur.

Plazma parçacıklarını manyetik alan çizgileri boyunca yakalamanın en başarılı yolu, tokamak konseptine dayalı manyetik hapsetme füzyonu ile sağlanmıştır. Bir tokamakta plazma, özel olarak tasarlanmış bir manyetik alan konfigürasyonu yoluyla bir torus veya bir simit şeklinde oluşturulur. Böyle bir konfigürasyon örneğin, Şekil 2.8'de şematik olarak gösterildiği gibi, bir torus biçimindeki bir solenoidal halka benzeri bobin seti etrafında döndürülerek oluşturulabilir. Böylece bir toroidal manyetik alan oluşturulabilir. Bununla birlikte alan çizgilerinin eğriliği, iyonlar ve elektronlar için bir yük ayrımına yol açan zıt parçacık sürüklenmeleri ürettiğinden, tamamen toroidal bir manyetik alan plazma parçacıklarını sınırlayamaz. Bunun sonucunda oluşan elektrik alanı, plazmanın duvarlarda hızlı bir şekilde kaybolmasına yol açar (Kikuchi vd., 2012).



Şekil 2.8: Bir tokamak şeması (Kikuchi vd., 2012).

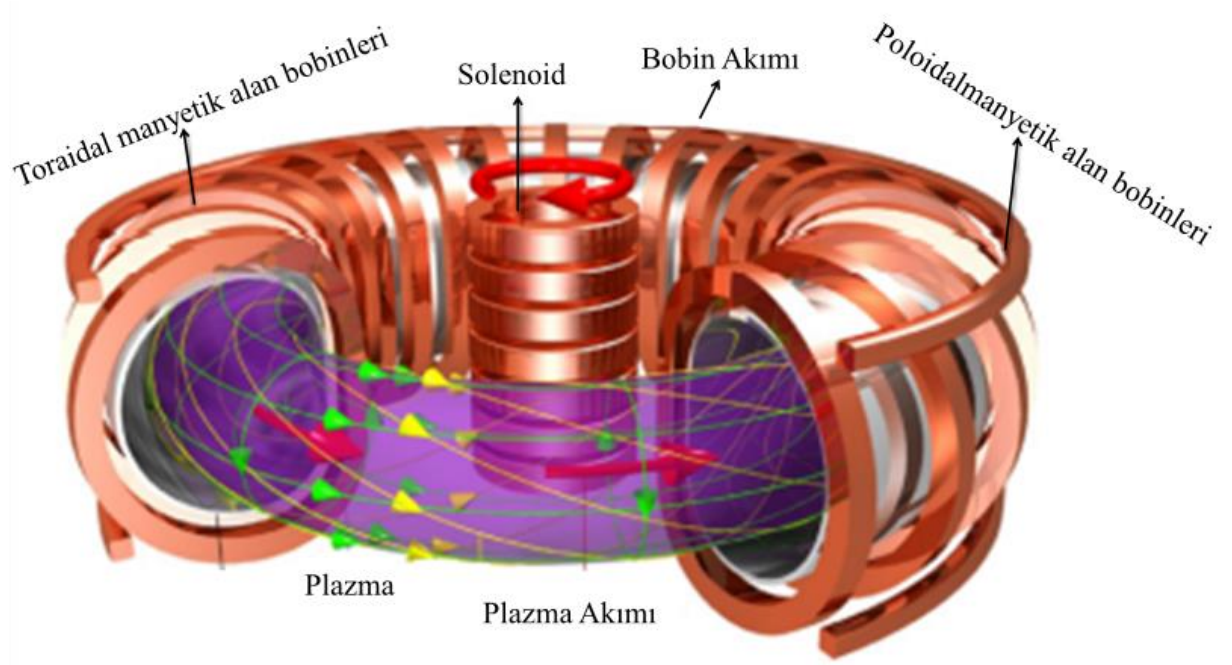
2.5.1.1. Tokamaklar

Bugün araştırılan plazma hapsi için temel konfigürasyonlar, torus olarak adlandırılan bir simit şekline sahiptir. Torus üzerinde toroidal ve poloidal olmak üzere iki farklı yön vardır. Toroidal alan mıknatısları toroidal yönde manyetik alanlar, poloidal alan mıknatısları ise poloidal yönde manyetik alanlar üretmektedir (URL-1, 2021). Toroidal ve poloidal manyetik alanların kombinasyonu, plazmayı katı yüzeylerden uzaklaştırarak sınırlandırmaktadır.

Füzyon araştırması iki toroidal konfigürasyona odaklanmaktadır. Bunlar tokamak ve stelleratördür. Tokamaklar, daha iyi hapsedme ve daha yüksek sıcaklıklar elde edebildiğini kanıtlayarak baskın tasarım haline gelmiştir. Bu tez kapsamında ele alınan ITER bir tokamak tabanlı füzyon reaktörüdür.

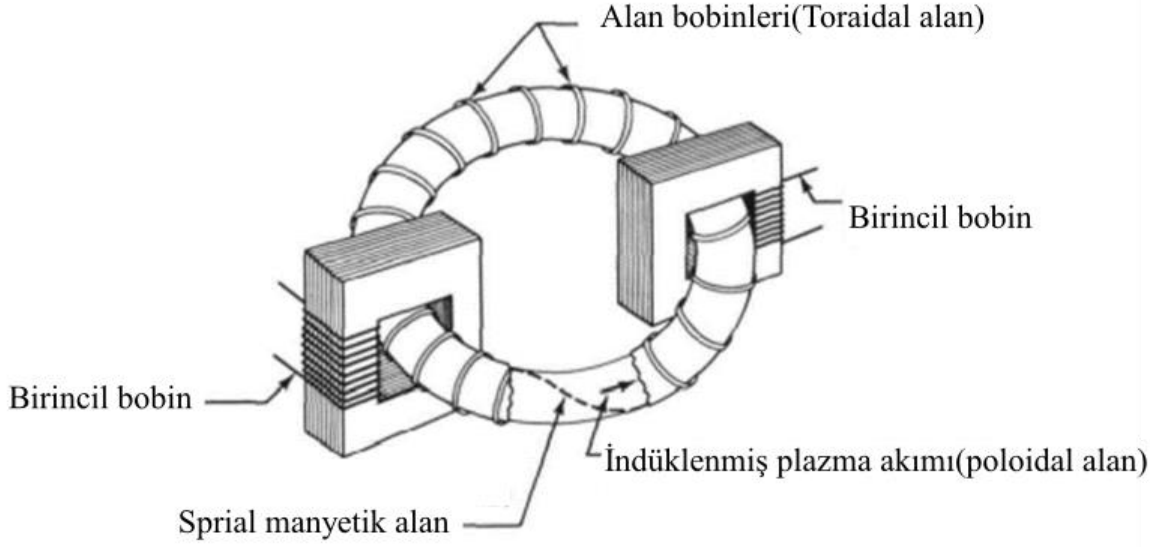
Şekil 2.9, genel bir tokamak içinde bir plazmayı sınırlayan karmaşık mıknatıs dizisini göstermektedir. Tokamak, toroidal ve poloidal mıknatıslarına ek olarak, solenoid adı verilen halka deliğinden geçen merkezi bir yapıya sahiptir. Solenoidin bobinlerindeki

akım deęiřtięinde, plazmanın akımını alıřtıran bir voltajı indükler. ITER tokamak, 13 metre yüksekliğinde ve 1 000 ton aęırlığında bir merkezi solenoidin yanı sıra D-řekilli toroidal alan bobinine ve altı halka řeklinde olacaktır (Chou vd., 2016).



řekil 2.9: Tokamak reaktöründe manyetik bobinler ve alanlar (Chou vd., 2016).

SSCB'den kontrollü füzyon için önemli sonuçların bildirildięi yaklaşık 1969'dan beri, tokamak kavramına yaygın bir ilgi vardır. Tokamak hem stabilize Z tutam hem de stelleratör özelliklerine sahip düşük beta toroidal bir sistemdir. Plazma metal duvarlı bir simit içinde bulunur. Toroidal ve poloidal alanlardan ilki, simitin etrafını saran bobinler ve ikincisi simit etrafında akan bir akımı indüklemek suretiyle uygulanmaktadır. Stabilize edilmiş düşük beta sıkıřtırma sistemine benzer fark, iki manyetik alanın görelide güçlerinde yatmaktadır. Tokamakta toroidal alan, poloidal alandan ok daha güçlüdür. Tokamak, manyetik alanın bükülmesiyle stellereatöre benzerdir.

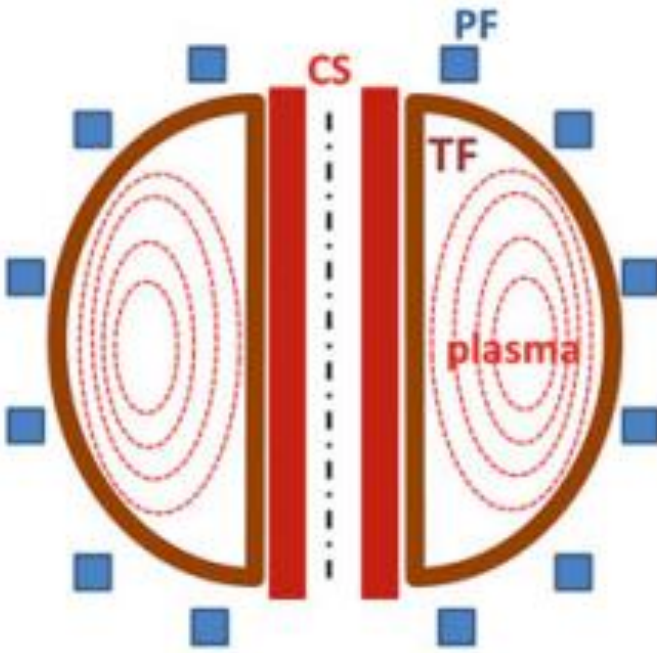


Şekil 2.10: Ortak bir Tokamak türünün temsili (Glasstone, 1974).

Tokamak deneylerinde elde edilen sıcaklıklar, hesaplanan plazma direnci değerlerinden beklenenden daha yüksek olmuştur. Bu anormal direnç, muhtemelen plazmadaki mikro istikrarsızlıklardan dolayı küçük türbülansa atfedilir. Şekil 2.10, ortak bir tokamak türünün temsili göstermektedir.

Tokamak kavramı, kontrollü nükleer füzyon için umut verici bir yaklaşım gibi görünse de hala çözülmesi gereken birçok sorun vardır. Lawson $n\tau$ ürününü en az yüz kat artırma sorunu açıktır ve dikkate alınması gereken iki tane daha vardır. Birincisi, direnç ısıtması ile ulaşılabilen plazma sıcaklığı, kısmen yüksek sıcaklıklarda plazma direncindeki azalma ve kısmen de mevcut güç üzerindeki Kruskal-Shafranov limitinden dolayı muhtemelen en fazla 10 000 000 °K'dir. Bu nedenle, bir nükleer füzyon reaktörü için gereken sıcaklıklara ulaşmak için daha fazla ısıtma gerekli olacaktır.

İkinci bir büyük sorun, bir tokamak cihazındaki çok düşük beta değerleriyle ilişkilidir. Düşük betada, bir reaktörün birim hacmi başına üretilen füzyon enerjisi de düşük olacaktır. Bu nedenle, beta değeri ne kadar küçükse, belirli bir miktarda güç üretmek için tasarlanmış bir reaktörün o kadar büyük olacağı anlamına gelir. Ayrıca beta düşük olduğunda, senkrotron radyasyonundan kaynaklanan kayıplar büyük olur. Mevcut tokamaklarla, uzun hapsedme süreleri düşük beta plazmaları ile ilişkilidir ancak hapsedmede önemli bir azalma olmaksızın betayı artırma olasılıkları araştırılmaktadır (Glasstone, 1974). Şekil 2.11, tokamak bobinlerinin basitleştirilmiş bir diyagramını göstermektedir.



Şekil 2.11: Tokamak bobin sistemi (Dolan, 2013).

Darbeli CS bobini, plazmada poloidal bir manyetik alan oluşturan yüksek bir toroidal akımı indükler. Poloidal ve toroidal alanların kombinasyonu, elde edilen manyetik alan çizgilerine sarmal şekiller verir. CS bobini darbeli olduğundan, uzun süreli çalışma, plazma akımının yüksek güçlü radyo dalgaları, mikrodalgalar veya nötr ışın enjeksiyonu gibi diğer endüktif olmayan yollarla sürdürülmesini gerektirmektedir. Bazı büyük tokamakların parametreleri Tablo 2.4'te listelenmiştir (Dolan, 2013).

Tablo 2.4: Bazı büyük tokamaklar (Dolan, 2013).

	D III-D	JT-60	JET	ITER
Yer	San Diego, USA	Naka, Japonya	Culham, UK	Cadarache, Fransa
R_0 , m	1,66	3,4	2,96	6,2
a, m	0,67	1	0,96	2
B, T	2,2	4,2	4	5,3
Akım I, MA	3	5	6	15
Elektron Siklotron Isıtma MW	6	4	-	20
İyon Siklotron Isıtma MW	5	10	12	20

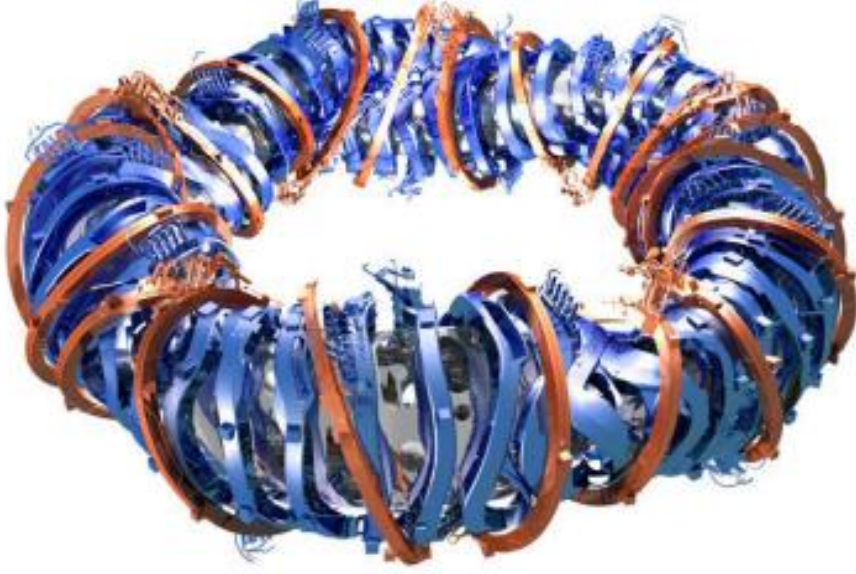
Tablo 2.4'ün devamı.

Nötr Işın Enjeksiyonu MW	20	40	24	39
Alt Hibrit Dalgalar MW	-	8	7	0
Ana Başarılar	B > %12 Uzun darbeler ~ 28 s MW			P(DT) = 15
	Eş değer Q > 1			Q ~ 10

2.5.1.2.Stellaratörler

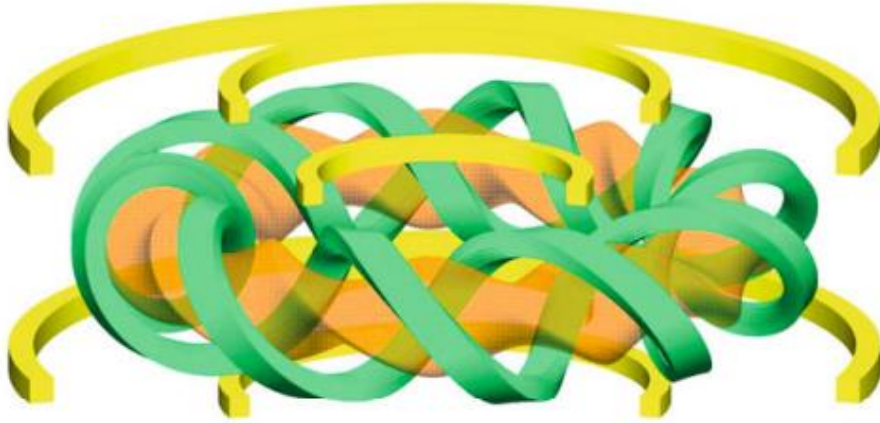
Bir manyetik füzyon cihazı olan stelleratörler, karmaşık manyetik bobinler kullanarak sıcak plazmayı sınırlandırabilir. Bu cihazın en önemli ve en büyük bileşenlerinden biri dış manyetik bobinlerdir. Dış manyetik bobinler, klasik bir konfigürasyonda esasen toroidal alan bobini ve helisel sargılardan oluşur. Manyetik alan üretmek için solenoid gibi sarmallar, toroidal manyetik alanı üretmek için ise toroidal alan bobini kullanılır (Karakoç, 2019).

Şekil 2.12, Almanya'nın Wendelstein 7-X'inin (W7-X) en yeni stelleratör aracının konfigürasyonunu göstermektedir ve 2015 yazında çalışmaya başlamıştır. Stellaratörlerin merkezi bir solenoidi yoktur. Bunun yerine üretilmesi mühendislik açısından zorluk teşkil eden ve şu anda ek maliyetlerden sorumlu olan karmaşık üç boyutlu bir geometriye sahiptir. Stellaratörler, plazma hapsi için optimal bir manyetik bobin konfigürasyonu tasarlamaya yetecek kadar güçlü süper bilgisayarların gelişinden faydalanmaktadır.



Şekil 2.12: Wendelstein 7-X ABC'de manyetik bobinlerin konfigürasyonu (Chou vd., 2016).

Japonya'daki Ulusal Füzyon Bilimi Enstitüsü'ndeki Büyük Sarmal Cihaz (LHD), Şekil 2.13'te gösterilen iki süper iletken sargıya sahip bir heliotronundur (Dolan, 2013).



Şekil 2.13: LHD'nin sarmal bobinleri (yeşil), dikey alan bobinleri (sarı) ve plazma şekli (turuncu) (Dolan, 2013).

2.5.1.3.ITER

ITER, dünyanın en büyük füzyon araştırma projesidir ve dünya çapında üretilen yüksek teknoloji bileşenlerle, Rhone Nehri yakınında Cadarache, Fransa'da yapım aşamasındadır. ITER'in boyutu ve beklenen performansı, şu anda dünyanın en büyük tokamak olan Ortak Avrupa Torus'taki (JET) başarılarla karşılaştırılmaktadır. ITER tesisi, 50 megawatt giriş gücüne sahip bir D-T plazma ile 500 megawatt füzyon gücü üretmeyi, enerji girişinde on kat geri dönüş sağlamayı amaçlamaktadır. ITER'nin önemli füzyon gücünün en az 400 saniye sürdürülmesi ve yaklaşık saatte bir kez tekrarlanması

bekleniyor. Bu performans parametrelerine ulaşmak, küçük ulusal deneyler ile füzyona yakın ticari ölçeklerdeki projeler arasındaki boşluğu kapatan bir dizi kilit konunun test edilmesine olanak sağlayacaktır. ITER'in ayrıca plazma kontrolünü, sürekli yakıt ikmali, trityum ıslahı ve ticari ölçekli bir reaktörle ilgili diğer mühendislik konularını test etmesi beklenmektedir (Chou vd., 2016).

2.5.1.4.ITER'in geleceği

ITER maliyetlerine ilişkin artan tahminler, üyelerin işbirliğine bağlılıklarını tekrar tekrar değerlendirmelerine neden olmuştur (Li vd., 2014). Ticari füzyon gücünün uzun vadeli ekonomik, çevresel ve teknolojik beklentilerine yönelik yüksek düzeyde ilgiye rağmen, yerel karar verme genellikle daha kısa vadeli. Bilimsel prestij ve ekonomik teşvik, birçok ülkede füzyon bütçesinin önemli bir bölümünü tüketen ITER finansmanının yerel siyasi uygulanabilirliği için önemli olmuştur (Park, 2013). ITER için sürdürülebilir yerel siyasi gerekçe, yerli sanayiye verilen ekipman sözleşmelerinin yanı sıra tamamlayıcı yerel füzyon deneyleriyle desteklenmektedir.

Hangi ülkenin ITER'ye ev sahipliği yapacağı konusundaki uzun süreli çatışma, birçok ülkenin topraklarında ITER'e sahip olmanın yerel araştırma programlarını füzyon ve ötesinde beslemesini beklediğini göstermektedir. İlk olarak 1990'ların başında, ITER için mühendislik tasarımını koordine edecek tek bir genel merkez arayışı geldi fakat bu koordine merkezi üç ülke tarafından kontrol edildi. Bu ülkeler Almanya, Japonya ve ABD idi.

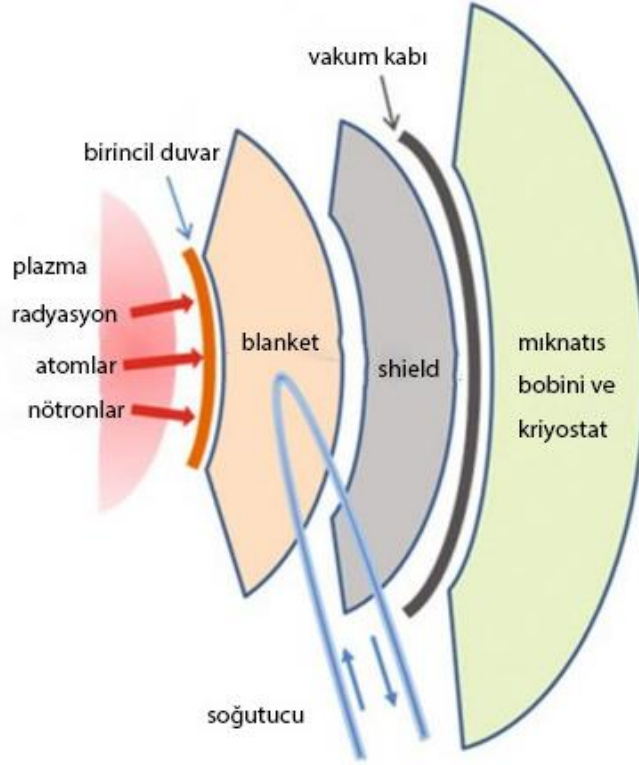
Reaktörün kendisini yerleştirmek daha da tartışmalıydı. Erken müzakerelerde hem Fransa hem de Almanya, beklenen maliyetler çok yüksek olduğu için ITER sitesine ev sahipliği yapmak için teklif vermeyeceklerini belirtmişlerdir. İspanya, yeri seçilirse ITER'e katkısını ikiye katlamayı teklif etmiştir. Japonya'nın ITER'ye siyasi taahhüdü değişti. 1990'ların sonlarında, kamu bilim harcamalarında yerel kesintilerle karşı karşıya kalan Japonya, marjinal bir ITER ortağı olarak görülmekten kaçınmak için programını birkaç yıl ertelemeye teşvik etmiştir (Nathan, 1997). Yerel bütçe açığı çözüldüğünde Japonya, ITER'in Japonya'da kurulması halinde reaktör çekirdeğinin tüm maliyetlerini üstlenmeyi teklif etmiştir. Sonunda, Fransa pozisyonunu değiştirmiş ve projeyi inşa etmek için bir teklifle öne çıkmıştır. Kanada da bir yer önermiştir (Toronto'nun bir banliyösü olan Clarington'da.). ABD ve Rusya teklif vermeyi düşünmüş, ancak yüksek maliyetler nedeniyle vazgeçmiştir. ABD, bütçe kaygıları nedeniyle 1998 yılında ITER işbirliğinden üç yıllığına ayrılmıştır (Malakoff, 1998). Beş yıl sonra Ocak 2003'te ABD, Kongre'ye olan

ilgiyi ve Japonya ile Kanada'dan gelen diplomatik baskıyı yansıtarak ITER'e yeniden girmiştir (Brumfiel, 2002). ABD, Çin ve Güney Kore'nin üye olması ve kendi yerel füzyon programlarını başlatmasıyla yeniden katılmıştır. Kanada, projeye ev sahipliği yapma teklifini kaybedeceğinin netleşmesinin ardından Aralık 2003'te ITER'den tamamen çekilmiştir. Proje yine de hız kazandı ve Hindistan 2005'te ITER'e katılmıştır. Fransa, Avrupa içinde proje için tercih edilen yerdi (Abbott 1994). Avrupa Komisyonu daha sonra Japonları Rokkasho'daki ITER sahasına yönelik tekliflerinden vazgeçmeye ikna etmek zorunda kalmıştır. Japonya (ABD ve Güney Kore tarafından desteklenir) ile Fransa (Rusya, Avrupa Birliği ve Çin tarafından desteklenir) arasındaki üst düzey siyasi açmaz teknik, mali ve jeopolitik idi (Nature editorial, 2004). Bir yıllık müzakerelerin ardından Avrupa Birliği, diğer ITER üyelerinin desteği olmadan bile Cadarache reaktörünü inşa etmekle tehdit etmiştir. Bu tehdit, Japon teklifini destekleyenleri uluslararası girişimin birden fazla projeye bölünmesi veya tamamen dağılması riskini dikkate almaya zorlamıştır (Giles, 2004).

Japonya hem ITER'i hem de DEMO olarak adlandırılan, halefi bir uluslararası tesisi destekleyecek Japonya'da bulunan bir tesis paketinin maliyetini Avrupalılarla paylaşmak karşılığında 2005 yılında teklifinden vazgeçmiştir. Pazarlık, bir süper bilgi işlem tasarım merkezi ve bir malzeme test tesisi içermekteydi. Japonya ayrıca aynı ekipman ve proje bilimcilerinin ITER'sine büyük bir katkı yapacaktır ve ITER'in ilk genel müdürünün Japonya'dan gelmesi beklenmektedir (Butler, 2005). Şekil 2.14, Şubat 2016 itibarıyla Fransa'nın Cadarache kentindeki ITER şantiyesini göstermektedir.



Şekil 2.14: Fransa'nın Cadarache kentindeki ITER şantiyesi (Chou vd., 2016).



Şekil 2.16: Birincil duvar, blanket ve shield' in bir parçası (Dolan, 2013).

Füzyon enerjisinin çoğu, birincil duvar blanket-shield alt sisteminde emilir ve bu enerji, soğutucular tarafından bir buhar jeneratörüne veya gaz halindeki soğutucu (He, CO₂, ...) bir gaz türbini/jeneratörüne iletilmektedir. Trityum geçirgenliğini en aza indirmek için muhtemelen reaktör ve buhar jeneratörü (veya gaz türbini) arasında bir ara soğutucu döngüsü olacaktır.

Birincil duvar-blanket-shield tasarımı için birçok sorun vardır ve bu sorunlar reaktör tasarımında önem taşımaktadır (Dolan, 2013).

- Birincil duvar tasarımı sorunları
 - Erişim portları
 - Yüksek ısı akışı
 - Yüksek nötron akısı
 - Yüksek sıcaklıkta çalışma
 - Püskürtme, ısı, gerilimler, sürünme ve radyasyon hasarı nedeniyle bozulma.
- Blanket malzemeleri
- Trityum üretme, kontrol, envanter
- Soğutma sıvıları
- Yapısal malzemeler
- Birincil duvar, blanket ve shield'in soğutulması

- Gerilmeler ve özellik kaybı
- Akış hızı ve pompalama gücü
- Gama aktarımı dâhil nötronik hesaplamalar
- Enerji dönüştürme yöntemleri
- Radyoaktif bileşenlerin uzaktan işlenmesi dâhil bakım şeması
- Soğutma sıvısı, plazma ısıtma, trityum kontrolü, teşhis vb. için yüzlerce bağlantı.

Birincil duvar, yüksek nötron ve ısı akışlarına, radyasyon hasarına, sürünmeye, şişmeye, gevrekleşmeye ve gerilimlere dayanmalı ve birkaç yıl boyunca güvenilir bir şekilde çalışabilmelidir. Bir füzyon santralının birincil duvarının arkasındaki blanket bölgesi, endotermik ${}^7\text{Li}$ ($n, 2n$) reaksiyonu yoluyla nötronları çoğaltmak ve ${}^7\text{Li}$ ve ${}^6\text{Li}$ 'de nötron yakalama yoluyla trityumu üretmek için lityum içerecektir. Nötron çoğaltma, potansiyel bir reaktör soğutucusu olan Be, Pb ve PbLi tarafından yapılmaktadır. Ortalama olarak, bir DT füzyon reaksiyonundan gelen her nötron, yakıt döngüsünü sürdürmek için birden fazla trityum atomu üretmelidir. Bazı nötronlar, trityum üretmeden diğer materyallerde absorbe edildiğinden ve bazıları kaybolduğundan, net bir TBR üretmek için blanketin lityum içeren bölgelerinde yerel bir trityum üretme oranı (TBR) > 1 gereklidir.

Blanketin dıştan takmalı shield'ı, mıknatıs bobinlerini ve diğer sistemleri korumak için nötronları ve gama ışınlarını zayıflatmaktadır. Bir güç reaktörü blanket shieldının gerekli kalınlığı 1–1,5 m aralığındadır. Bazı tasarımlar, iyi bir hapsetme için plazmanın bobinlere yakın olması gereken daha ince bir blanket kullanarak bu kalınlığı simit çevresinde değiştirmektedir. Shield, yüksek sıcaklıkta çalışacak, birincil duvar ve blankete yapısal destek sağlayacak ve tesisin ömrü boyunca (~60 yıl) dayanacak şekilde tasarlanabilmektedir.

ITER modüllerinin çoğu, trityum üretme blanketleri içermeyecektir. Mıknatıs bobinlerini nötronlardan ve gama ışınlarından korumak için basitçe paslanmaz çelik ve su içereceklerdir. Trityum üretme kapasitelerini değerlendirmek için bazı test blanket modüllerinin olması planlanmaktadır.

2.6.2. Kontrol sistemleri

Füzyon santralının kontrol sistemleri, aşağıdakiler de dâhil olmak üzere birçok süreci düzenlemelidir.

- Mıknatıs bobinleri ve olası söndürmeler
- Vakum sistemleri
- Kriyojenik sistemler

- Plazma yoğunluğu, sıcaklık, füzyon gücü, konum, kararlılık, saflık
- Birincil duvar-blanket-shield ısı giderme
- Trityum akışı, soğutucudan geri kazanım, envanter
- Radyoaktif madde envanterleri
- Rutin emisyonlar
- Kazalar
- Isı eşanjörleri ve buhar jeneratörleri
- Buhar türbinleri ve elektrik jeneratörleri
- Elektrik anahtarlama ve dağıtımı.

Saptırıcı, poloidal manyetik alan çizgilerinin plazmanın nötralize edilmesine ve vakum pompaları tarafından pompalanmasına yol açtığı simitin altında veya üstünde bir bölgedir.

2.6.3. Malzeme sorunları

Füzyon enerji santralleri, birincil duvar, saptırıcı yüzeyler, soğutucu tüpler, yalıtkanlar, blanket yapısı ve süper iletken mıknatıslar vb. için gelişmiş malzemelere ihtiyaç duymaktadır. Sıcaklık ve füzyon reaksiyonundan çıkan radyasyondan dolayı malzemelerin yapısında bazı sorunlar oluşabilmektedir. Malzeme sorunları şunları içerir:

- Shield içinde yüksek sıcaklıkta çalışma
- Parçacıklar ve fotonlar tarafından yüzey erozyonu
- Plazma odası tozu
- Trityum yakalama
- Soğutucunun duvarlar ve yapı ile uyumluluğu
- Stresler
 - Termal stres
 - Basınç stresi
 - Yerçekimi
 - Döngüsel stres ve yorgunluk
- Radyasyon hasarı
 - Sürünme
 - Şişme
 - Gevrekleşme
- İndüklenmiş radyoaktivite
- Malzemeler üzerinde hidrojen ve helyum etkileri

- Süper iletken malzemelerin üretimi ve dayanıklılığı
- İzolatörlerin ömrü.

Tüm reaktör bileşenlerinin enerji santralının ömrü boyunca (~60 yıl) dayanması arzu edilir ancak birincil duvarın muhtemelen periyodik olarak değiştirilmesi gerekmektedir. Ayrıca radyoaktivitesi 100 yıldan daha kısa bir sürede tolere edilebilir değerlere düşen ileri malzemelerin geliştirilmesi de istenmektedir. Önde gelen aday yapısal malzeme, aktivasyonu azaltılmış ferritik veya martensitik (RAFM) çeliktir. Silisyum karbür kompoziti, blanket yapısı için iyi bir aday olabilir ancak büyük boyutlarda üretilmemiştir ve yoğun nötron ışıması altında yüksek sıcaklıkta test edilmemiştir. 14 MeV'lik nötron bombardımanına yıllarca dayanabilecek malzemelerin geliştirilmesi, özellikle henüz yeterli nötron kaynağı bulunmadığından zorlu bir problem olmaktadır.

2.6.4 Güvenlik ve çevre

Füzyon santralleri, fisyon santrallerine göre daha güvenlidir. Fakat füzyon santrallerinde de bir takım güvenlik tehlikeleri vardır. Bu güvenlik tehlikeleri şunlardır;

- Olası lityum/su reaksiyonları gibi yangın
- Patlama (hidrojen)
- Deprem
- Sel basmak
- Elektrik çarpması
- Zehirli gazlar
- Yüksek manyetik alanlar
- Mıknatıs söndürme arkı ve basıncı
- Şiddetli plazma bozulmaları
- Yapısal yorgunluk ve arızalar
- Yoğun elektromanyetik dalgalara maruz kalma
- İyonlaştırıcı radyasyona maruz kalma
- Kazara trityum salınımı
- Kriyojenik sistemlerde donmuş oksijen birikimi.

2.6.5. Malzeme seçimi

ITER saptırıcı hedef malzemesini seçmek için bazı kriterler şunlardır:

- D, T, He, Be, C, W... tarafından etki için püskürtme verimi ve püskürtme eşiği
- Kendi Kendine Püskürtme

- Yapısal dayanıklılık
- Nötron aktivasyonu
- Trityum tutma
- Termal şok direnci
- Termal stres değeri (yüksek ısı iletkenliği, düşük termal genleşme, ...).

Tungsten (W), yüksek erime sıcaklığı, düşük püskürtme oranı ve düşük trityum retansiyonu nedeniyle iyidir. Karbon fiber kompozit (CFC), daha iyi termal şok direnci nedeniyle ITER'nin en yüksek ısı akışı alanları için bir adaydır ancak püskürtme verimi ve trityum tutması nedeniyle reddedilmiştir.

ITER birincil duvar, saptırıcıdan tipik olarak 1-2 MW/m² (ancak başlatma ve kapatma sırasında belirli alanlarda 5 MW/m²'ye kadar) daha düşük ısı akışları yaşamamaktadır. Dolayısıyla burada W gerekli değildir. ITER, Be karolarını kullanacaktır. Çünkü Be düşük atom numaralı bir elementtir (bu, plazmadaki Be safsızlıklarından düşük radyasyon kayıpları ürettiği anlamına gelir) ve JET'te tatmin edici bir şekilde performans göstermektedir. Birincil duvar Be tozu zehirlidir. Bu nedenle bu sağlık tehlikesi kontrol edilmelidir.

2.6.6. Zırh döşeme konfigürasyonları

Saptırıcı hedefler ve blanketli birincil duvar, bakır alaşımı gibi yüksek termal iletkenliğe sahip metalik bir alt tabakaya bağlanmış refrakter metal veya seramikten zırh karolarına sahiptir. Termal genleşmeye izin vermek için zırh karoları arasında küçük bir boşluk vardır. Normalde içeri akan plazma, karoların "ön kenarını" aşırı ısıtmaktadır. Şekil 2.17'de görüldüğü gibi fayans yüzünü hafifçe eğerek, ön kenar plazma tarafından bombardımandan korunabilmektedir. Şekil 2.18 ayrı kiremitli ve monobloklu zırh konfigürasyonunu göstermektedir.

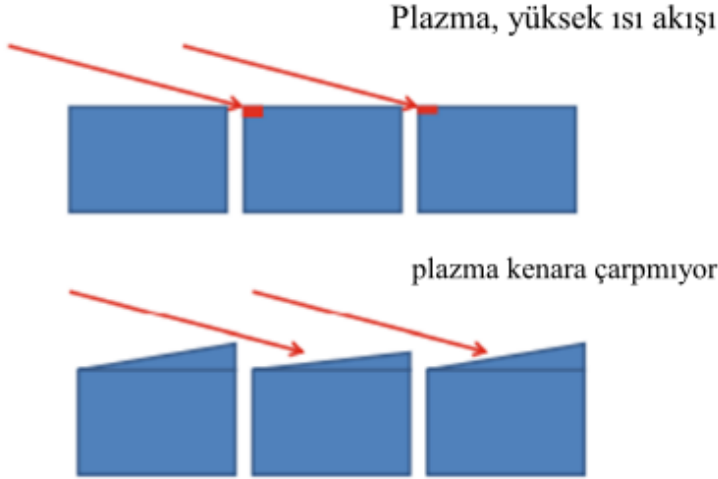
Cu alaşımının ve Be'nin termal genleşmeleri, W ve karbon fiber kompozitlerin (CFC)'kinden çok daha yüksektir.

$$\text{Cu alaşımı} = 17 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$$

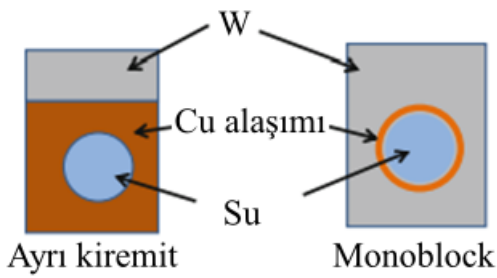
$$\text{Be} = 16 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$$

$$\text{W} = 4 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$$

$$\text{CFC} = 1 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$$



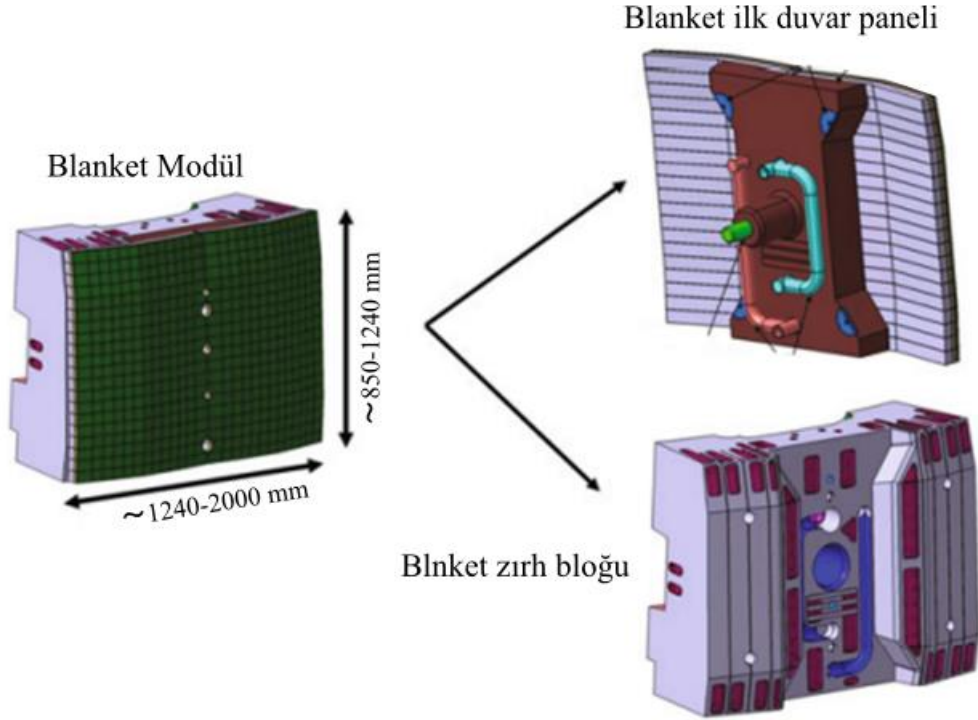
Şekil 2.17: Öndeki kenarları korumak için karo yüzlerinin bükülmesi (Dolan, 2013).



Şekil 2.18: Ayrı kiremitli ve monobloklu zırh (Dolan, 2013).

Bu termal genişleme farkı, karolar ve bakır alaşımlı alt tabaka arasındaki bağlantıların bozulmasına neden olabilmektedir. Farklı termal genişlemeleri dengelemeye yardımcı olmak için W veya CFC ile bakır alaşımı arasına ince, yumuşak bir saf bakır tabakası bağlanmaktadır. ITER saptırıcı yapısında geleneksel SS-316'nın kullanılması, onu temizleme veya geri dönüşüm için uygun olmayan izotoplar üretir ancak bu sınırlama, bu alaşımdan kaçınan gelecekteki diğer reaktörler için geçerli değildir.

Tungsten çok kırılman olduğu için alaşım elementlerinin de sünekliğini arttırdığı düşünülmüştür. Gelecekteki saptırıcı malzemesi için düşünülen adaylardan tungsten alaşımından W-La₂O₃, W-TiC, W-Ta ve W-K alaşımları geri dönüşüm için en iyi potansiyele sahip ve nominal safsızlıklara sahip tungsteninkine yakındır. Alaşımlardaki Fe, Ni, Mn, Nb ve Mo elementleri zahmetli radyoizotoplar üretme eğilimindedir. Tungstenin arkasında suyun veya Be'nin varlığı, nötron enerji spektrumunu yumuşatır ve daha fazla dönüşüme neden olur. Şekil 2.19 bir ITER reaktöründe bulunan birincil duvarın tasarımını göstermektedir.



Şekil 2.19: ITER birincil duvarının bir tasarımı (Dolan, 2013).

2.6.7. ITER blanket ve saptırıcı birincil duvar

Blanket sistemi, plazma geçişleri için fiziksel bir sınır sağlar. Vakum kabı ve harici ITER bileşenlerinin termal ve nükleer korumasına katkıda bulunmaktadır. $\sim 600 \text{ m}^2$ 'lik bir alanı kaplamakta ve iki ana bileşenden oluşan 440 blanket modülünden oluşmaktadır. Her bir blanket modülü yaklaşık $1 \times 1,4 \times 0,5 \text{ m}$ 'dir ve mekanik bir bağlantı sistemi aracılığıyla vakum kabına bağlanmaktadır. Bazı alanlarda sonuçlanan yüksek ısı akışlarına uyum sağlamak, "gelişmiş ısı akışı" panellerinin kullanılmasını gerektirmiştir. Kararlı durumda 5 MW/m^2 'ye kadar gelen ısı akışına uyum sağlayabilmektedir. $1-2 \text{ MW/m}^2$ mertebesinde bir ısı akışı için geliştirilmiş ve iyi test edilmiştir.

Be, atom numarası düşük olduğundan plazmaya bakan malzeme olarak seçilmiştir. Yüksek sıcaklık performansı, oksijen alma yetenekleri, potansiyel olarak düşük trityum tutma özelliğine sahiptir. ITER saptırıcı, paslanmaz çelik soğutucu borularda su ile soğutulan bakır alaşımlı alt tabaka üzerine monte edilmiş W bloklarını kullanmaktadır.

Birincil duvar kalifikasyon modelleri NRI (Çek Cumhuriyeti) ve Sandia Ulusal Laboratuvarı'nda (ABD) $0,5-0,9 \text{ MW/m}^2$ ısı akışlarında ve çeşitli darbe uzunluklarında (0,7-5 dakika) binlerce döngü için başarıyla test edilmiştir. Bu ön yeterlilik aşamasının başarıyla tamamlanmasının ardından, ITER'nin gerekli performanslarına ulaşmak amacıyla bir dizi maket ve prototip üretilmektedir. Efremov Enstitüsü tarafından üretilen

ve test edilen prototip bileşenler, 16.000 darbe için 4,7 MW/m²'yi kaldırma kapasitesini göstermiştir.

Yüksek ısı akışı bölgeleri için tasarım hedefi, CFC/W saptırıcı için 20 MW/m²'de 300 döngü veya tam W zırhlı saptırıcı olması durumunda 10 MW/m²'de 5 000 döngü artı 20 MW/m²'de 300 döngüdür. Bu bölgelerin dışında, tasarım hedefi 5 MW/m²'de 1 000 çevrimdir. Bu hedefler Avrupa, Japon ve Rus laboratuvarlarında yapılan testlerle aşılmıştır ancak bu, güvenilirlik sorununun çözüldüğü anlamına gelmemektedir. Çoğu modül başarılı olsa bile, ITER işlemleri sırasında yüzlerce modülün bazılarında arızalar olabilmektedir (Dolan, 2013). Bir hidrojen plazması tarafından bombardıman, JUDITH'de elektron ışını etkisinin termal şoku tarafından üretilen çatlak derinliğini ve büyüme oranını arttırmıştır. Bu nedenle plazma işlemi altında tungsten vakum testlerinde gözlemlenenden daha hızlı bozunabilmektedir (Wirtz vd., 2012).

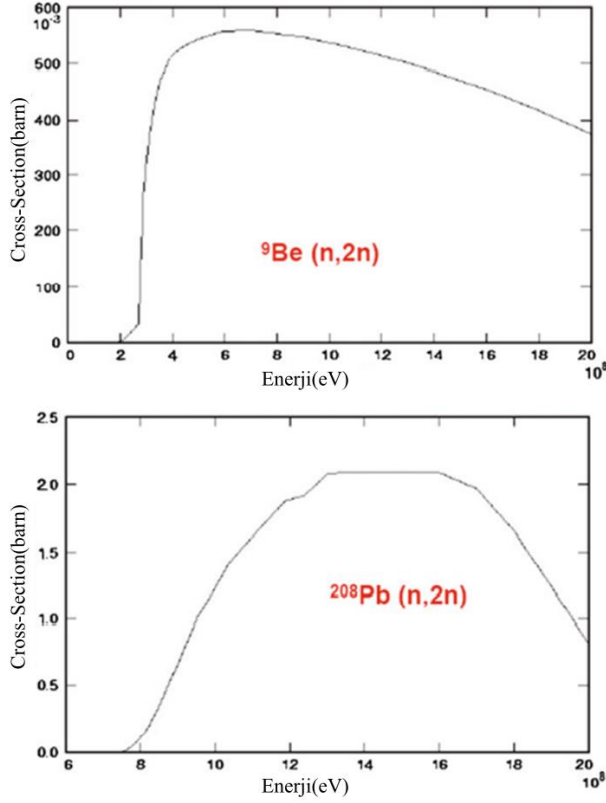
2.6.8. Breeding (üretim) malzemeleri

Blanket için anahtar kriterlerden biri, tesisin trityum için kendi kendine yeterli olması, yani net trityum üretim oranı (TBR)>1 için yeterli trityum üretilmesidir. Saptırıcılar, CD portları ve tanı portları gibi belirli plazma odası duvar alanlarının üretim dışı alanlar olması gerekmektedir. Bu nedenle kalan duvar alanları TBR>1 'e sahip olmalıdır. Yüksek güçlü bir füzyon deney tesisinin veya enerji santralinin birincil duvarının arkasındaki blanket bölgesi, endotermik ⁷Li(n,2n) reaksiyonu yoluyla nötronları çoğaltmak ve ⁷Li ve ⁶Li'da nötron yakalama yoluyla trityumu üretmek için lityum veya bir lityum bileşiği içermektedir. Mevcut trityum üretim materyali adayları arasında metalik lityum, PbLi, Li₂BeF₄ katı seramik lityum bileşikler ve erimiş tuzlar bulunmaktadır. Katı üretim blanketleri, tipik olarak Li₄SiO₄, Li₂TiO₃ veya Li₂ZrO₃ gibi katı topaklar veya lityum seramik bileşik çakılları kullanılmaktadır. Katı blanketlerin düşük üretim kapasitesi nedeniyle, bu blanketler sınıfı genellikle Be ve Be₁₂Ti gibi nötron çoğaltıcı materyallere ihtiyaç duymaktadır. Üretim oranı çok düşükse TBR, ⁶Li fraksiyonu doğal değerinin (%7,42) üzerine çıkarılarak ancak ek maliyetle iyileştirilebilmektedir.

2.6.9. Nötron çarpanları

Be (Be₁₂Ti ve Be₁₂V dahil) ve Pb, hızlı nötronlar (n,2n) reaksiyonlara neden olduğundan "nötron çoğaltıcıları" olarak adlandırılır. Bu nedenle kullanımları blankette uygulanabilmektedir ve bir trityum üretim oranı elde edilmesine yardımcı olmaktadır. Kaynak sınırlamaları, yüksek helyum üretim oranları ve toksisitesi vardır. Kurşun

toksisiteye ve daha düşük (n,2n) kesitlere sahiptir. Çok ağır bir malzemedir ancak ucuzdur ve yaygın olarak bulunur. Şekil 2.20, Be ve Pb'deki (n,2n) reaksiyonlarının kesitlerini göstermektedir.



Şekil 2.20: Nötron enerjisine karşı Be ve Pb'deki (n,2n) reaksiyonları için kesit (Dolan, 2013).

Üretme malzemeleri, yapısal malzemeler ve soğutucuların bazı kombinasyonları uyumsuzdur. Örneğin, sıvı lityum su ile şiddetli reaksiyona girmektedir. Bu nedenle sıvı lityum blanket ile su soğutucu kullanılması kabul edilemezdir. Yavaş hareket eden sıvı metaller kabul edilebilmektedir ancak akış hızı arttıkça MHD pompalama gücü de artmaktadır. Bu pompalama gücü, akış kanalları içinde yalıtkan bir astar kullanılarak ve kanalları yerel manyetik alanlar boyunca yönlendirilerek azaltılabilir.

2.6.10.Yapısal malzemeler

Güç çekirdeği içindeki yapısal malzemeler (birincil duvar, blanket, yüksek sıcaklık shieldi ve düşük sıcaklık shieldi) için gereksinimlerin elde edilmesi oldukça zordur.

- Uzun süreler için yüksek sıcaklıkta çalışma
- Yüksek sıcaklıkta yeterli mukavemet
- Atık bertarafı için düşük aktivasyon

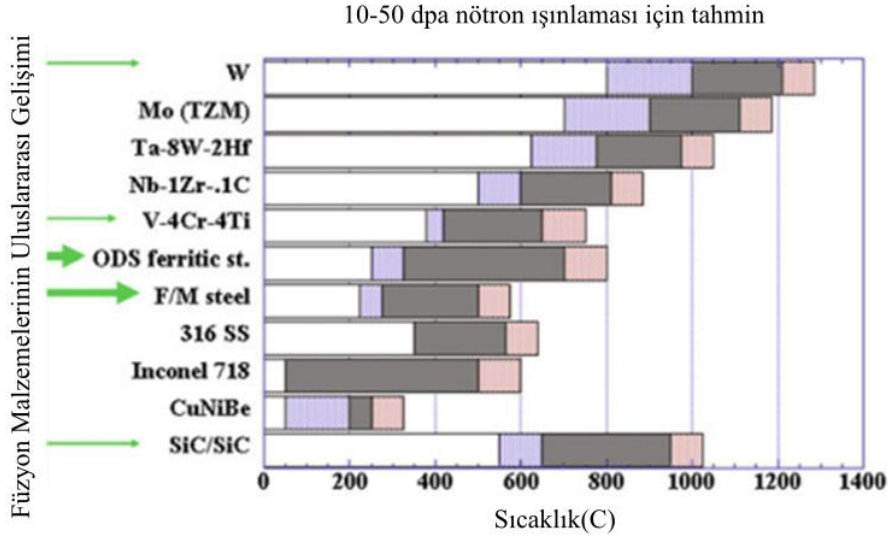
- Sürünme direnci
- Işınlama sonrası iyi süneklik
- Yorulma direnci
- Minimum trityum tutma.

Çoğu birincil duvar, üretme blanketleri ve shield yapıları için mevcut seçim, F82H veya EUROFER sınıfının azaltılmış aktivasyonlu ferritik/martensitik çeliklerdir (RAFM, RAF veya F/M olarak adlandırılır).

Bu nedenle F82H, EUROFER'e benzer ancak eser miktarda Si, Mn, V ve N içerir. Bu çelikler, 3 nominal birincil duvar (BD) akıcılığında şişme, süneklik ve kırılma tokluğu gereksinimleri için henüz uygun değildir. Vanadyum alaşımı, yüksek sıcaklıklarda lityum ile iyi bir uyumluluğa sahiptir ve bazı tasarım çalışmalarında kullanılmıştır.

SiCf/SiC kompoziti (SiC matrisindeki SiC lifleri) bir seçenek olarak düşünülmemektedir. Çok daha yüksek çalışma sıcaklıklarına, mukavemete ve kırılma tokluğuna sahip olabilen, potansiyel olarak faydalı bir malzemedir ancak henüz F/M çeliği düzeyinde geliştirilmemiştir. SiC üzerindeki tungsten bağları 23,5 MW/m²'ye kadar test edilmiştir. En başarılı bağ (en az çatlama), kaplamadan önce tungsten tozunun buharla biriktirilmesi ve ön ısıtılmasıyla elde edilmiştir (Hinoki vd., 2005).

SiC üzerindeki berilyum bağlarında berilyum oksidin mevcudiyeti sürünme mukavemeti üzerinde dolaylı bir etkiye sahiptir ancak $T > 600$ °C'de sürünme mukavemeti daha yüksek seviyelerde daha fazla azalma ile azalır. Artan BeO ile Be'nin alfa kaynaklı şişmesi azalır. Maksimum çalışma sıcaklığı, soğutma sıvısı, termal sürünme, helyum gevrekliği ve boşluk şişmesi ile uyumluluk ile sınırlıdır. Işınlamadan sonra birçok malzeme ayrıca minimum çalışma sıcaklıklarına sahiptir ve bunun altında radyasyon sertleşmesi veya sünek-kırılgan geçiş sıcaklığı kayması nedeniyle iyi performans göstermezler. Şekil 2.21, çeşitli malzemeler için üst ve alt sıcaklık sınırlarını göstermektedir.



Şekil 2.21: Çeşitli yapı malzemelerinin üst ve alt sıcaklık limitleri (Zinkle ve Ghoniem, 2000).

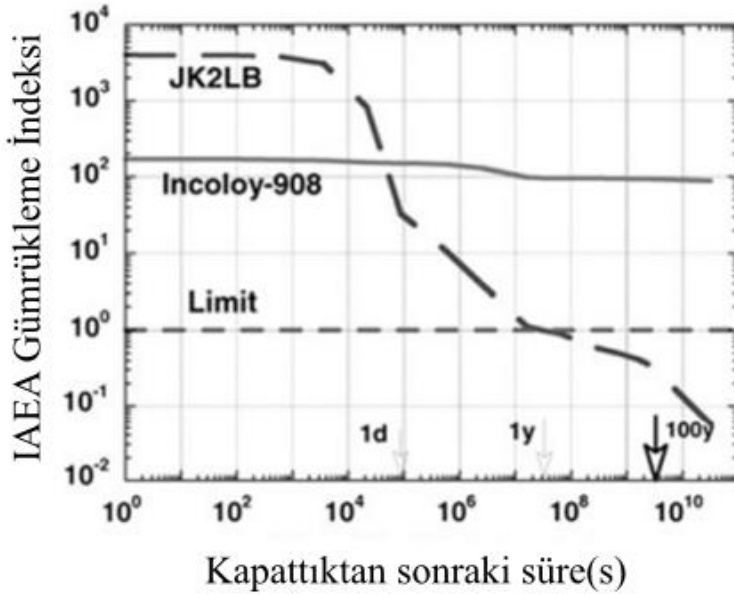
Aktivasyonu azaltılmış ferritik/martensitik çeliklerin bazı avantaj ve dezavantajları Tablo 2.5'te listelenmiştir. Japon JK2LB çeliği, düşük Ni içeriğine sahiptir. Bu nedenle kapatıldıktan yaklaşık 3 yıl sonra güvenli radyoaktivite seviyelerine düşmektedir (Şekil 2.22). Kyoto Üniversitesi'ndeki araştırmacılar, yüksek sıcaklıklarda PbLi üretim ve He soğutma sıvısı ile SiC yapısının kullanımını incelemişlerdir. 900 C'ye kadar sıcaklıklarda 200 saatlik bir test korozyon olmadığını göstermiştir (Konishi vd., 2008).

Tablo 2.5: %8-10 CrWVTa F/M çeliklerinde azaltılmış aktivasyonun avantajları ve dezavantajları (Rieth, 2010).

AVANTAJLAR
<ul style="list-style-type: none"> • 140 dpa'ya kadar %10-12 CrMoNbV çelikleri ile uzun süreli endüstriyel deneyim • Östenitik çeliklerden daha iyi termal iletkenlik (paslanmaz çelik 316LN gibi) • Yüksek yaşlanma direnci • Isıl işlemle ayarlanabilen mekanik özellikler • Pb-Li blanketinde yeterli korozyon direnci
DEZAVANTAJLAR
<ul style="list-style-type: none"> • $T_{irr} < 400$ °C'de ışınlamadan sonra DBTT düşüşü; ancak RAFM çelikleri, ticari çeliklere kıyasla açıkça daha iyi davranış gösterir. • 4-5 kaynak tekniği mevcuttur; ancak kaynaklar ısıl işlemlere ihtiyaç duyar. • Sürtünme mukavemeti ile sınırlanan üst çalışma sıcaklığı; $T_{max} \cong 500$ °C

Tablo 2.5'in devamı.

DEZAVANTAJLAR
<ul style="list-style-type: none">• (n, α) reaksiyonları tarafından üretilen Helyum > 40 olduğunda mekanik özelliklerin bozulması• Olası çözüm: Toz metalürjisi (ODS) ile 650-750 °C aralığında T_{max}'a ulaşmak



Şekil 2.22: Kapattıktan sonra zamana karşı JK2LB ve Inconel-908 radyoaktivitesinin bozulması (Merrill vd., 2008).

2.6.11.Shield malzemeleri

Shield'in amacı, birincil duvar, blanket ve saptırıcıdan geçen nötron ve gama akılarını, mıknatıs bobinlerinin tesisin ömrü boyunca yetecek kadar zayıflatmak ve dış doz oranlarını ve malzemelerin aktivasyonunu azaltmaktır. Optimum blanket/shield kalınlığı, blanket/shield performansı ile füzyon gücü yoğunluğu arasında bir uzlaşmadır. Çok kalın bir blanket pratik olarak tüm füzyon enerjisini yakalayabilir ancak daha büyük boyutu plazma içindeki manyetik alanı, ulaşılabilir plazma basıncını ve füzyon gücü yoğunluğunu azaltmaktadır. İnce bir blanket/shield, daha yüksek bir füzyon gücü yoğunluğunu kolaylaştırır ancak yeterli bir trityum üreme oranına sahip olmayabilir ve nötronların ve gamaların mıknatıs bobinlerine akışı çok yüksek olmaktadır.

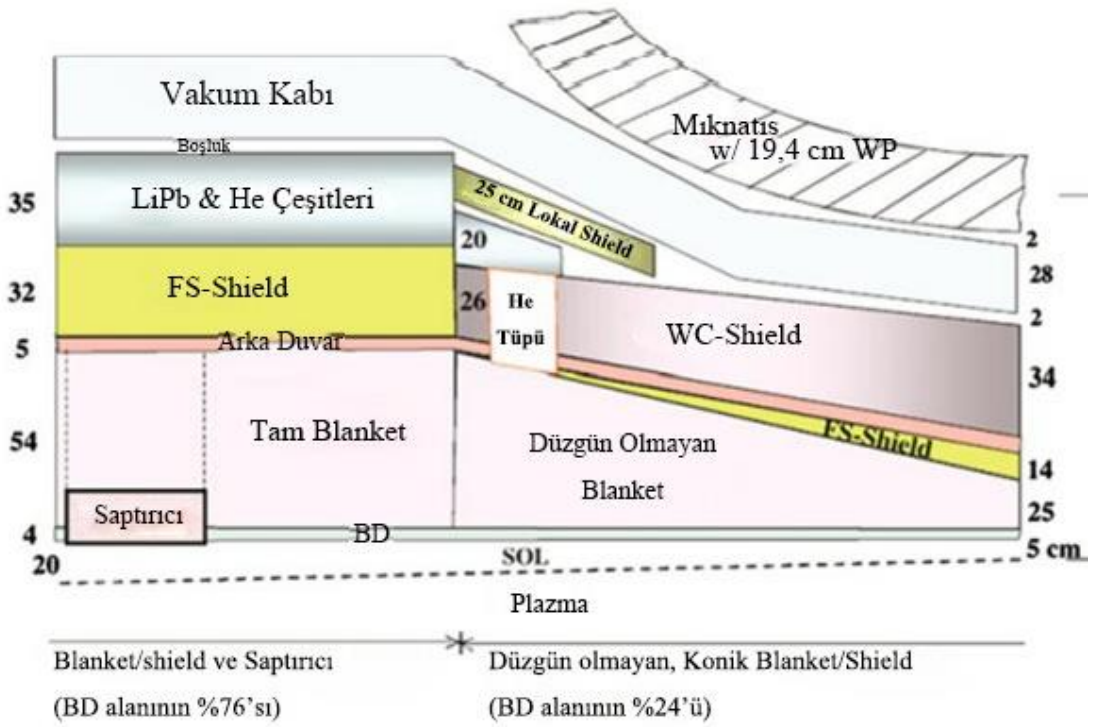
Shield nötronları emecek (yavaşlatacak) ve gamaları azaltacaktır. Grafit ve lityum gibi düşük-Z'li malzemeler iyi nötron moderatörleridir. Fe, Pb ve W gibi yüksek-Z'li malzemeler ise gamaları zayıflatmada iyidir. Bir shield her iki işlevi de yerine getirmelidir. Bu nedenle her iki malzeme türü de arzu edilmektedir. Akış hızı iyi

ayarlanırsa, koruyucu soğutma sıvısının sıcaklığı verimli enerji dönüşümü için yeterince yüksek olmaktadır. Sıcak bir shield, tüm blanketleri ve saptırıcı modülleri birbirine bağlayan yüksek sıcaklıklı bir yapısal eleman görevi görebilir. Böylece yatay veya dikey bakım şemalarında bir birim olarak çıkarılabilmektedir. Prensipite, sıcak shieldin dışında bir düşük sıcaklık shieldi da olabilir ancak çoğu tasarım, doğrudan bir soğuk vakum kabı tarafından desteklenen sıcak shield yapısına sahiptir. Yatay sektör veya dikey segment değişimi için bazı toroidal makinelerdeki büyük bakım portları da dahil olmak üzere tüm geçişlerin çevresinde soğuk koruma sağlanmalıdır.

ARIES Compact Stellarator tasarımı için ekranlama gereksinimleri Tablo 2.6'da listelenmiştir (ARIES, Advanced Research, Innovation ve Assessment Study anlamına gelir).

Tablo 2.6: ARIES-CS tasarımı için zırlama gereksinimleri (El-Guebaly vd., 2008).

	Radyasyon sınırları, 40 tam güç yılı
Bobinlere hızlı nötron akışı	10^{19} cm^{-2}
Nb_3Sn bobinlerinde nükleer ısıtma	2 mW/cm^3
Bobin izolatöründe doz	10^{11} rad
Atom başına bakır stabilizatör yer değiştirmeleri	$6 \times 10^{-3} \text{ dpa}$



Şekil 2.23: Düzgün ve düzgün olmayan blanketin toroidal enine kesiti (El-Guebaly vd., 2008).

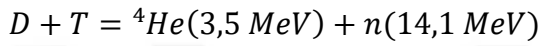
Tasarım, baskın nötron akışı ve nükleer ısıtma gibi tüm bu sınırları karşılamaktadır. Sterellatör gibi bazı tasarımlarda, elektrik maliyeti, bazı toroidal konumlarda plazma ve mıknatıs bobini arasındaki mesafeye büyük ölçüde bağlıdır. Blanket/shield çoğu yerde iyi bir trityum üretme oranı elde etmek için tam kalınlıkta olabilir ve trityum üretmesinin yerel olarak azaltılmasıyla bobini plazmaya yakın tutmak için kritik noktalarda minimum kalınlığa kadar inceltilir. Şekil 2.23, ARIES-CS tasarımının konik blanket/shield'i göstermektedir.

Bu tasarımda blanket/shield'in sivrilmesi, ana yarıçapın 10,1 m'den 7,75 m'ye düşürülmesini sağlamaktadır. Bu da tahmini elektrik maliyetini 8,7'den 7,8 sent/kWh'ye düşürmektedir. Tungsten karbür (WC) hem nötronları hem de gamaları zayıflatmada etkilidir. Mıknatıs bobinindeki radyasyon seviyelerini azaltmak için optimize edilmiş çift duvarlı vakum kabı, %23 borlu çelik dolgu ve %49 su ile doldurulmuş %28 F/M yapısıdır. Ek koruma gerektirebilecek portlar ve kanallardan dışarı akan nötronların etkilerini hesaplamak için ayrıntılı çalışmalara ihtiyaç vardır.

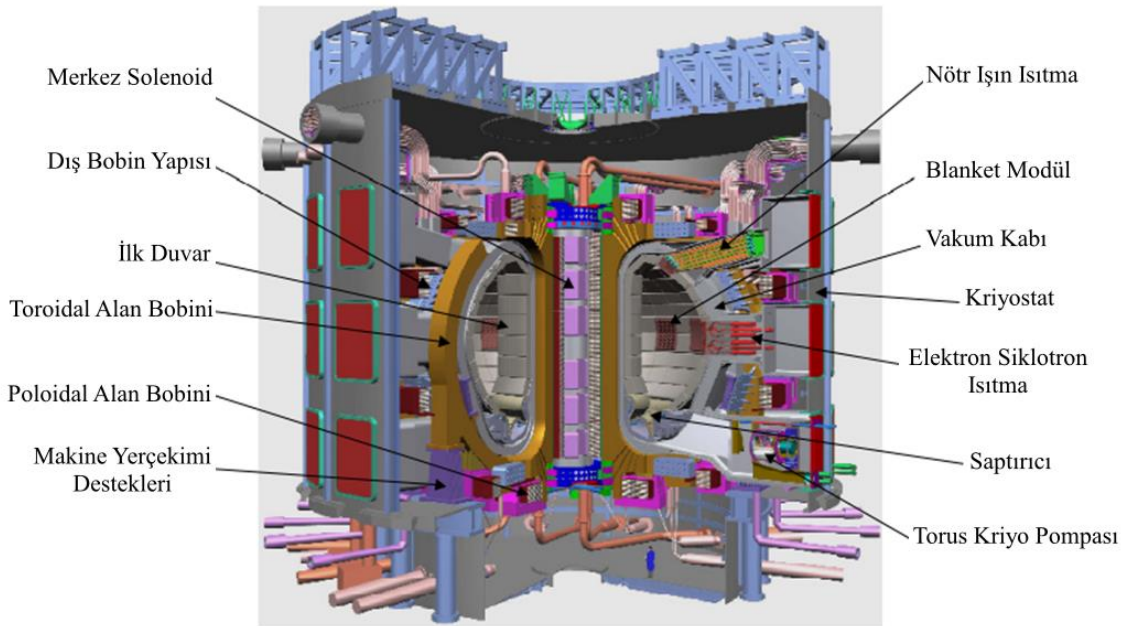
2.7. Tokamak İçin Malzemeler

Tokamak ve blanket'inin inşası için hem yapısal hem de işlevsel birtakım malzemelerin geliştirilmesi gerekmektedir. Malzemeler, tokamak reaktörü içerisinde döteryum ve

trityum füzyonu nedeniyle oluşan yüksek enerjili 14,1 MeV nötronlarla yüzleşmek zorunda olduğundan, yapısal malzemelerin diğer özelliklerden farklı olarak radyasyon direncine ve fonksiyonel malzemelerin gerekli bütünlük seviyesine sahip olması gerekmektedir. Malzemeler için spesifikasyonların tamamlanması, bunların geliştirilmesi, karakterizasyonu, üretimi ve bileşenlere uygun imalatı büyük bir zordur. Deneysel aşamadan gösteri aşamasına ve ardından prototip aşamasına kadar tokamakların artan gücü ve beklenen etkin ömrü ile bu zorluk, açıkça giderek daha zorlu hale gelecek ve üstün malzeme ve süreçlerin geliştirilmesini gerektirmektedir. Daha önce de belirtildiği gibi tokamak, aşağıdaki reaksiyonun meydana geldiği plazmanın manyetik hapsi kavramına dayanan bir cihazdır.



Şekil 2.24, bir Tokamak örneği olan ITER'in bir görünümüdür. Plazma etrafındaki malzeme düzeninin şematik bir görünümü Şekil 2.25'te görülmektedir.

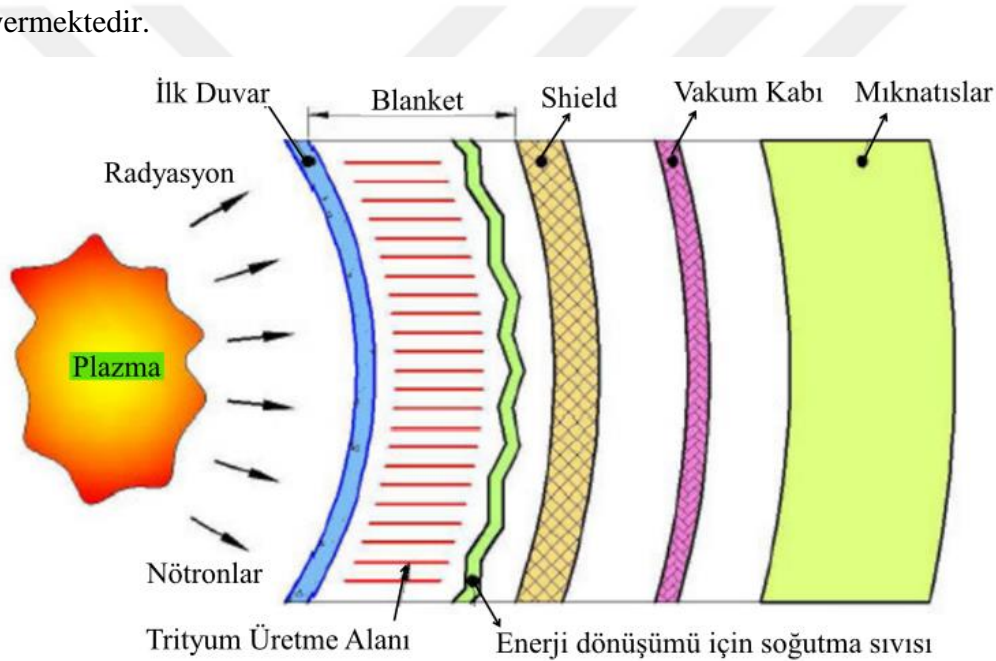


Şekil 2.24: ITER(Tokamak) şematik gösterimi (Suri vd., 2010).

Plazma, toroid şeklindeki bir vakum kabında halka şeklindeki toroidal ve poloidal manyetik alanlar tarafından sınırlandırılır ve plazmadaki füzyondan gelen ısı uygun bir soğutucu, He gazı ve/veya plazmaya yakın vakum kabındaki blanket modüllerinde akan bir ötektik alaşım sıvısı ile dışarıya aktarılmaktadır. Isı, hem plazmadan gelen radyasyon hem de plazmadan duvarlarına ve fonksiyonel malzemelere kaçan elektriksel olarak nötr

14,1 MeV nötronlar tarafından tokamakların duvarları yoluyla soğutucuya taşınır (Suri vd., 2010).

Ayrıca, blanket ya bir seramik bileşik ya da sıvı metal (saf lityum ya da kurşun-lityum ötektik alaşımı) formundaki Li^6 'dan oluştuğu için, (n, α) reaksiyonu ile trityuma dönüşmekte ve soğutucuya ilave ısı artışına neden olmaktadır. Ayrıca, plazmadan kaçan 14,1 MeV nötron tokamakın duvarlarına girdiğinde, kafes atomlarının neden olduğu radyasyon hasarı (yer değiştirmeler ve dönüşümler) nedeniyle komplikasyonlar ortaya çıkmaktadır (Kumar vd., 2008). Bu yüksek enerjili nötronların yüksek tesir kesitlerinin hemen hemen tüm elementlerle (n, α) ve (n, p) reaksiyonlarına neden olması nedeniyle, tokamakların duvarlarını oluşturan atomlar bu reaksiyonlara girerek helyum oluşumuna neden olmaktadır. İçlerinde yüksek oranlarda hidrojen, yapısal malzemeye ciddi zararlar vermektedir.



Şekil 2.25: Bir Tokamak'ta malzemelerin düzenlenmesinin şematik bir görünümü (Suri vd., 2010).

Yüksek He/dpa oranlarındaki (dpa, atom başına yer değiştirmeler, kafesin yer değiştirme hasarının ifade edildiği birimdir) malzeme davranışı, tokamakın birincil duvarının malzemelerinin yanı sıra, içindeki malzemelerin de karşılaşabileceği muhtemeldir. Uygun yapısal ve işlevsel malzemeleri bir tokamak ve bir blanket modülünde, bu cihazlardan istenen amaca istenilen zamanda hizmet edecek bir konfigürasyonda yerleştirme zorluğu, malzeme bilimcileri için gerçekten de bir zorluktur.

Tokamakın birincil duvarı plazmaya en yakın duvardır ve bu nedenle yüksek ısı akısı dışında yüksek enerjili nötronların verdiği hasar nedeniyle yüksek He/dpa oranlarına

maruz kalmaktadır. Saptırıcı ve sınırlayıcı da aynı kategoriye girmektedir. Malzeme plazmaya sıçrarsa, söndürülebilir. Bunun olmasını önlemek için, ya nötronların (ve bazen de plazmadaki elektronların ve diğer iyonların) kendisine çarpması nedeniyle sıçramayan ya da sıçramasına rağmen plazmayı söndürmeyen bir element seçilmesi gerekmektedir. Yüksek Z (atom numaralı) elementler daha az sıçradıkları için birinci kategoriye girerler ve düşük Z elementleri plazmaya sıçrasalar bile onu söndürecek kadar güçlü değildir. Plazma kaplama elemanının seçimi buna bağlıdır. Bir kez seçildiğinde, bu eleman birincil duvarın ayrılmaz bir parçası olması gerekmektedir. Birincil duvarda, özellikle saptırıcıda, aşırı ısınmasını önlemek için birincil duvardan ısı taşıyıcı ve soğutucu görevi görebilecek bir malzeme olması gerekmektedir.

Bu genellikle, Cu'ya gerekli gerilme mukavemetini vermek için biraz Cr (ağırlıkça <1%) ve hatta gerekli yorgunluğu vermek için daha az bir Zr içeriği (ağırlıkça <0.1%) ile alaşımlanmış OFHC'dir (oksijensiz yüksek iletkenlik bakır). Mevcut alternatifler de Tablo 2.7'de listelenmiştir. Listelenen plazma kaplama malzemesinin yanında veya ona doğrudan yapıştırılmış yapısal malzeme, genellikle bir çeliktir. İlk olarak, östenitik paslanmaz çelik 316, birincil duvar yapısı olarak kullanılmak üzere seçilmiştir ve ITER'nin birincil duvarı için düşük aktivasyonlu 316 LN (IG), ITER sınıfı anlamına gelen yapı malzemesi olmaya devam etmektedir ancak ferritik çeliklere göre ışınlama altında daha fazla şişme eğilimi ve 600 °C'nin üzerinde kabul edilemez yorulma ömrü, özellikle de içindeki He (n, α) reaksiyonları nedeniyle oluşan) nedeniyle, birincil duvar için tercih edilen malzemedir.

Tablo 2.7: Tokamakın birincil duvarı için malzemeler.

<p>Birincil Duvar Plazma Kaplaması (Barabash vd., 1996; Davis vd., 1998; Watson vd., 1998; Nygren vd., 2006)</p> <p>-Düşük Z- Be, C-C Kompozitleri- yüksek püskürtme fakat daha az absorbe -Yüksek Z- W, Mo-bazlı alaşımlar- düşük püskürtme fakat yüksek absorbe</p>
<p>Birincil Duvar Isı Soğurucu (Butterworth ve Forty, 1992; Luconi vd., 2005; Batra vd., 2001; Batra vd., 2002)</p> <p>-Cu-Cr -Zr alaşımları -Bakır alaşımları-alümina ile güçlendirilmiş dispersiyon</p>

Tablo 2.7'nin devamı

<p>Birincil Duvar Yapısı (Kohyama vd., 1996; Kimura vd., 2003; Tavassoli, 2002; Zinkle ve Ghoniem, 2000; Baluc vd., 2007; Tanigawa vd., 2008)</p> <ul style="list-style-type: none">• Çelik <p>-ITER'nin birincil duvarı için düşük aktivasyonlu östenitik çelikler [SS 316L(N) IG]</p> <p>-PROTOTİP için nanoyapılı ferritik/martensitik ODS çelik veya nanoyapılı yüksek nitrojen karbür dispersiyonla güçlendirilmiş (CDS) F/M çelikler.</p> <ul style="list-style-type: none">• Vanadyum Alaşımları (Zinkle, 2005; Smith vd., 1995)• SiC-fiber/SiC kompozitler (Ferraris vd., 2008; Nozowa vd., 2008)

2.7.1. Birincil duvar malzemeleri

Düşük aktivasyon, uygun alaşım elementlerinin seçimi ve hem ikame hem de ara yerdeki safsızlıkların kontrolü ile elde edilmektedir. F82H alaşımının tipik bileşimleri ve Tablo 2.8'de verilen eşdeğerleri, aslında ticari olarak temin edilebilen modifiye 9Cr-1Mo çeliğinin türevleridir. F82H veya eşdeğerlerine ulaşmak için bileşimdeki değişiklikler, bu çeliğin yüksek sıcaklık kapasitesini arttırmanın yanı sıra ışınlama nedeniyle istenen düşük aktivasyonu sağlamak için yapılmıştır. Düşük aktivasyonu elde etmek için bu çelikteki çeşitli elementlerin kontrol edilmesi gereken sınırlar Tablo 2.9'de verilmiştir.

Tablo 2.8: Tokamakın birincil duvarı için çeşitli FM çeliklerinin tipik bileşimleri (Suri vd., 2010).

Çelik/Kompozitler	Cr	W	Mn	V	Si	C	Ta	N	Fe
F82H	7,46	1,96	0,21	0,15	0,10	0,09	0,023	0,006	Geri kalan
JLF-1	9	2	0,45	0,25	0,2	0,10	0,07	0,05	Geri kalan
Eurofer-97	8,9	1,1	0,47	0,2	-----	0,11	0,14	-----	Geri kalan
CLAM	8,98	1,55	0,40	0,21	-----	0,11	0,15	-----	Geri kalan

Bununla birlikte, işlenmiş formdaki F82H veya eşdeğerleri bile, bu reaktörler için öngörülen 30 yıllık ömür ve bu çeliklerde bu dönemde birikecek olan kabul edilemez derecede büyük miktarlarda He üretimi nedeniyle prototip reaktörler için kabul edilemezdir. Alternatif olarak, toz yıpratma yoluyla çeliğe çok büyük sayılarda eklenen

Ti-YO komplekslerinin yüzeyleri üzerinde çekirdeklendirerek He'yi küçük kabarcıklar halinde dağıtabilen nano yapıları bir F82H formunda bulunmuştur.

Bu çelik, 3. nesil oksit dispersiyonu ile güçlendirilmiş (ODS) F/M çeliği olarak bilinmektedir (Romanoski vd., 2000; Klimiankou vd., 2003). Ticari bir tokamakin birincil duvarının gereksinimlerine uyan, üretimi kolay diğer malzemeler için dünya çapında araştırmalar devam etmektedir (Kurtz vd., 2009).

Vanadyum ve alaşımlarının endüstriyel üretim ve birleştirme deneyimi eskisi kadar iyi olmadığı için şu anda FMS çeliklerini kullanmaktan başka çok az seçenek vardır. Çok gelişmiş ve doğal kırılma dayanıklılığı nedeniyle, toplu SiC ve SiCf-SiC kompozitleri hala kullanım için uygun değildir. Ayrıca, vanadyumun Pb-Li alaşımıyla zayıf uyumluluğu nedeniyle, onunla kombinasyon halinde yalnızca saf Li kullanılabilir ve bu da çarpan olarak Be veya berilid ihtiyacını gerektirir. Rusya, yapısal malzemesi olarak vanadyum alaşımına sahip sıvı tokamak tasarlamıştır (Kolbasov vd., 2008)

Tablo 2.9, birincil duvar için yapısal malzemelerin özellikleri arasında karşılaştırmayı göstermektedir. Birincil duvar malzemeleri ile ilgili kritik konular, yüksek enerjili nötronlar nedeniyle dönüşüm ve yer değiştirme hasarlarını, büyük boyutlu karmaşık şekillerin üretilmesini, bunların birleştirilmesini ve füzyon ortamlarında kullanım için malzemelerin kalifikasyon kodlarını içermektedir. Nötronların neden olduğu hasar söz konusu olduğunda, hızlı reaktörlerin çekirdeğinde meydana gelen tüm etkiler füzyon ortamında da meydana gelmektedir.

Tablo 2.9: Birincil duvar için çeşitli yapısal malzemelerin özellikleri arasında karşılaştırma (Suri vd., 2010).

Özellik/Malzemeler	FMS	V-4Cr-4Ti	SiCf/SiC
Pencere Sıcaklığı, °C	300-600	400-700	700-1000
Yüzey Isı Kapasitesi, kW/K.m	4,32-2,74	4.61-4.63	1,05
Termal Genleşme, 10 ⁻⁶ /K	11,1-12,3	10,3-11,4	2,5
Termal İletkenlik, W/K.m	33,4-32,3	31,3-33,8	12,5
DBTT, °C	<20	250-300	Kırılma
RIS ve He Etkileri	+	+	+

Nötronların birincil duvarı oluşturan atomlarla (n, α) tepkimeleri sonucu oluşan helyum, ele alınması zor bir konudur. Özellikle 14,1 MeV nötronlar tarafından bir tokamak içinde

ışınlanması nedeniyle malzemede He üretim hızı çok yüksektir (çelik için 200-600 appm/yıl aralığında) ve bu nedenle 30 yıllık ömründe, malzemenin büyük miktarlarda He biriktirmesi muhtemeldir. He'nin herhangi bir metalik matristeki çözünürlüğünün sıfır olduğu bilindiğinden, yüksek sıcaklıkta helyum gevrekliği büyük bir endişe kaynağıdır. Ayrıca He, bir tokamakın birincil duvarı tarafından yaşanması muhtemel termal yorgunluk altında, birincil duvar ostenitik çeliğinin ömrünü ciddi şekilde sınırlamaktadır. Bu zorluğun üstesinden gelmek için, çok daha iyi bir termal iletkenliğe sahip olduğu için 316 paslanmaz çelik yerine F/M çeliği kullanılmıştır. Bu, 3 nm çapından daha küçük boyutlara sahip itriyum parçacıklarının çok sayıda (10^{23} parçacık/m³) dağıtıldığı 3. nesil ODS F/M çeliği geliştirilerek He'yi nano boyutlu kabarcıklara dağıtarak daha da üstesinden gelinmektedir. Ayrıca nano boyutlu (18-20 nm çap) itriyum, çelik tozu ile karışımının yalnızca Ti varlığında aşındırılması sırasında 3 nm çapından daha az bir çapa rafine edilir ve bu nedenle yıpranmadan önce karışıma eklenmelidir. Yıpranma nedeniyle Ti-YO kompleksleri oluşmaktadır. İlginçtir ki, bunu etkili bir şekilde başarabilecek tek unsur Ti'dir. Ayrıca Ti-Y-O kompleksleri, He kabarcıklarının çekirdeklenmesi için alanlar görevi görmektedir (Trinkaus ve Singh, 2003; Esteban vd., 2007).

3.MATERYAL VE METOD

Bu tez kapsamında seçilen malzemeler ITER füzyon reaktörünün birincil duvarında kullanılacak alternatif malzemelerdir. Burada seçilen alaşımlar hem teorik hem de simülasyon metotları kullanılarak nötron radyasyonu zırlama açısından değerlendirilmesi yapılmıştır. Kısaca teorik hesaplamalar seçilen malzemelerin nötron sökme tesir kesitleri hesaplanarak elde edilirken GEANT4 simülasyon kodu ile belirli enerjilerde malzeme üzerinden geçen nötron sayısı belirlenmiştir. 4,5 MeV enerjili nötronların hızlı nötron olması ve 14 MeV enerjili nötronların ise D-T reaksiyonu sonucu açığa çıkması, bu çalışmadaki nötronların enerjisi olarak alınmıştır. Elde edilen bilgiler ışığında her bir alaşımın nötron zırlama kabiliyeti değerlendirilmiştir.

3.1.Kullanılan Alaşımlar

Füzyon reaksiyonu sonucu açığa çıkan nötronun, reaktör içinde tutulabilmesi için reaktörün yapısal malzemeleri iyi seçilmelidir. Bu kapsamda ITER test reaktörlerinin birincil duvar yapısal malzemesi olarak düşünülen F82H, JLF-1, Eurofer97 ve CLAM gibi çelik alaşımları bulunmaktadır. Bunlara ek olarak parafin materyalinin bolca hidrojen atomu içermesinden dolayı nötron zırlamada kullanıldığı bilinmektedir. Parafinin iyi bir nötron soğurucu olduğu bilindiği için bu çalışmada da referans materyal olarak ele alınmıştır. Aşağıda her bir alaşım hakkında daha detaylı bilgiler verilmiştir.

3.1.1.F82H

Çeşitli azaltılmış aktivasyonlu ferritik/martensitik çelikler (RAFM)'in bir örneği olan F82H (Fe-8Cr-2W-V-Ta) çelik türü, ITER'deki Japon test blanket modülü (TBM) sistemi için umut verici aday malzemelerden biri olarak kabul edilmiştir. Çünkü F82H çeliği, mükemmel ısı direnci ve iyi ışınlama direncine sahiptir. Mukavemet, sürünme ve tokluk açısından bu malzemenin tatmin edici mekanik performansı, benzersiz mikro yapısından kaynaklanmaktadır. F82H çeliğinin mikro yapısı, çıta martensit ve $M_{23}C_6$ (M = Cr, W ve Fe) ve MX (M = Ta, V; X = C, N) gibi çökeltilerden oluşan temperli ferritik/martensitik yapı olarak tanımlanmaktadır. Bu karbürler görünüşte mekanik özellikleri etkilemek için büyük önem taşımaktadır (Kano vd., 2016).

3.1.2.JLF-1

Düşük aktivasyonlu ferritik/martensitik çelik JLF-1(8.92Cr-2W), füzyon reaktörlerinin blanket yapı bileşenleri için aday alaşımlardan biri olarak kabul edilmektedir. JLF-1 çelik kompozitinin ağırlıkça % olarak kimyasal bileşimi; 0,10 C- 0,2 Si- 0,45 Mn- 9 Cr- 2 W- 0,25 V- 0,07 Ta- 0,05 N ve geri kalan ise Demir (Fe) elementidir (Suri vd., 2010).

Füzyon reaktörünün birincil duvar, blanket ve manyetik sistem gibi yapısal bileşenleri, reaktör ömrü boyunca gerilme, sürünme, yorulmaya maruz kalmaktadır. Bu yapılar sürünme-yorulma deformasyonuna dayanmalıdır. Malzemeler, bozulma, elektromanyetik kuvvet, basınç dalgalanmaları ve depremden kaynaklanan beklenmedik yüksek gerinim deformasyonuna direnmek için her zaman yeterli tokluğu korunmalıdır. JLF-1 çeliğinin yüksek sıcaklıktaki çekme özellikleri, izin verilen gerilim, plastik deformasyon ve gerinim sertleşmesi gibi tasarım ömrü boyunca yaşayabileceği varsayılan mekanizmaya karşı yeterli tasarım marjına sahiptir. Yapısal malzemeler olarak uygulamada, JLF-1 çeliğinin yüksek sıcaklıktaki çekme özelliğini ve mikroyapı değişimini değerlendirmek gerekmektedir. Çünkü malzemenin yüksek sıcaklıktaki çekme özellikleri tasarım için kilit noktadır (Li, 2012).

3.1.3.Eurofer-97

Eurofer-97, Avrupa Füzyon Geliştirme Anlaşması (EFDA)-Yapısal Malzemeler çerçevesinde bir Avrupa referans malzemesidir. Bu alaşım, azaltılmış aktivasyon ferritik/martensitik çelikler tip 9CrW-Ta-V için gerekli kimyasal bileşim özelliklerine göre Avrupa'da üretilmiştir. Eurofer-97 çelik kompozitinin ağırlıkça % olarak kimyasal bileşimi; 0,11 C, 0,47 Mn, 8,9 Cr, 1,1 W, 0,2 V, 0,14 Ta ve geri kalan ise Demir (Fe) elementidir (Suri vd., 2010).

Yapısal malzeme olarak niteliği günümüzde araştırılmakta ve konvansiyonel özelliklerin karakterizasyonunu ve 70 dpa'lık hasar seviyelerine kadar ışınlama davranışının belirlenmesini içermektedir. Önerilen çalışma sıcaklığı 300-550 °C'dir (Fernandez vd., 2004).

3.1.4.CLAM

Çin'de, Çin düşük aktivasyonlu martensitik (CLAM) çeliği geliştirilmiştir. Çin'deki diğer enstitüler, üniversiteler ve diğer ülkelerle iş birliği içinde olan Plazma Fiziği Çin Bilimler Akademisi (ASIPP) Enstitüsü'nde CLAM üzerinde bir dizi Ar-Ge faaliyeti yürütülmektedir. CLAM çeliğinin kimyasal bileşimi, 9Cr1,5W-Ta nominal bileşimine

dayanmaktadır. CLAM çelik alaşımının ağırlıkça % olarak kimyasal bileşimi; 0,11 C, 0,40 Mn, 8,98 Cr, 1,55 W, 0,21 V, 0,15 Ta ve geri kalan ise Demir (Fe) elementidir (Suri vd., 2010).

Nb ve Mo elementleri uzun süreli aktivasyona neden olur ve yaygın martenzitik çeliklere kıyasla W, V ve Ta ile değiştirilir. Yüksek sıcaklıklarda özellikleri iyileştirmek için Ta içeriği %0,15'e ayarlanabilir fakat önerilen maksimum servis sıcaklığı 550 °C olması tavsiye edilmektedir. O, N, S ve Nb vb. gibi safsızlık elementleri mümkün olduğu kadar düşük bir seviyeye düşürülür (Huang vd., 2004).

3.1.5.Parafin

Parafin, OPCM'lerin önemli bir grubudur ve genellikle düz zincirli n-alkanlardan, $CH_3-(CH_2)_n-CH_3$ 'ten oluşur. Bu malzemeler, sıvı-katı faz değişimleri sırasında büyük miktarda ısı depolayabilir ve serbest bırakabilir. 200–250 kJ/kg civarında son derece büyük bir ısı depolama kapasitesine sahiptirler. Parafin, ayrıca geniş bir erime noktası aralığına sahiptir ve yaklaşık 2501°C'de termal stabiliteye sahiptir. Sık faz değişiklikleri sırasında çok az veya hiç faz ayrımı göstermezler. Kimyasal olarak inert, uzun ömürlü, aşındırıcı olmayan, kokusuz, ucuz, kolay erişilebilmektedir. Ekolojik olarak zararsız ve toksik değildirler. Parafinin bolca hidrojen atomu içermesinden dolayı, nötron zırlamada yaygın olarak kullanıldığı da bilinmektedir (Rashidi vd., 2020).

3.2.Kullanılan Elementler

3.2.1.Krom (Cr)

Krom, bir geçiş elementi veya geçiş metali olan, periyodik tablonun d-blokunda yer alan ve 3–12 gruplarını içeren bir elementtir (Lunk, 2015). Periyodik tablonun 6. Grubunun (VIb) kimyasal elementi, yüksek cila alan ve alaşımlarda mukavemet ve korozyon direncini artırmak için kullanılan sert çelik-gri bir metaldir. Krom yer kabuğunda en bol bulunan 24. Elementtir. Temel özellikleri Tablo 3.1'de derlenmiştir.

Tablo 10: Krom elementinin temel özellikleri (Gregersen, 2021a).

Atom Numarası	24
Atom Ağırlığı	51,9961
Erime Noktası	1890 °C
Oksidasyon Durumu	+2, +3, +6
Elektron Konfigürasyonu	[Ar]3d ⁵ 4s ¹

3.2.2.Tungsten (W)

Atom numarası 74 olan Tungsten elementi daha az yaygın metallere biridir ve periyodik sistemde krom ve molibden ile grup VI'da bulunur. Saf metalik halde tungsten çeliğine benzer bir parlaklığa sahiptir.

Son yıllarda, özellikle metalik tungsten, tüm metallere yüksek erime noktasına, yüksek sıcaklıkta iyi mekanik özelliklere, ısı ve elektrik için iyi iletkenliğe sahip olması nedeniyle birçok teknik uygulamada kullanılmıştır (Rieck, 1967). Temel özellikleri Tablo 3.2.'de derlenmiştir.

Tablo 11: Tungsten elementinin temel özellikleri (Britannica, 2021b).

Atom Numarası	74
Atom Ağırlığı	183,85
Erime Noktası	3410 °C
Oksidasyon Durumu	+2, +3, +4, +5, +6
Elektron Konfigürasyonu	[Xe]4f ¹⁴ 5d ⁴ 6s ²

3.2.3.Mangan (Mn)

Mangan, yer kabuğunda yaklaşık %0,1 içeren en bol bulunan 12. element ve en bol bulunan 5. metaldir. Kimyasal sembolü Mn olup, atom numarası 25, ortalama atom kütlesi 54,938 g/mol, atom yarıçapı 1,7 Å olan gümüş grisi, kırılkan ve parlak bir geçiş metalidir. Mn, suda çözünür hale gelmek için oksijen, kükürt ve klor gibi kimyasallarla ortamda bileşikler oluşturur (Röllin ve Nogueira, 2011). Temel özellikleri Tablo 3.3'te derlenmiştir.

Tablo 12: Mangan elementinin temel özellikleri (Britannica, 2021c).

Atom Numarası	25
Atom Ağırlığı	54,938
Erime Noktası	1246 °C
Oksidasyon Durumu	+2, +3, +4, +5, +6, +7
Elektron Konfigürasyonu	[Ar]3d ⁵ 4s ²

3.2.4. Vanadyum (V)

Vanadyum, titanyum ve krom arasındaki periyodik tablonun ilk uzun periyodunda görünen gümüş renkli bir d-blok geçiş metalidir. Vanadyum iki kararlı izotopa sahiptir. Bunlar ⁵⁰V ve ⁵¹V izotoplardır. Vanadyum, 1910 °C gibi yüksek bir erime noktasına sahiptir ve orta derecede uyumsuz, refrakter, litofil bir elementtir. Vanadyum, Pauling ölçeğinde 1,63'lük bir elektronegatifliğe sahiptir ve 6,74 eV'lik bir ilk iyonlaşma potansiyeli sergiler (Pourret ve Dia, 2016). Temel özellikleri Tablo 3.4'te derlenmiştir.

Tablo 13: Vanadyum elementinin temel özellikleri (Britannica, 2021h).

Atom Numarası	23
Atom Ağırlığı	50,942
Erime Noktası	1890 °C
Oksidasyon Durumu	+2, +3, +4, +5
Elektron Konfigürasyonu	[Ar]3d ³ 4s ²

3.2.5. Silisyum (Si)

Silisyum, karbon ailesindeki metalik olmayan bir kimyasal elementtir. Silisyum, Dünya'da en bol bulunan ikinci elementtir ve esas olarak oksitlenmiş silikat (SiO₂) formunda bulunur (Basu, 2011). Temel özellikleri Tablo 3.5'te derlenmiştir.

Tablo 14: Silisyum elementinin temel özellikleri (Britannica, 2021d).

Atom Numarası	14
Atom Ağırlığı	28,086
Erime Noktası	1410 °C
Oksidasyon Durumu	-4, (+2), +4
Elektron Konfigürasyonu	$1s^22s^22p^63s^23p^2$

3.2.6.Karbon (C)

Karbon, periyodik tablonun 14. Grubunda (IVa) metalik olmayan kimyasal elementtir. Doğada geniş çapta dağılmış olmasına rağmen bolca bulunmaz. Yerkabuğunun yalnızca yüzde 0.025'ini oluşturur. Fakat diğer tüm elementlerin toplamından daha fazla bileşik oluşturur. Radyoaktif olan karbon-14, radyokarbon tarihleme ve radyo etiketlemede kullanılan izotopdur. Temel özellikleri Tablo 3.6'da derlenmiştir.

Tablo 15: Karbon elementinin temel özellikleri (Britannica, 2021e).

Atom Numarası	6
Atom Ağırlığı	12,0096
Erime Noktası	3550 °C
Oksidasyon Durumu	+2, +3, +4
Elektron Konfigürasyonu	$1s^22s^22p^2$

3.2.7.Tantal (Ta)

Tantal, bir geçiş metalidir. Tipik metallere göre daha az reaktifdir ancak daha az tipik metallere göre daha reaktifdir. Tantal, esas olarak karmaşık oksitler (Nb, Ta)₂O₅ olan cevherlerinde ilişkili oldukları niyobyum ile yakından ilişkilidir.

Metalin mekanik özellikleri, neredeyse tüm refrakter metallere olduğu gibi, saflığına, yapısına ve kristal kusurlarına büyük ölçüde bağlıdır. Düşük konsantrasyonlarda interstisyel safsızlıklar bile sertliği artırır ve sünekliği azaltır (Habashi, 2013). Temel özellikleri Tablo 3.7'de derlenmiştir.

Tablo 16: Tantal elementinin temel özellikleri (Britannica, 2021f).

Atom Numarası	73
Atom Ağırlığı	180,94788
Erime Noktası	2996 °C
Oksidasyon Durumu	+2, +3, +4, +5
Elektron Konfigürasyonu	[Xe]4f ¹⁴ 5d ³ 6s ²

3.2.8. Azot (N)

Azot, periyodik tablonun 15 [Va] Grubunun ametal elementi. Dünya atmosferinde en bol bulunan ve tüm canlı maddelerin yapıtaşı olan renksiz, kokusuz, tatsız bir gazdır. Temel özellikleri Tablo 3.8'de derlenmiştir.

Tablo 17: Azot elementinin temel özellikleri (Sanderson, 2020).

Atom Numarası	7
Atom Ağırlığı	14,0067
Erime Noktası	-209,86 °C
Oksidasyon Durumu	-3, +3, +5
Elektron Konfigürasyonu	1s ² 2s ² 3p ³

3.2.9. Demir (Fe)

Demir, kimyasal element, periyodik tablonun 8. Grubu (VIIIb) metali, en çok kullanılan ve en ucuz metaldir. Temel özellikleri Tablo 3.9'da derlenmiştir.

Tablo 18: Demir elementinin temel özellikleri (Britannica, 2020).

Atom Numarası	26
Atom Ağırlığı	55,847
Erime Noktası	1538 °C
Oksidasyon Durumu	+2, +3, +4, +6
Elektron Konfigürasyonu	[Ar]3d ⁶ 4s ²

3.2.10.Hidrojen (H)

Tek bir proton ve elektrondan oluşan evrendeki en basit element olan hidrojen, evrenin bileşiminin büyük bölümünü oluşturur. Dünyanın yüzeyinde hidrojen, oksijen, karbon ve azot gibi diğer elementlerle bir bileşik olarak bulunur. Normal olarak saf hidrojen, iki atomlu bir hidrojen (H₂) molekülü şeklinde bulunur. Döteryum ve trityum, hidrojenin izotoplarıdır (Abe, 2007). Temel özellikleri Tablo 3.10'da derlenmiştir.

Tablo 19: Hidrojen elementinin temel özellikleri (Jolly, 2020).

Atom Numarası	1
Atom Ağırlığı	1,0080
Erime Noktası	-259,20 °C
Oksidasyon Durumu	+1
Elektron Konfigürasyonu	1s ¹

3.2.11.Bor (B)

Bor elementi, periyodik tablonun ana Grubu 13'ün (IIIa veya bor grubu) yarı metalidir. Bor ilginç optik özelliklere sahiptir. Temel özellikleri Tablo 3.11'de derlenmiştir.

Tablo 20: Bor elementinin temel özellikleri (Helmenstine, 2020).

Atom Numarası	5
Atom Ağırlığı	10,8
Erime Noktası	2075 °C
Oksidasyon Durumu	+3
Elektron Konfigürasyonu	[He]2s ² 2p ¹

3.2.12.Molibden (Mo)

Molibden, 2610 °C erime noktasına sahip beyaz platin benzeri bir metaldir. Saf halde, sert ve sünektir. Orta sertlik, yüksek ısı iletkenliği, korozyona karşı yüksek direnç ve düşük genleşme katsayısı ile karakterize edilmektedir. Diğer metallerle alaşımlandığında, molibden sertleşebilirliği, tokluğu, çekme mukavemetini ve sürünme direncini arttırmakta ve genellikle tek tip sertliği desteklemektedir. Küçük miktarlarda molibden

(yüzde 1 veya daha az), matris malzemesinin aşınma direncini, antikorozyon özelliklerini, yüksek sıcaklık dayanımını ve tokluğunu önemli ölçüde iyileştirmektedir. Bu nedenle molibden, çeliklerin ve son derece sofistike demir dışı süper alaşımların üretiminde hayati bir katkı maddesidir (Wang ve Sutulov, 2018). Temel özellikleri Tablo 3.12'de derlenmiştir.

Tablo 21: Molibden elementinin temel özellikleri (Britannica, 2021g).

Atom Numarası	42
Atom Ağırlığı	95,94
Erime Noktası	2610 °C
Oksidasyon Durumu	0, +2, +3, +4, +5, +6
Elektron Konfigürasyonu	[Kr]4d ⁵ 5s ¹

3.3.GEANT4 Simülasyon Programı ve Nötron Zırhlama Değerlendirilmesi

GEANT4 (Geometry and Tracking), parçacıkların madde ile etkileşimlerini modelleyen bir Monte Carlo simülasyon programıdır. 90'ların başında CERN'de (Cenevre, İsviçre) RD44 projesi olarak doğmuştur. Amaç, modern parçacık ve nükleer fizik tarafından dayatılan, büyük ölçekli yüksek enerjinin parçacık dedektör karmaşıklığı tarafından dikte edilen gereksinimleri karşılayabilen, nesne yönelimli teknolojiye dayalı, sağlam ve çok yönlü bir simülasyon yazılım aracı geliştirmektir. Ar-Ge aşaması, ilk üretim sürümünün teslim edilmesiyle Aralık 1998'de tamamlanmıştır.

GEANT4 programı Monte Carlo metodu aracılığıyla temel parçacıkların madde içerisinde geçişinin simülasyonunu yapmaktadır. Günümüzde GEANT4 nükleer fizik, hızlandırıcı fiziği, medikal ve uzay bilimi gibi alanlarda kullanılmaktadır. GEANT4, yüksek enerji fiziğinden eV ölçeğine kadar radyasyon fiziği araştırmaları için tek açık kaynaklı, ücretsiz ve genel Monte Carlo kodudur. GEANT4, kapsamlı dedektör ve fizik modelleme yetenekleri sağlamaktadır. Deney düzeneği, geometri ve malzeme eklemeyi çıkarma mümkündür. Kullanıcı, elektromanyetik alanların varlığında da maddedeki parçacıkları izleyebilir ve dedektörün tepkisini tanımlayabilmektedir. GEANT4, kullanıcılarının simülasyon uygulamalarıyla etkileşime girmesini ve sonuçlarını analiz nesnelerinde saklamasını sağlayan arayüzler sağlamaktadır (Agostinelli vd., 2003; Allison vd., 2006; Guatelli vd., 2011).

Bu çalışmada öncelikle GEANT4 simülasyon programı Linux işletim sisteminin Ubuntu sürümü içerisinde kurulmuştur. Kurulum yapıldıktan sonra simülasyon programında Tablo 2.8 referans alınarak materyal tanımlamaları yapılmıştır. Bu çalışmada füzyon reaksiyonundan çıkan hızlı nötronlar ele alınmıştır. Nötronlar için GEANT4 simülasyon programından “hadronic/Hadr03” paketinde çalışılmıştır. Materyal tanımlamaları “hadronic/Hadr03/src” klasöründe bulunan “DetectorConstruction.cc” belgesi içerisinde yapılmıştır. Bu işlem için izlenen yol şu şekildedir;

```
geant4.10.07.p02-install/share/Geant4-10.7.2/examples/extended/hadronic/Hadr03/src  
pico DetectorConstruction.cc
```

“DetectorConstruction.cc” belgesine girildikten sonra bu araştırmada kullanılan malzemelerin içerisinde bulunan tüm elementler ve yeni oluşturulan kompozitler tanımlanmıştır. Bu tanımlamalar için bazı örnekler Şekil 3.1, Şekil 3.2 ve Şekil 3.3’te verilmektedir.

```
//NE213  
G4Element* H = new G4Element("Hydrogen", "H", 1., 1.01*g/mole);  
G4Element* C = new G4Element("Carbon", "C", 6., 12.00*g/mole);  
G4Element* Pb = new G4Element("Lead", "Pb", 82., 207.19 *g/mole);  
G4Element* Co = new G4Element("Cobalt", "Co", 27., 58.933 *g/mole);  
G4Element* I = new G4Element("Iodine", "I", 53., 126.90 *g/mole);  
G4Element* O = new G4Element("Oxygen", "O", 8., 15.9994 *g/mole);  
G4Element* S = new G4Element("Sulphur", "S", 16., 32.066 *g/mole);  
G4Element* Cd = new G4Element("Cadmium", "Cd", 48., 112.411 *g/mole);  
G4Element* Cr = new G4Element("Chromium", "Cr", 24., 51.9961 *g/mole);  
G4Element* W = new G4Element("Tungsten", "W", 74., 183.84 *g/mole);  
G4Element* Mn = new G4Element("Manganese", "Mn", 25., 54.93805 *g/mole);  
G4Element* V = new G4Element("Vanadium", "V", 23., 50.942 *g/mole);  
G4Element* Si = new G4Element("Silisyum", "Si", 14., 28.0855 *g/mole);  
G4Element* Ta = new G4Element("Tantalum", "Ta", 73., 180.9479 *g/mole);  
G4Element* N = new G4Element("Nitrogen", "N", 7., 14.00674 *g/mole);  
G4Element* Fe = new G4Element("Iron", "Fe", 26., 55.847 *g/mole);  
G4Element* B = new G4Element("Boron", "B", 10., 10.8 *g/mole);  
G4Element* Mo = new G4Element("Molybdenum", "Mo", 42., 95.94 *g/mole);
```

Şekil 26: GEANT4 programına tanımlanan elementler.

```

G4Material* F82H =
new G4Material("F82H", 8.028*g/cm3, 9);
F82H->AddElement(Cr, 7.46*perCent);
F82H->AddElement(W, 1.96*perCent);
F82H->AddElement(Mn, 0.21*perCent);
F82H->AddElement(V, 0.15*perCent);
F82H->AddElement(Si, 0.10*perCent);
F82H->AddElement(C, 0.09*perCent);
F82H->AddElement(Ta, 0.023*perCent);
F82H->AddElement(N, 0.006*perCent);
F82H->AddElement(Fe, 90.001*perCent);

G4Material* JLF1 =
new G4Material("JLF1", 8.011*g/cm3, 9);
JLF1->AddElement(Cr, 9.0*perCent);
JLF1->AddElement(W, 2.0*perCent);
JLF1->AddElement(Mn, 0.45*perCent);
JLF1->AddElement(V, 0.25*perCent);
JLF1->AddElement(Si, 0.2*perCent);
JLF1->AddElement(C, 0.10*perCent);
JLF1->AddElement(Ta, 0.07*perCent);
JLF1->AddElement(N, 0.005*perCent);
JLF1->AddElement(Fe, 87.88*perCent);

G4Material* Eurofer97 =
new G4Material("Eurofer97", 7.933*g/cm3, 7);
Eurofer97->AddElement(Cr, 8.9*perCent);
Eurofer97->AddElement(W, 1.1*perCent);
Eurofer97->AddElement(Mn, 0.47*perCent);
Eurofer97->AddElement(V, 0.2*perCent);
Eurofer97->AddElement(C, 0.11*perCent);
Eurofer97->AddElement(Ta, 0.14*perCent);
Eurofer97->AddElement(Fe, 89.08*perCent);

G4Material* CLAM =
new G4Material("CLAM", 7.985*g/cm3, 7);
CLAM->AddElement(Cr, 8.98*perCent);
CLAM->AddElement(W, 1.55*perCent);
CLAM->AddElement(Mn, 0.40*perCent);
CLAM->AddElement(V, 0.21*perCent);
CLAM->AddElement(C, 0.11*perCent);
CLAM->AddElement(Ta, 0.15*perCent);
CLAM->AddElement(Fe, 88.6*perCent);

```

Şekil 27: GEANT4 programına tanımlanan ana malzemeler.

```

G4Material* F8Bor5 =
new G4Material("F8Bor5", 7.7496*g/cm3, 2);
F8Bor5->AddMaterial(F82H, 95*perCent);
F8Bor5->AddMaterial(Boron, 5*perCent);

G4Material* F8Bor10 =
new G4Material("F8Bor10", 7.4712*g/cm3, 2);
F8Bor10->AddMaterial(F82H, 90*perCent);
F8Bor10->AddMaterial(Boron, 10*perCent);

G4Material* F8Bor15 =
new G4Material("F8Bor15", 7.1928*g/cm3, 2);
F8Bor15->AddMaterial(F82H, 85*perCent);
F8Bor15->AddMaterial(Boron, 15*perCent);

G4Material* F8Bor20 =
new G4Material("F8Bor20", 6.9144*g/cm3, 2);
F8Bor20->AddMaterial(F82H, 80*perCent);
F8Bor20->AddMaterial(Boron, 20*perCent);

G4Material* JLBor5 =
new G4Material("JLBor5", 7.7334*g/cm3, 2);
JLBor5->AddMaterial(JLF1, 95*perCent);
JLBor5->AddMaterial(Boron, 5*perCent);

G4Material* JLBor10 =
new G4Material("JLBor10", 7.4559*g/cm3, 2);
JLBor10->AddMaterial(JLF1, 90*perCent);
JLBor10->AddMaterial(Boron, 10*perCent);

G4Material* JLBor15 =
new G4Material("JLBor15", 7.1783*g/cm3, 2);
JLBor15->AddMaterial(JLF1, 85*perCent);
JLBor15->AddMaterial(Boron, 15*perCent);

G4Material* JLBor20 =
new G4Material("JLBor20", 6.9008*g/cm3, 2);
JLBor20->AddMaterial(JLF1, 80*perCent);
JLBor20->AddMaterial(Boron, 20*perCent);

```

Şekil 28: GEANT4 programına tanımlanan yeni oluşturulan malzemeler.

Malzeme tanımlamaları yapıldıktan sonra GEANT4 simülasyon programı çalıştırılmıştır. Programı çalıştırmak için izlenen yol Şekil 3.4'te gösterilmektedir.

```

mst@mst-Lenovo-ideapad-Y700-15ISK:~/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/bin$ source geant4.sh
mst@mst-Lenovo-ideapad-Y700-15ISK:~/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/bin$ cd ..
mst@mst-Lenovo-ideapad-Y700-15ISK:~/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install$ cd ..
mst@mst-Lenovo-ideapad-Y700-15ISK:~/Geant4/geant$ cd nzirh/
mst@mst-Lenovo-ideapad-Y700-15ISK:~/Geant4/geant/nzirh$ cmake -DGeant4_DIR=/home/mst/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/lib/Geant4-10.7.2 /home/mst/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/share/Geant4-10.7.2/examples/extended/hadronic/Hadr03
-- Configuring done
-- Generating done
-- Build files have been written to: /home/mst/Geant4/geant/nzirh
mst@mst-Lenovo-ideapad-Y700-15ISK:~/Geant4/geant/nzirh$ make
Consolidate compiler generated dependencies of target Hadr03
[100%] Built target Hadr03
mst@mst-Lenovo-ideapad-Y700-15ISK:~/Geant4/geant/nzirh$ ./Hadr03

```

Şekil 29: GEANT4 çalıştırma komutları.

GEANT4 simülasyon programı çalıştırıldıktan sonra simülasyonu başlatmak için gerekli parametreler girilmiştir. Bu parametreler “malzeme adı, malzeme kalınlığı, gönderilen parçacığın cinsi, gönderilen parçacığın enerjisi ve gönderilen parçacık sayısı” şeklindedir. Bu çalışmada malzeme kalınlığı 5 cm, gönderilen parçacık nötron, parçacık sayısı 10 000 000 ve parçacığın enerjisi 4,5 MeV ve 14 MeV olarak alınmıştır. Şekil 3.5 başlatma için gerekli olan parametrelerin bir örneği gösterilmektedir.

```
@@@ G4ParticleHPInelasticData instantiated for particle neutron data directory variable is G4NEUTRONHPDATA pointing to /home/mst/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/share/Geant4-10.7.2/data/G4NDL4.6
NeutronHP: /Capture file for Z = 6, A = 12 is not found and NeutronHP will use /home/mst/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/share/Geant4-10.7.2/data/G4NDL4.6/Capture/CrossSection/6_nat_Carbon
NeutronHP: /Elastic file for Z = 6, A = 12 is not found and NeutronHP will use /home/mst/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/share/Geant4-10.7.2/data/G4NDL4.6/Elastic/CrossSection/6_nat_Carbon
NeutronHP: /Inelastic file for Z = 6, A = 12 is not found and NeutronHP will use /home/mst/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/share/Geant4-10.7.2/data/G4NDL4.6/Inelastic/CrossSection/6_nat_Carbon
NeutronHP: /Capture file for Z = 73, A = 180 is not found and NeutronHP will use /home/mst/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/share/Geant4-10.7.2/data/G4NDL4.6/Capture/CrossSection/73_181_Tantalum
NeutronHP: /Elastic file for Z = 73, A = 180 is not found and NeutronHP will use /home/mst/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/share/Geant4-10.7.2/data/G4NDL4.6/Elastic/CrossSection/73_181_Tantalum
NeutronHP: /Inelastic file for Z = 73, A = 180 is not found and NeutronHP will use /home/mst/Geant4/geant/geant4.10.07.p02-install/share/Geant4-10.7.2/data/G4NDL4.6/Inelastic/CrossSection/73_181_Tantalum

### === Deexcitation model UAtomDeexcitation is activated for 1 region:
### === Auger cascade flag: 1
### === Ignore cuts flag: 1
Idle> /run/initialize
Idle> /testhadr/det/setMat CLBor20
Idle> /testhadr/det/setSize 5 cm
Idle> /gun/particle neutron
Idle> /gun/energy 14 MeV
Idle> /run/beamOn 10000000
```

Şekil 30: GEANT4 simülasyon programı başlatma komut ve parametreleri.

Gerekli parametreler girilerek simülasyon işlemi başlatılmıştır. Simülasyon işlemi bittikten sonra sonuçlar elde edilmiştir. Bu çalışma için gerekli olan sonuç, malzemeden geçen nötron sayılarıdır (Transportation). Simülasyon işlemi bittikten sonra çıkan sonuçlar ve bu çalışma için gerekli olan malzemeden geçen nötron sayısı (Transportation) Şekil 3.6 da gösterilmektedir.

```
----- Ranecu engine status -----
Initial seed (index) = 0
Current couple of seeds = 1588579270, 126702604
-----

The run is 10000000 neutron of 14 MeV through 5 cm of CLBor20 (density: 6.88 g/cm3 )

Process calls frequency:
Transportation= 2460117 hadElastic= 3417854 nCapture= 1387 neutronInelastic= 4120642

Nb of incident particles surviving after 5 cm of CLBor20 : 2460117

MeanFreePath: 1.9337 cm +- 1.376 cm massic: 13.304 g/cm2
CrossSection: 0.51715 cm^-1 massic: 7.5167 mm2/g

Verification: crossSections from G4HadronicProcessStore:
Transportation= 0 um2/mg
hadElastic= 1.8485 mm2/g
nCapture= 0.77289 um2/mg
neutronInelastic= 2.2282 mm2/g
total= 4.0775 mm2/g
```

Şekil 31: Simülasyon sonucu elde edilen sonuçlar.

Daha önce bahsedildiği üzere, bu çalışmada ele alınan bütün malzemeler 5 cm kalınlıkta alınmıştır. Her bir malzeme üzerine 4,5 MeV ve 14 MeV enerjili, 10 000 000 tane nötron gönderilerek simülasyon işlemi yapılmıştır. Simülasyon işlemi bütün malzemelere uygulanmıştır. Simülasyon işlemi bittikten sonra elde edilen sonuçlar ile malzemelerin nötron zayıflatma özelliklerinin belirlenebilmesi için bazı parametrelerin karşılaştırılması gerekmektedir.

Ele alınan malzemelerin nötron zayıflatma özellikleri lineer zayıflatma katsayısı(μ), YDK (yarı değer kalınlığı) ve OSY (ortalama serbest yol) gibi farklı parametreler hesaplanarak karşılaştırma yapılabilmektedir. Bir nötronun malzeme ile etkileşime girmesinin birim yol uzunluğu başına olasılığı olarak tanımlanan lineer zayıflama katsayısı(μ), bir malzemedeki nötron radyasyonunun karakterizasyonunda önemli bir parametredir. Bu parametre, gelen nötronun enerjisine, malzemenin yoğunluğuna ve malzeme kalınlığına göre farklılık gösterebilir. Lineer zayıflama katsayısı(μ), Denklem (3.1) kullanılarak belirlenebilir.

$$I = I_0 e^{-\mu x} \quad (3.1)$$

Burada I_0 , malzemeye gönderilen nötron sayısı; I , malzemedan geçen nötron sayısını; μ , lineer zayıflama katsayısı ve x , malzeme kalınlığını ifade eder.

Bu çalışmada malzeme kalınlığı, gönderilen nötron sayısı ve simülasyon sonucunda malzemedan geçen nötron sayısı bilinmektedir. Bu sonuçlardan yola çıkarak her bir malzemenin lineer zayıflatma katsayısı hesaplanmıştır.

Lineer zayıflama katsayısı kullanılarak YDK (yarı değer kalınlığı) ve OSY (ortalama serbest yol) gibi radyasyon zayıflama parametreleri belirlenebilir. Malzemedan geçtikten

sonra ilk radyasyon yoğunluğunu %50'ye indiren gerekli malzeme kalınlığına yarı değer kalınlığı denir ve Denklem (3.2) kullanılarak elde edilebilir.

$$YDK = \frac{0.693}{\mu} \quad (3.2)$$

Ortalama serbest yol, tipik olarak diğer parçacıklarla bir veya daha fazla ardışık çarpışmanın bir sonucu olarak, hareket eden bir parçacığın yönünü veya enerjisini önemli ölçüde değiştirdiği ortalama bir mesafedir ve Denklem (3.3) kullanılarak elde edilebilir.

$$OSY = 1/\mu \quad (3.3)$$

Bir malzemenin YDK ve OSY değerlerinin düşük olması, o malzemenin iyi bir koruyucu malzeme olduğunu göstermektedir (Dilsiz vd., 2021).

3.4. Teorik Hesaplama ile Nötron Zırhlama Değerlendirilmesi

3.4.1. Etkin nötron sökme tesir kesiti

Nötron zırhlama sorununun çözümüne yönelik önemli bir adım, farklı elementlerin, bileşiklerin ve maddelerin etkin hızlı nötron sökme tesir kesitleri için doğru veri tabanının geliştirilmesidir (El-Khayatt, 2010).

Etkin nötron sökme tesir kesiti (Σ_R/ρ (cm²/g)), hızlı veya fisyon enerjili bir nötronun, onu nüfuz eden, çarpışmamış nötronlar grubundan çıkaran bir ilk çarpışmaya maruz kalma olasılığıdır. 2 ve 12 MeV arasındaki nötron enerjileri için yaklaşık olarak sabit olduğu kabul edilir. Σ_R/ρ kavramını kullanmak için, incelenen koruyucu malzeme, bazı saçılma atomları içermelidir (Elabd, 2014).

Homojen karışımlar, betonlar, kompozitler ve bileşikler için etkin nötron sökme tesir kesiti Σ_R/ρ , bileşiklerdeki çeşitli elementler için Σ_R veya Σ_R/ρ değerinden hesaplanabilmektedir (El-Khayatt ve El-Sayed Abdo, 2009; Akkurt ve El-Khayatt, 2012).

$$\Sigma_R/\rho = \sum_i w_i (\Sigma_R/\rho)_i \quad (3.1)$$

$$\Sigma_R = \sum_i \rho_i (\Sigma_R/\rho)_i \quad (3.2)$$

Özellikle bu çalışmada olduğu gibi hızlı nötron zayıflamasının söz konusu olması durumunda, hızlı nötron etkin sökme tesir kesiti önemli rol oynamaktadır. Etkin nötron sökme tesir kesiti değerinin büyük olması, nötron zırhlamasında iyi sonuçlar elde etmek demektir.

Bu çalışmada, ITER test reaktörlerinin yapı malzemelerinde kullanılması planlanan F82H, JLF-1, Eurofer-97, CLAM çelik kompozitleri ele alınmıştır ve referans malzemesi olarak parafin kullanılmıştır.

Literatürde, ağır çekirdekli elementlerin gama radyasyonu zırhlamasında, hafif çekirdekli elementlerin ise nötron zırhlamasında kullanıldığı iyi bilinir. Bundan dolayı bu malzemelere ek olarak bu çalışmada, hafif çekirdekli bir element olan “Bor (B)” ve ağır çekirdekli bir element olan “Molibden (Mo)” farklı oranlarda F82H, JLF-1, Eurofer-97 ve CLAM çelik kompozitlerine eklenerek yeni kompozitler oluşturulmuştur. Bu çalışmada, bu 5 farklı temel malzeme ve oluşturulan 32 farklı yeni kompozit için etkin nötron sökme tesir kesitleri (Σ_R/ρ) hesaplanmıştır. Hesaplamalar için gerekli olan bazı elementlerin yoğunluk ve etkin nötron tesir kesitleri Tablo 3.13’te verilmiştir.

Tablo 22:Bu çalışmada kullanılan bazı elementlerin yoğunluk ve etkin nötron sökme tesir kesiti değerleri.

Elementler	Yoğunluk (g/cm ³)	Etkin Nötron Sökme Tesir Kesiti (cm ² /g)
Cr	7,15	0,0208
W	19,25	0,011
Mn	7,44	0,0203
V	6,11	0,0213
Si	2,3296	0,0295
C	2,267	0,0502
Ta	16,654	0,0111
N	0,0012506	0,0448
Fe	7,874	0,0214
H	0,00008988	0,598
B	2,46	0,0575
Mo	10,28	0,0151

Tablo 3.13’ de üzerinde çalışılan kompozitlerin içerdiği elementler, elementlerin yoğunluk ve etkin nötron sökme tesir kesitleri görülmektedir. Bölüm 3.4.1’de bahsedildiği gibi, etkin nötron sökme tesir kesiti değerinin yüksek olması nötron zırhlama açısından iyi sonuçlar elde etmek demektir. Tablo 3.13’e bakıldığında, en yüksek etkin nötron sökme tesir kesiti, 0,598 cm²/g değerine sahip hidrojen elementidir. Bu sonuçla

birlikte, çalışmada kullanılan kompozitlerin yapısında bulunan diğer elementlerden daha iyi nötron zırhlama malzemesi olarak kullanılabilceği görülmüştür.

Bu çalışmada kullanılan 5 temel malzeme için etkin nötron sökme tesir kesitleri hesaplanmıştır ve Tablo 3.14'te verilmiştir.

Tablo 23: Bu çalışmada ele alınan ana malzemeler ve parafinin yoğunluk ve etkin nötron sökme tesir kesiti değerleri.

Malzemeler	Yoğunluk (g/cm ³)	Etkin Nötron Sökme Tesir Kesiti (cm ² /g)
F82H	8,0280	0,1700
JLF-1	8,0110	0,1696
Eurofer-97	7,9330	0,1685
CLAM	7,9850	0,1692
Parafin	0,93	0,1200

Tablo 3.14'te görüldüğü üzere, F82H, JLF-1, Eurofer-97, CLAM çelikleri ve parafin arasında en yüksek etkin nötron tesir kesiti değerine sahip olan malzeme, 0,1700 cm²/g etkin nötron sökme tesir kesiti değeri ile F82H çeliğidir. Bundan dolayı F82H çeliği, bu çalışmada kullanılan diğer malzemeler arasında nötron zırhlama malzemesi olarak tercih edilebilir.

Daha önce bahsedildiği üzere bu çalışmada kullanılan malzemelere ek olarak yeni kompozit malzemeler oluşturulmuştur. Bu yeni kompozit malzemeleri oluşturmak için ana materyal, F82H, JLF-1, Eurofer97 ve CLAM çelik kompozitleri ve ek materyal olarak ise Bor ve Molibden materyallerinden belli oranda alınarak yapılmıştır. Yeni oluşturulan bu kompozit malzemelerin adları, içerikleri ve alınan materyallerin malzeme içindeki oranları Tablo 3.15'te verilmiştir.

Tablo 24: Bu çalışmada oluşturulan yeni kompozit malzemeler ve içerik oranları.

Oluşturulan Kompozitler	F82H (%)	JLF-1 (%)	Eurofer-97 (%)	CLAM (%)	Bor (%)	Molibden (%)
F8Bor5	95				5	
JLBor5		95			5	
EuBor5			95		5	
CLBor5				95	5	
F8Mo5	95					5
JLMo5		95				5
EuMo5			95			5
CLMo5				95		5
F8Bor10	90				10	
JLBor10		90			10	
EuBor10			90		10	
CLBor10				90	10	
F8Mo10	90					10
JLMo10		90				10
EuMo10			90			10
CLMo10				90		10
F8Bor15	85				15	
JLBor15		85			15	
EuBor15			85		15	
CLBor15				85	15	
F8Mo15	85					15
JLMo15		85				15
EuMo15			85			15
CLMo15				85		15

Tablo 3.15'in devamı.

Oluşturulan Kompozitler	F82H (%)	JLF-1 (%)	Eurofer-97 (%)	CLAM (%)	Bor (%)	Molibden (%)
F8Bor20	80				20	
JLBor20		80			20	
EuBor20			80		20	
CLBor20				80	20	
F8Mo20	80					20
JLMo20		80				20
EuMo20			80			20
CLMo20				80		20

Bu çalışmada oluşturulan bu yeni kompozit malzemeler arasında; en yüksek nötron sökme tesir kesitine sahip materyal, nötron zırhlama malzemesi olarak tercih edilebilir. Oluşturulan bu kompozit malzemeler arasında nötron zırhlama malzemesinde kullanılacak en uygun kompozitin seçilebilmesi için, her kompozit malzemenin etkin nötron sökme tesir kesiti değerinin hesaplanması gerekmektedir.

Bundan dolayı, yeni oluşturulan bu malzemelerin teorik olarak etkin nötron sökme tesir kesitleri hesaplanmıştır. Bu kompozit malzemelerin etkin nötron sökme tesir kesitleri ve yoğunlukları Tablo 3.16'da verilmiştir.

Tablo 25: Bu çalışmada oluşturulan yeni kompozit malzemelerin yoğunluk ve etkin nötron sökme tesir kesiti değerleri.

Oluşturulan Kompozitler	Yoğunluk (g/cm³)	Etkin Nötron Sökme Tesir Kesiti (cm²/g)
F8Bor5	7,7496	1,2742
JLBor5	7,73345	1,2689
EuBor5	7,65935	1,2482
CLBor5	7,70875	1,2616
F8Mo5	8,1406	1,3212

Tablo 3.16'nın devamı.

Oluşturulan Kompozitler	Yoğunluk (g/cm³)	Etkin Nötron Sökme Tesir Kesiti (cm²/g)
JLMo5	8,124450	1,3158
EuMo5	8,050350	1,2948
CLMo5	8,09975	1,3084
F8Bor10	7,4712	1,1863
JLBor10	7,4559	1,1815
EuBor10	7,3857	1,1626
CLBor10	7,4325	1,1748
F8Mo10	8,2532	1,2755
JLMo10	8,2379	1,2705
EuMo10	8,1677	1,2511
CLMo10	8,2145	1,2636
F8Bor15	7,1928	1,1016
JLBor15	7,17835	1,0972
EuBor15	7,11205	1,0800
CLBor15	7,15625	1,0912
F8Mo15	8,365800	1,2281
JLMo15	8,351350	1,2234
EuMo15	8,28505	1,2055
CLMo15	8,32925	1,2171
F8Bor20	6,9144	1,0201
JLBor20	6,9008	1,0161
EuBor20	6,8384	1,0005
CLBor20	6,88	1,0106
F8Mo20	8,4784	1,1789

Tablo 3.16'nın devamı.

Oluşturulan Kompozitler	Yoğunluk (g/cm³)	Etkin Nötron Sökme Tesir Kesiti (cm²/g)
JLMo20	8,4648	1,1746
EuMo20	8,4024	1,1581
CLMo20	8,444	1,1688

Bu çalışmada oluşturulan bu yeni kompozit malzemeler arasında, Tablo 3.16'da da görüldüğü gibi F8Mo5, JLMo5 ve CLMo5 birbirine yakın etkin nötron sökme tesir kesiti değerlerine sahiptirler. Elde edilen sonuçlar kıyaslandığında en yüksek etkin nötron değerine sahip malzeme, 1,3212 etkin nötron sökme tesir kesiti değeri ile F8Mo5 kompozitidir.

4.BULGULAR

Bu tez çalışmasında ITER test reaktörünün birincil duvar yapı malzemesinde kullanılması planlanan F82H, JLF-1, Eurofer-97 ve CLAM çelik kompozitleri ele alınmıştır. Nötron zırhlamada yaygın olarak kullanıldığı bilinen parafin ise referans malzeme olarak kullanılmıştır. Bunlara ek olarak, hali hazırda füzyon reaktörleri için önerilen malzemelere çeşitli elementlerin katkıları yapılmış ve simülasyon programında daha iyi bir malzeme üretilip üretilmediğini tartışmak için değerlendirilmeye alınmıştır. Teorik olarak değerlendirilmesi, her bir malzemenin etkin nötron tesir kesiti değerine bakılarak yapılmıştır ve Bölüm 3.4'te verilmiştir.

Bu çalışmada simülasyon değerlendirmesi için ise GEANT4 simülasyon programı kullanılmıştır. GEANT4 simülasyon programında bütün malzemeler için kalınlık ölçüsü 5 cm alınıp, 4,5 MeV ve 14 MeV enerjili 10 000 000 nötron ele alınan malzemeler üzerine gönderilmiştir. Simülasyon işlemleri tamamlandıktan sonra malzemedeki geçen nötron sayısı(transportation) sonuçları elde edilmiştir.

4.1. 4.5 MeV Enerjili Nötronlar İçin Simülasyon Sonuçları

Tablo 4.1; ana malzeme ve parafin üzerine gönderilen 4,5 MeV enerjisindeki nötronların, simülasyon işlemi sonucunda elde edilen, malzeme içinden geçen nötron sayısını(transportation) vermektedir.

Tablo 26: 4,5 MeV enerjili nötronlar için ana malzemeler ve parafinden geçen nötron sayıları.

Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)
F82H	1937973
JLF-1	1941408
Eurofer-97	1958648
CLAM	1947045
Parafin	3550676

4,5 MeV enerjili 10 000 000 nötron için Tablo 4.1'de verilen sonuçlar göz önüne alındığında F82H kompoziti, nötron geçirgenliği en düşük malzemedir.

Daha önceki bölümlerde belirtildiği üzere bu çalışmada ana malzemelere ek olarak Bor ve Molibden elementlerinin belli oranlarda eklenmesiyle yeni kompozit malzemeler oluşturulmuştur.

Tablo 4.2; bu çalışmada ana malzemelere ek olarak belli oranlarda Bor elementinin eklenmesiyle oluşturulan yeni kompozit malzemelerine gönderilen 4.5 MeV enerjisindeki nötronların, simülasyonda yapılan işlemler sonucunda elde edilen, malzemenin içinden geçen nötron sayısını (transportation) vermektedir.

Tablo 27: 4,5 MeV enerjili nötronlar için bu çalışmada yeni oluşturulan Bor katkılı malzemelerden geçen nötron sayıları.

Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)	Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)
F8Bor5	1813972	F8Bor10	1711236
JLBor5	1812255	JLBor10	1710422
EuBor5	1833313	EuBor10	1728018
CLBor5	1817556	CLBor10	1717493
F8Bor15	1624848	F8Bor20	1561760
JLBor15	1628874	JLBor20	1573955
EuBor15	1650069	EuBor20	1583747
CLBor15	1632580	CLBor20	1567538

Tablo 4.2’de verilen sonuçlara göre bu çalışmada oluşturulan Bor katkılı yeni malzemeler arasında 4,5 MeV enerjili 10 000 000 nötron için nötron geçirgenliği en düşük malzeme, F8Bor20 kompozitidir.

Tablo 4.3; bu çalışmada ana malzemelere ek olarak belli oranlarda Molibden elementinin eklenmesiyle oluşturulan yeni kompozit malzemelerine gönderilen 4,5 MeV enerjisindeki nötronların, simülasyonda yapılan işlemler sonucunda elde edilen, malzemenin içinden geçen nötron sayısını (transportation) vermektedir.

Tablo 28: 4,5 MeV enerjili nötronlar için bu çalışmada yeni oluşturulan Molibden katkılı malzemelerden geçen nötron sayıları.

Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)	Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)
F8Mo5	1958035	F8Mo10	1987755
JLMo5	1963280	JLMo10	1982285
EuMo5	1977317	EuMo10	1993993
CLMo5	1963845	CLMo10	1983754
F8Mo15	2011540	F8Mo20	2029371
JLMo15	2002079	JLMo20	2030073
EuMo15	2019300	EuMo20	2044423
CLMo15	2009287	CLMo20	2033208

Tablo 4.3'te verilen sonuçlara göre bu çalışmada oluşturulan Molibden katkılı yeni malzemeler arasında 4,5 MeV enerjili 10 000 000 nötron için nötron geçirgenliği en düşük malzeme, F8Mo5 kompozitidir.

4.2. 14 MeV Enerjili Nötronlar İçin Simülasyon Sonuçları

Tablo 4.4; ana malzeme ve parafin üzerine gönderilen 14 MeV enerjisine sahip nötronların, simülasyon işlemi sonucunda elde edilen, malzeme içinden geçen nötron sayısını(transportation) vermektedir.

Tablo 29: 14 MeV enerjili nötronlar için ana malzemeler ve parafinden geçen nötron sayıları.

Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)
F82H	3307778
JLF-1	3312392
Eurofer-97	3339293
CLAM	3319197
Parafin	5801176

14 MeV enerjili 10 000 000 nötron için Tablo 4.4'te verilen sonuçlar göz önüne alındığında F82H kompoziti, nötron geçirgenliği en düşük malzemedir.

Tablo 4.5; ana malzemelere ek olarak belli oranlarda Bor elementinin eklenmesiyle oluşturulan yeni kompozit malzemelerine gönderilen 14 MeV enerjisindeki nötronların, simülasyonda yapılan işlemler sonucunda elde edilen, malzemenin içinden geçen nötron sayısını (transportation) vermektedir.

Tablo 30: 14 MeV enerjili nötronlar için bu çalışmada yeni oluşturulan Bor katkılı malzemelerden geçen nötron sayıları.

Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)	Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)
F8Bor5	3024857	F8Bor10	2793490
JLBor5	3033909	JLBor10	2798476
EuBor5	3056044	EuBor10	2825832
CLBor5	3039309	CLBor10	2806905
F8Bor15	2599636	F8Bor20	2442666
JLBor15	2610486	JLBor20	2454939
EuBor15	2636041	EuBor20	2478640
CLBor15	2617500	CLBor20	2460117

Tablo 4.5'te verilen sonuçlara göre bu çalışmada oluşturulan Bor katkılı yeni malzemeler arasında 14 MeV enerjili 10 000 000 nötron için nötron geçirgenliği en düşük malzeme, F8Bor20 kompozitidir.

Tablo 4.6; ana malzemelere ek olarak belli oranlarda Molibden elementinin eklenmesiyle oluşturulan yeni kompozit malzemelerine gönderilen 14 MeV enerjisindeki nötronların, simülasyonda yapılan işlemler sonucunda elde edilen, malzemenin içinden geçen nötron sayısını (transportation) vermektedir.

Tablo 31: 14 MeV enerjili nötronlar için bu çalışmada yeni oluşturulan Molibden katkılı malzemelerden geçen nötron sayıları.

Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)	Malzemeler	Geçen Nötron Sayısı (Transportation)
F8Mo5	3268442	F8Mo10	3237228
JLMo5	3271422	JLMo10	3228870
EuMo5	3296063	EuMo10	3252729
CLMo5	3281783	CLMo10	3240855
F8Mo15	3191724	F8Mo20	3147492
JLMo15	3194945	JLMo20	3152211
EuMo15	3212699	EuMo20	3172457
CLMo15	3198562	CLMo20	3155726

Tablo 4.6’da verilen sonuçlara göre bu çalışmada oluşturulan Molibden katkılı yeni malzemeler arasında 14 MeV enerjili 10 000 000 nötron için nötron geçirgenliği en düşük malzeme, F8Mo20 kompozitidir.

4.3. Lineer Zayıflatma Katsayısı, Yarı Değer Kalınlığı ve Ortalama Serbest Yol Sonuçları

Bu tez çalışmasında daha önce anlatıldığı üzere lineer zayıflatma katsayısı, YDK ve OSY gibi parametreler ele alınan malzemelerin nötron zırhlama özellikleri arasında karşılaştırma yapılabilmesine olanak sağlar. Bu kapsamda, ele alınan malzemeler arasında nötron zırhlama açısından karşılaştırma yapabilmek için, simülasyon işlemi sonrası elde edilen sonuçlar kullanılarak her bir malzeme için lineer zayıflatma katsayısı, YDK ve OSY parametreleri hesaplanmıştır.

Hesaplamalar sonucu, her bir malzemenin 4,5 MeV enerjili nötronlara göre lineer zayıflatma katsayısı, YDK ve OSY değerleri Tablo 4.7’de verilmektedir.

Tablo 32: 4,5 MeV enerjili nötronlar için ele alınan malzemelerin lineer zayıflatma katsayısı, YDK ve OSY değerleri.

Malzemeler	Lineer Zayıflatma Katsayısı (μ) (cm^{-1})	YDK (cm)	OSY (cm)
F82H	0,3281	2,1120	3,0470
JLF-1	0,3278	2,1143	3,0503
Eurofer-97	0,3260	2,1257	3,0668
CLAM	0,3272	2,1180	3,0557
Parafin	0,2070	3,3470	4,8288
F8Bor5	0,3414	2,0302	2,9290
JLBor5	0,3416	2,0291	2,9274
EuBor5	0,3392	2,0429	2,9473
CLBor5	0,3410	2,0325	2,9324
F8Bor10	0,3530	1,9631	2,8323
JLBor10	0,3531	1,9626	2,8315
EuBor10	0,3511	1,9740	2,8480
CLBor10	0,3523	1,9672	2,8381
F8Bor15	0,3634	1,9072	2,7515
JLBor15	0,3629	1,9098	2,7553
EuBor15	0,3603	1,9235	2,7751
CLBor15	0,3624	1,9122	2,7587
F8Bor20	0,3713	1,8668	2,6928
JLBor20	0,3695	1,8759	2,6949
EuBor20	0,3685	1,8806	2,7133
CLBor20	0,3706	1,8702	2,6982
F8Mo5	0,3261	2,1253	3,0663
JLMo5	0,3255	2,1288	3,0713
EuMo5	0,3241	2,1382	3,0848

Tablo 4.7'nin devamı.

Malzemeler	Lineer Zayıflatma Katsayısı (μ) (cm^{-1})	YDK (cm)	OSY (cm)
CLMo5	0,3255	2,1292	3,0719
F8Mo10	0,3231	2,1451	3,0949
JLMo10	0,3236	2,1415	3,0896
EuMo10	0,3224	2,1493	3,1009
CLMo10	0,3235	2,1425	3,0910
F8Mo15	0,3207	2,1611	3,1178
JLMo15	0,3216	2,1547	3,1087
EuMo15	0,3199	2,1663	3,1253
CLMo15	0,3209	2,1595	3,1156
F8Mo20	0,3189	2,1730	3,1351
JLMo20	0,3189	2,1735	3,1358
EuMo20	0,3174	2,1831	3,1497
CLMo20	0,3185	2,1756	3,1388

4,5 MeV enerjili 10 000 000 nötron için Tablo 4.7'deki sonuçlar göz önüne alındığında, en yüksek lineer zayıflatma katsayısına ve en düşük YDK ile OSY değerine sahip malzeme, F8Bor20 kompozitidir.

Hesaplamalar sonucu, her bir malzemenin 14 MeV enerjili nötronlara göre lineer zayıflatma katsayısı, YDK ve OSY değerleri ise Tablo 4.8'de verilmektedir.

Tablo 33: 14 MeV enerjili nötronlar için ele alınan malzemelerin lineer zayıflatma katsayısı, YDK ve OSY değerleri.

Malzemeler	Lineer Zayıflatma Katsayısı (μ) (cm^{-1})	YDK (cm)	OSY (cm)
F82H	0,2212	3,1327	4,5195
JLF-1	0,2209	3,1366	4,5252
Eurofer-97	0,2193	3,1597	4,5586
CLAM	0,2205	3,1424	4,5336

Tablo 4.8'in devamı.

Malzemeler	Lineer Zayıflatma Katsayısı (μ) (cm^{-1})	YDK (cm)	OSY (cm)
Parafin	0,1089	6,3647	9,1823
F8Bor5	0,2391	2,8984	4,1816
JLBor5	0,2385	2,9057	4,1921
EuBor5	0,2370	2,9235	4,2178
CLBor5	0,2381	2,9100	4,1983
F8Bor10	0,2550	2,7175	3,9207
JLBor10	0,2547	2,7214	3,9262
EuBor10	0,2527	2,7423	3,9564
CLBor10	0,2541	2,7278	3,9355
F8Bor15	0,2694	2,5725	3,7114
JLBor15	0,2686	2,5804	3,7229
EuBor15	0,2666	2,5993	3,7501
CLBor15	0,2680	2,5856	3,7303
F8Bor20	0,2818	2,4588	3,5474
JLBor20	0,2726	2,4685	3,5572
EuBor20	0,2789	2,4846	3,5846
CLBor20	0,2804	2,4713	3,5654
F8Mo5	0,2236	3,0991	4,4712
JLMo5	0,2234	3,1017	4,4748
EuMo5	0,2219	3,1226	4,5051
CLMo5	0,2228	3,1105	4,4875
F8Mo10	0,2255	3,0728	4,4331
JLMo10	0,2260	3,0657	4,4230
EuMo10	0,2246	3,0858	4,4520

Tablo 4.8'in devamı.

Malzemeler	Lineer Zayıflatma Katsayısı (μ) (cm^{-1})	YDK (cm)	OSY (cm)
CLMo10	0,2253	3,0758	4,4375
F8Mo15	0,2284	3,0347	4,3782
JLMo15	0,2282	3,0374	4,3821
EuMo15	0,2270	3,0522	4,4034
CLMo15	0,2279	3,0404	4,3864
F8Mo20	0,2311	2,9980	4,3253
JLMo20	0,2308	3,0019	4,3310
EuMo20	0,2296	3,0187	4,3551
CLMo20	0,2306	3,0048	4,3351

14 MeV enerjili 10 000 000 nötron için Tablo 4.8'deki sonuçlar göz önüne alındığında, en yüksek lineer zayıflatma katsayısına ve en düşük YDK ile OSY değerine sahip malzeme, F8Bor20 kompozitidir.

5.SONUÇ VE TARTIŞMA

Enerji, insanoğlunun yaşamında son derece önemli bir yer almaktadır. Gelişen teknoloji ve dünya nüfusunun artması ile enerji tüketimi her geçen gün artmaktadır. Bundan dolayı enerji açıkları oluşmaktadır. Bu enerji tüketiminden kaynaklanan enerji açığı bertaraf etmek için insanoğlu, enerji üretimi için farklı alternatifler aramaktadır.

Bu alternatifler arasında nükleer enerji, enerji üretiminde büyük önem taşımaktadır. Nükleer enerjiden faydalanmanın 2 çeşit yolu vardır. Bunlar fisyon ve füzyon enerjileridir. Nükleer enerjinin bu 2 yolundan elde edilecek enerji ile gelecekte enerji ihtiyacının büyük bir bölümü karşılanacaktır. Fisyon reaktörlerinde açığa çıkan alfa, gama, beta, nötron vs. gibi radyasyon bir sorun teşkil eder. Füzyon reaktörlerinde daha az radyasyonun açığa çıkması, daha güvenilir ve daha fazla enerji üretimi olduğundan dolayı fisyon reaktörlerine göre daha avantajlıdır. Füzyon reaktöründe D-T reaksiyonu sonucu açığa çıkan nötronlar reaktörün yapısal malzemeleri için bir sorundur. Bu sorun füzyon reaktörlerinin yapı malzemeleri için büyük risk taşımaktadır. Bu nedenle yapısal malzemeleri radyasyondan koruyabilmek için zırhlama uygulamasının yapılması büyük önem taşımaktadır.

Uygun ortamın olmaması, analitik çözüm yapmaya imkân vermeyen karışık problemler ve maliyet gibi sorunlar yapısal malzemelerin zırhlaması için yapılan araştırmalarda büyük engel teşkil eder fakat bu engelleri bertaraf etmek için GEANT4, FLUKA, CEM95, GNASH, TALYS, PCROSS, ALICE/ASH, MCNP ve EMPIRE gibi birçok simülasyon programları geliştirilmiştir. Bu çalışmada yalnızca GEANT4 programı ve teorik hesaplamalardan yararlanılmıştır.

Nükleer reaktörlerde açığa çıkan radyasyonun tek bir malzeme zırhlaması için farklı farklı alaşımlar ve kompozitler geliştirilmektedir. ITER test araştırma reaktörlerinin birincil duvar yapısal malzemelerinde F82H, JLF-1, Eurofer-97 ve CLAM gibi çelik kompozitler kullanılması planlanmaktadır.

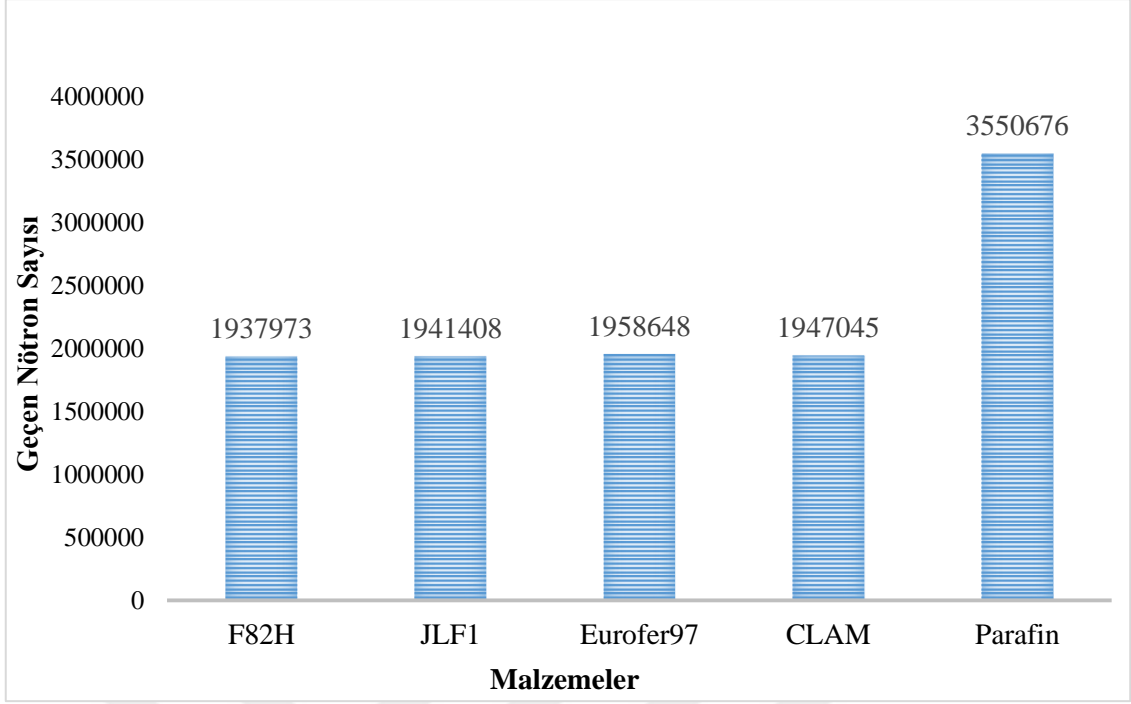
Bu tez çalışmasında ITER test araştırma reaktörlerinin birincil duvar yapısal malzemelerinde kullanılması planlanan F82H, JLF-1, Eurofer-97 ve CLAM çelik kompozitleri ana malzeme olarak ele alınmıştır. Çalışmada bu ana malzemelerin nötron zırhlama özelliklerinin belirlenmesi için teorik ve simülasyon değerlendirilmesi yapılmıştır. Teorik olarak değerlendirilmesi için etkin nötron sökme tesir kesiti değerleri hesaplanmıştır. Etkin nötron sökme tesir kesiti değerleri ve simülasyon sonuçları, iyi bir nötron zırhlama malzemesi olarak bilinen parafin ile karşılaştırılmıştır.

Bu çalışmada ana malzemelere ek olarak, her bir ana malzemeye belli oranlarda Bor ve Molibden elementleri eklenerek yeni kompozit malzemeler oluşturulmuştur. Oluşturulan bu yeni malzemeler için de teorik ve simülasyon değerlendirilmesi yapılmış olup parafin ve ana malzemeler ile karşılaştırılmıştır.

Her bir malzeme için etkin nötron sökme tesir kesiti değerlerinin hesaplamaları 3.Bölümde yapılmıştır. Daha önceki bölümlerde söylendiği gibi, bir malzeme için etkin nötron sökme tesir kesiti değerinin büyük olması, o malzemenin iyi bir nötron zıhlama malzemesi olduğunu gösterir. Bu bilgiden yola çıkarak ana malzeme, parafin ve yeni oluşturulan malzemeler arasında 1,3212 etkin nötron sökme tesir kesiti değeri ile F8Mo5 kompoziti en yüksek nötron sökme tesir kesitine sahiptir. Teorik olarak değerlendirilmesinde bu sonuçlar göz önüne alındığında; bu çalışmada oluşturulan F8Mo5 yeni kompozit malzemenin, günümüz ITER test reaktörlerinin birincil duvarında kullanılması planlanan F82H, JLF-1, Eurofer-97 ve CLAM gibi kompozit malzemelerden ve nötron zırlamada iyi olduğu bilinen parafinden, nötron zırlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir.

Bu çalışmada simülasyon değerlendirilmesi için ise daha önce de belirtildiği gibi GEANT4 simülasyon programı kullanılmıştır. GEANT4 simülasyon programından alınan sonuçlar daha önceki bölümlerde verilmiştir. Bu sonuçlar kullanılarak grafikler oluşturulmuş olup malzemeler arasında karşılaştırma yapılmıştır.

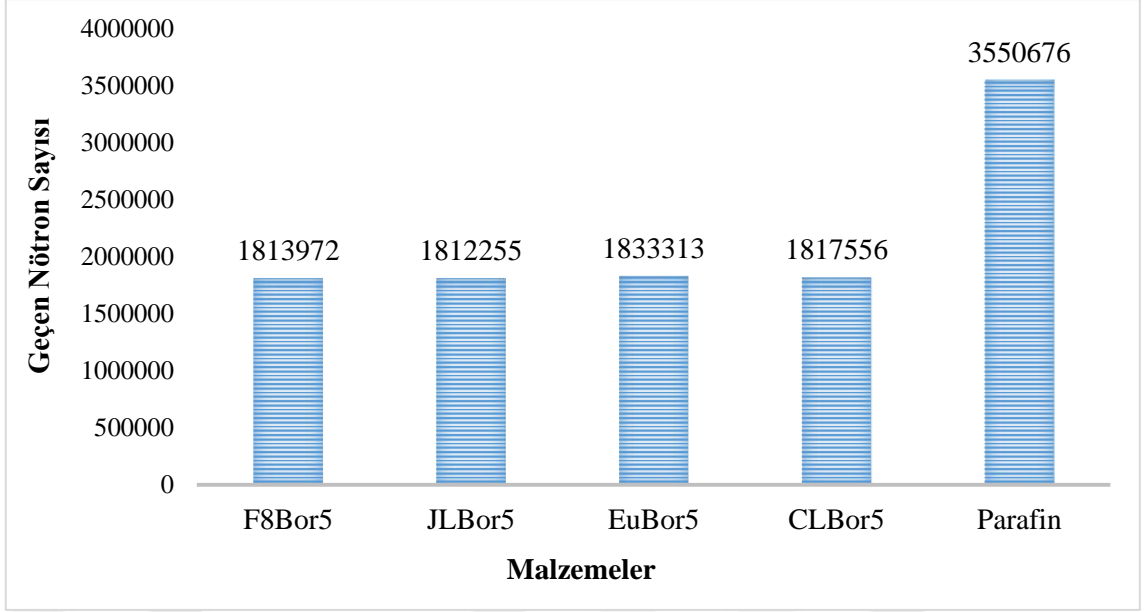
Şekil 5.1; ana malzeme ve parafin üzerine gönderilen 4,5 MeV enerjisindeki nötronların, malzeme içinden geçen nötron sayısının(transportation) grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 32: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve ana malzemelerden geçen nötron sayısı.

Şekil 5.1'e bakıldığında F82H çelik kompozitinin, nötron zırhlamada kullanıldığı iyi bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Yani, 4,5 MeV enerjili nötronlar için ana malzemeler ve parafin arasında nötron zırhlama açısından ideal malzeme F82H çelik kompozitidir.

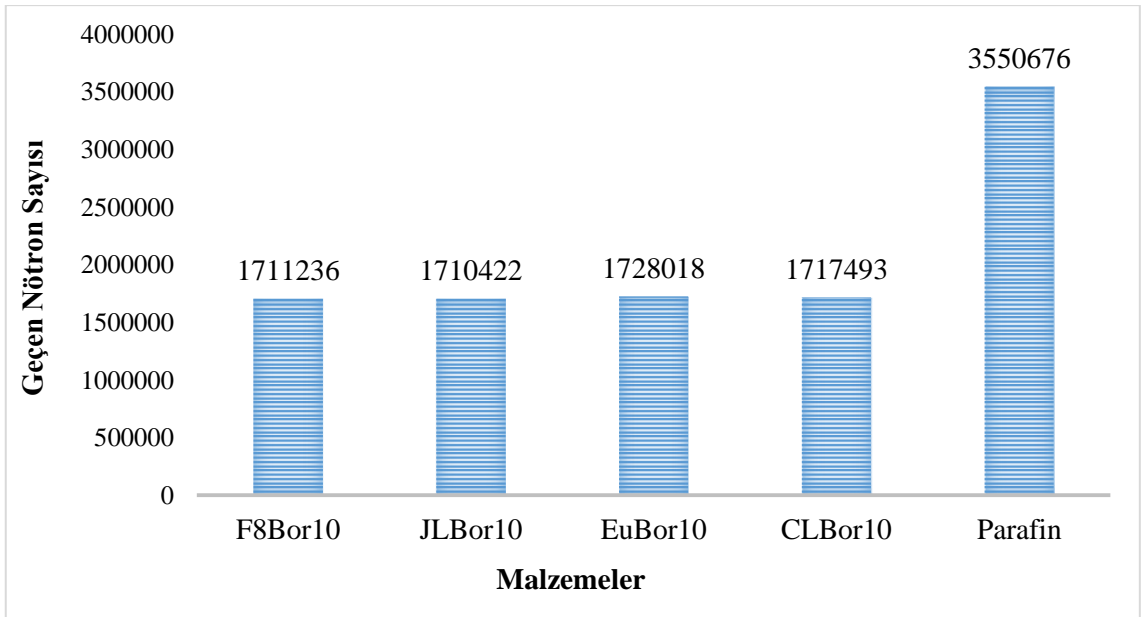
Şekil 5.2; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %5 Bor katkılı malzemelerin, malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 33: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %5 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

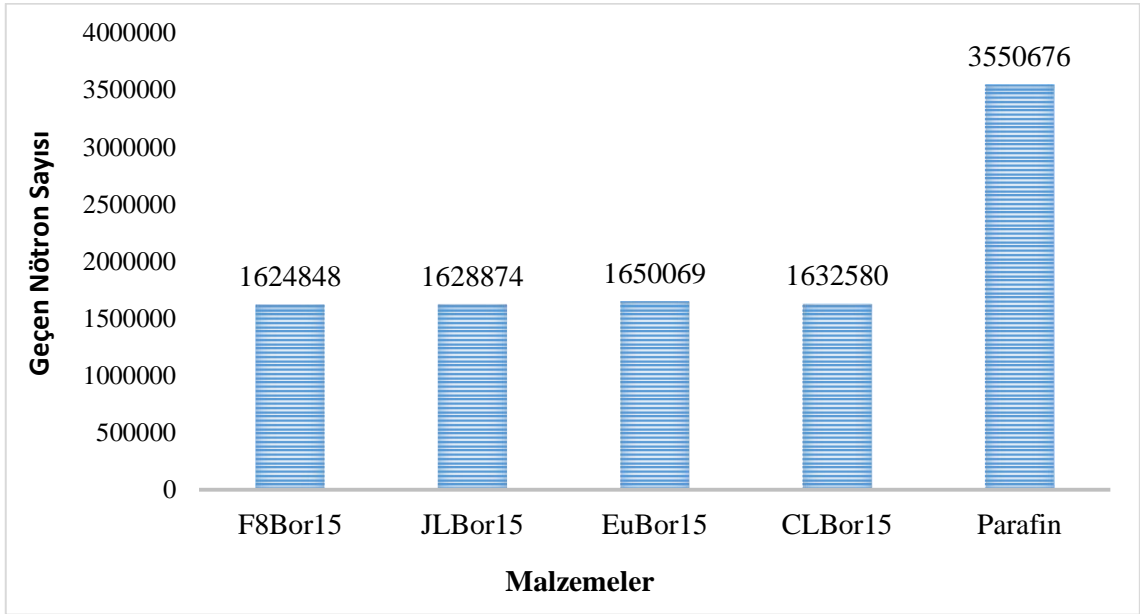
Şekil 5.2' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %5 Bor katkılı kompozit malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir.

Şekil 5.3; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %10 Bor katkılı malzemelerin, malzemedan geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 34: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %10 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

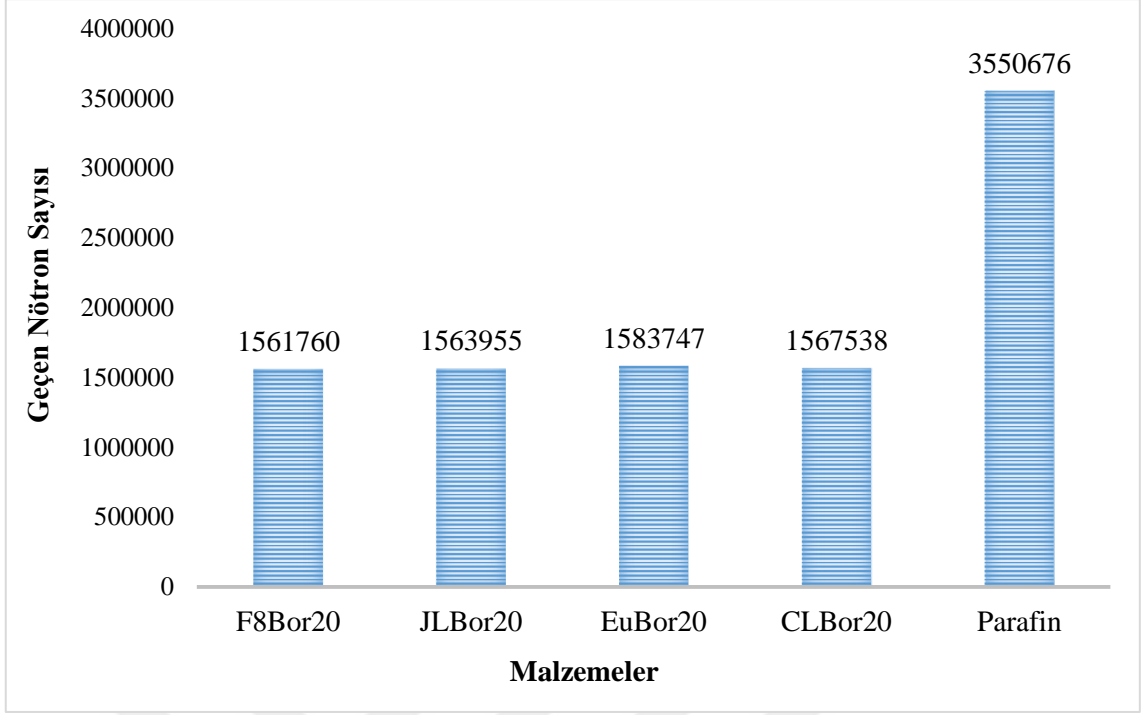
Şekil 5.3’ deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %10 Bor katkılı kompozit malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.2 ve Şekil 5.3 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %10 Bor katkılı kompozit malzemelerin, %5 Bor katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.4; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %15 Bor katkılı malzemelerin, 4,5 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 35: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %15 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.4’ deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %15 Bor katkılı alaşım malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.2, Şekil 5.3 ve Şekil 5.4 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %15 Bor katkılı alaşım malzemelerin, %5 Bor ve %10 Bor katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir.

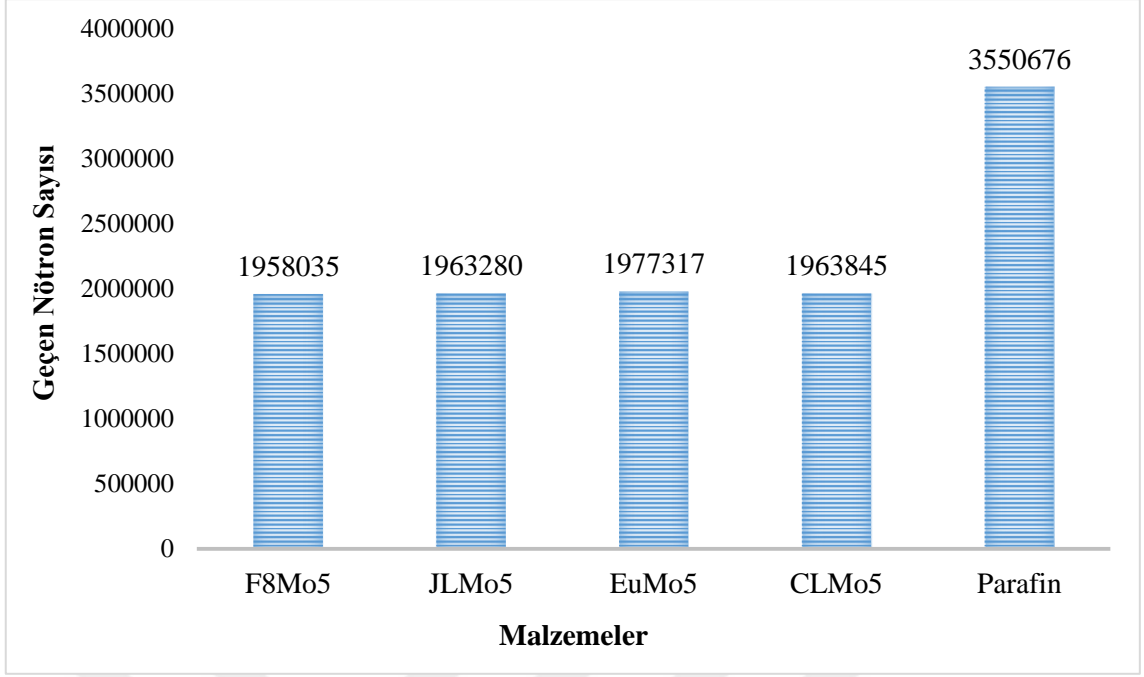
Şekil 5.5; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %20 Bor katkılı malzemelerin, 4,5 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 36: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %20 Bor katkıli alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.5' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %20 Bor katkıli alaşım malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.2, Şekil 5.3, Şekil 5.4 ve Şekil 5.5 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %20 Bor katkıli alaşım malzemelerin, %5 Bor, %10 Bor ve %15 Bor katkıli malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir. Bu sonuç ile birlikte, ana malzemelere Bor elementinin eklenmesi ve alaşım malzeme içinde Bor oranının artırılması nötron zırhlaması için daha iyi değerlere ulaşıldığı görünmektedir.

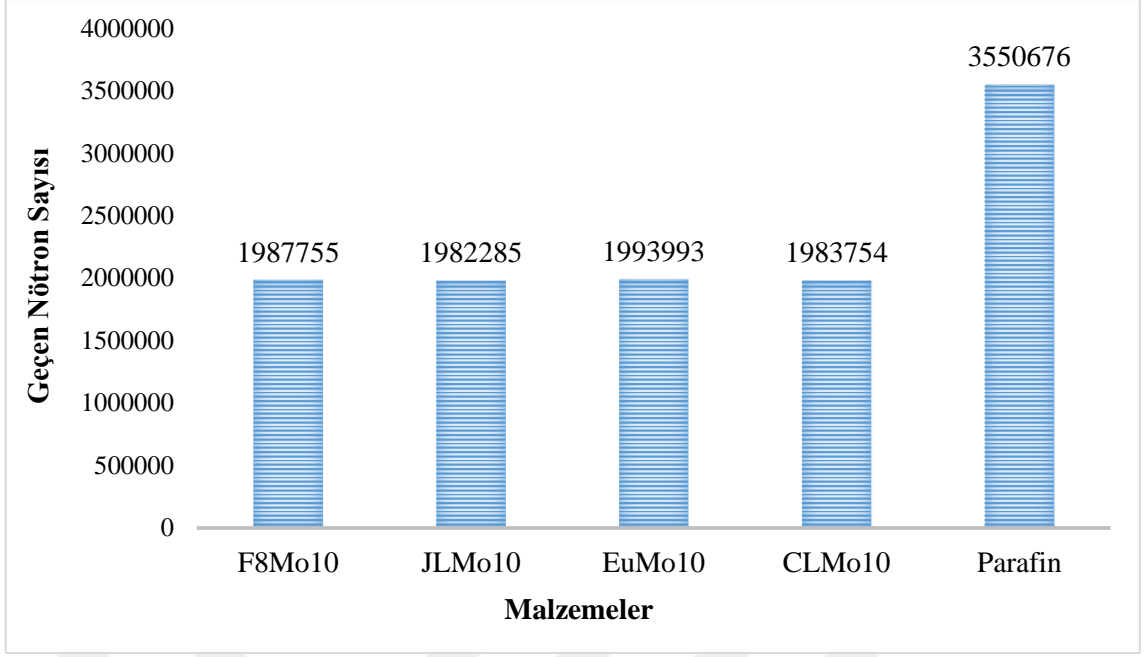
Şekil 5.6; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %5 Molibden katkıli malzemelerin, 4,5 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 37: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %5 Molibden katkıli alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.6' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %5 Molibden katkıli alaşım malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir.

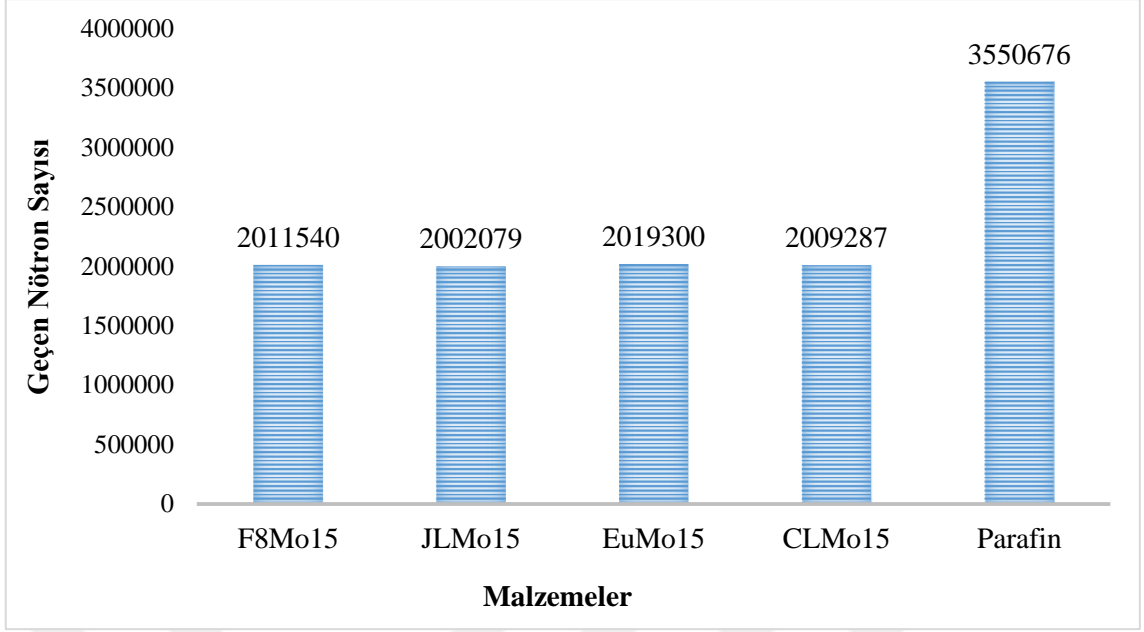
Şekil 5.7; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %10 Molibden katkıli malzemelerin, 4,5 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 38: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %10 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.7' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %10 Molibden katkılı alaşım malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.6 ve Şekil 5.7 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %5 Molibden katkılı alaşım malzemelerin, %10 Molibden katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir.

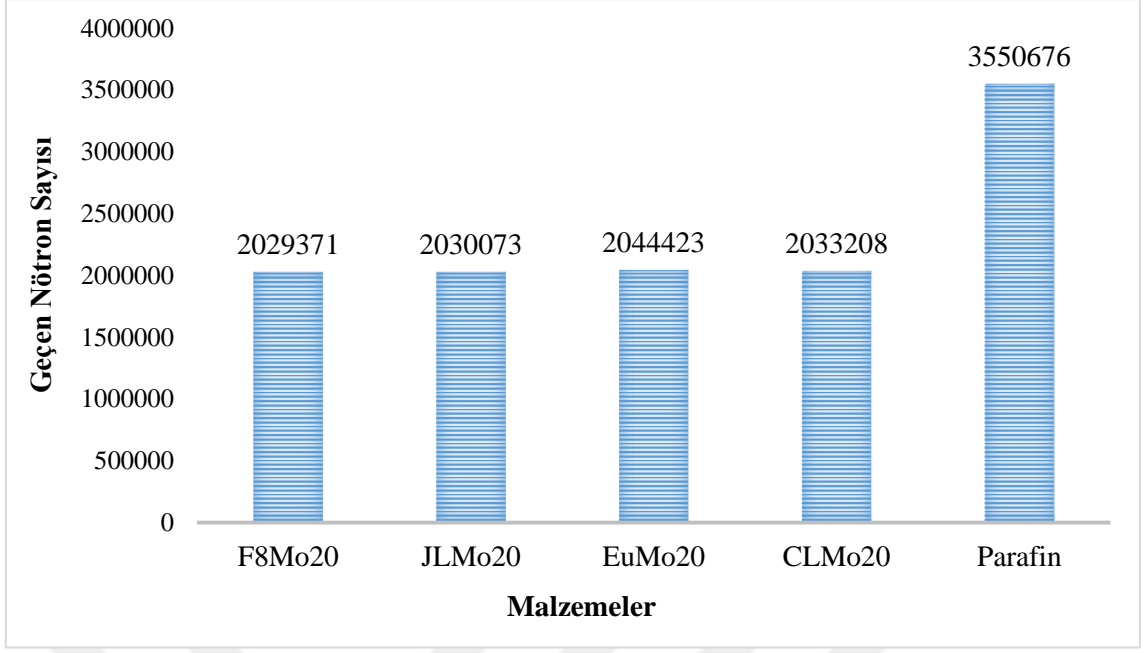
Şekil 5.8; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %15 Molibden katkılı malzemelerin, 4,5 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemeden geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 39: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %15 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.8’ deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %15 Molibden katkılı alaşım malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.6, Şekil 5.7 ve Şekil 5.8 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %5 Molibden katkılı alaşım malzemelerin, %10 Molibden ve %15 Molibden katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir.

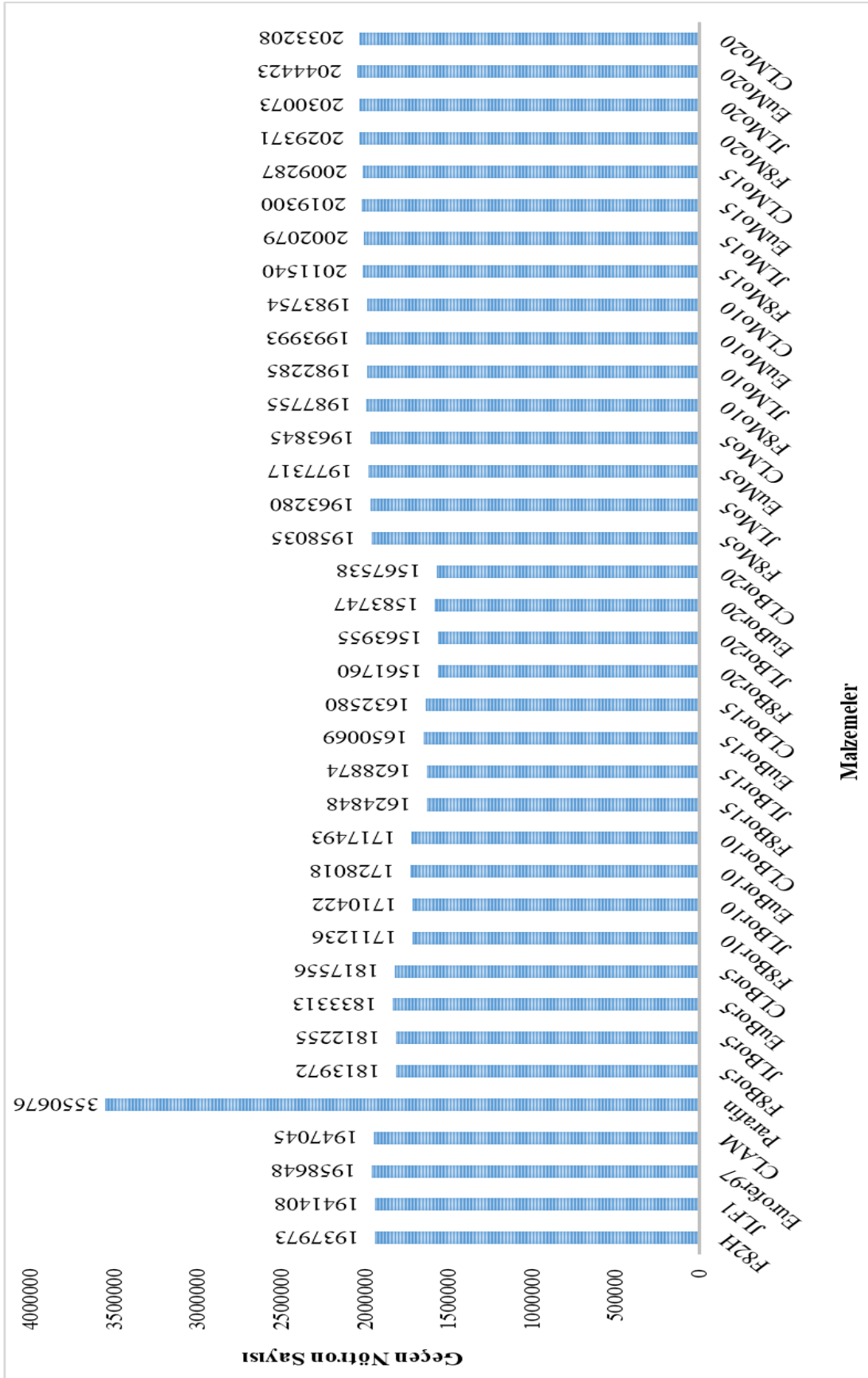
Şekil 5.9; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %20 Molibden katkılı malzemelerin, 4,5 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 40: 4,5 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %20 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.9' daki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 4,5 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %20 Molibden katkılı alaşım malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.6, Şekil 5.7, Şekil 5.8 ve Şekil 5.9 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %5 Molibden katkılı alaşım malzemelerin, %10 Molibden, %15 Molibden ve %20 Molibden katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir. Bu sonuç ile birlikte, ana malzemelerin içerisinde Molibden oranının azaltılması, nötron zırhlaması için daha iyi değerlere ulaşıldığı görülmektedir.

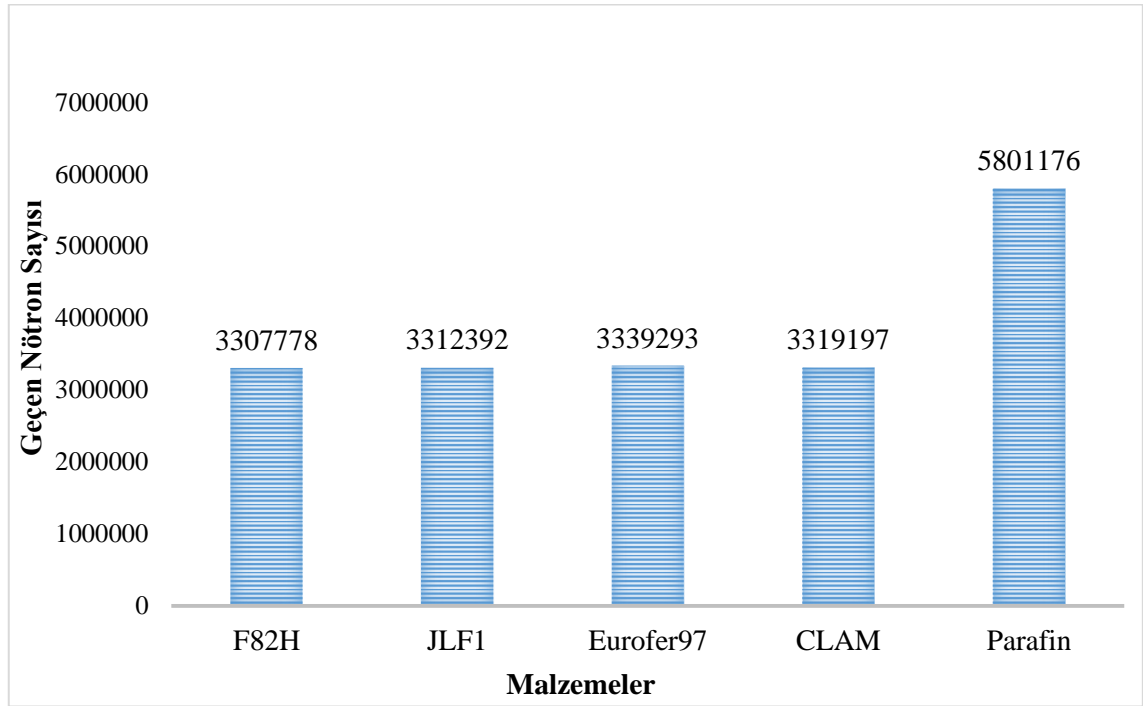
Şekil 5.10; 4,5 MeV enerjili nötronların, ana malzeme, parafin ve bu çalışmada oluşturulan tüm malzemelerin üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 41: 4,5 MeV nötronlar için ele alınan bütün malzemelerden geçen nötron sayısı.

Şekil 5.10’da ki grafiğe göre 4,5 MeV enerjili nötronlar için; ana malzemeler, parafin ve bu çalışmada oluşturulan Bor ve Molibden katkılı alaşımlar arasında nötron geçirgenliği bakımından karşılaştırma yapıldığında, en iyi nötron zırh malzemesinin F8Bor20 alaşımının olduğu görünmektedir. Yani 4,5 MeV enerjili nötronlar için nötron zırhlama malzemesi olarak F8Bor20 alaşımı ideal bir seçim olacaktır.

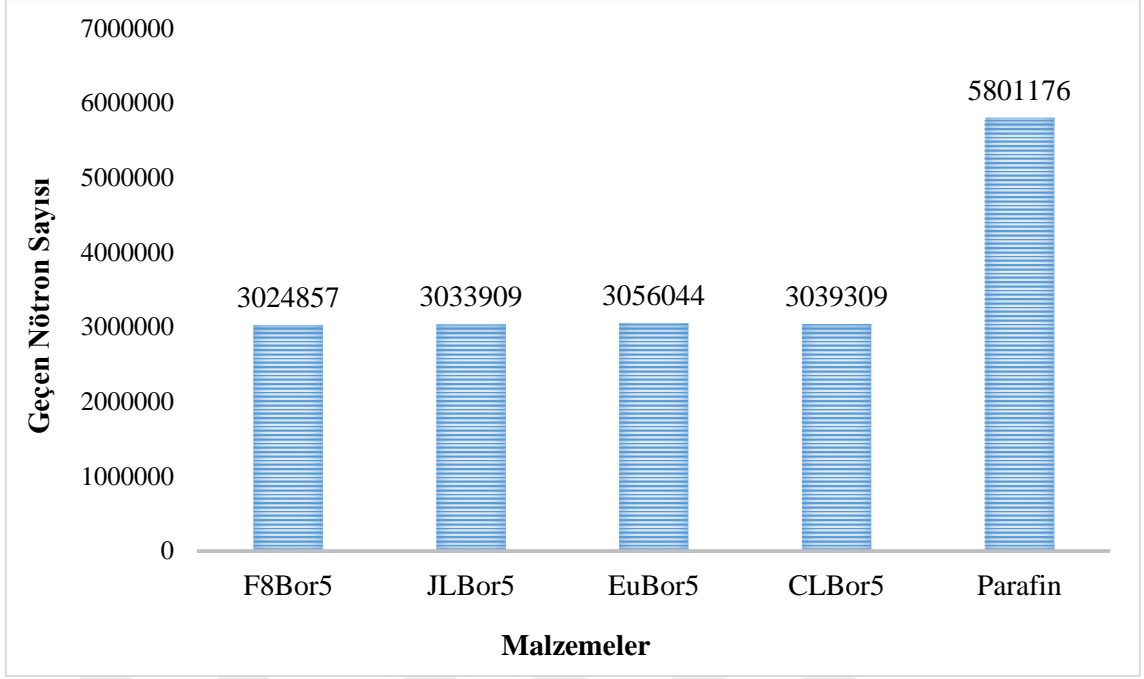
Şekil 5.11; ana malzeme ve parafin üzerine gönderilen 14 MeV enerjisindeki nötronların, malzeme içinden geçen nötron sayısının (transportation) grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 42: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve ana malzemelerden geçen nötron sayısı.

Şekil 5.11’e bakıldığında; 4,5 MeV enerjili nötronlarda olduğu gibi F82H çelik alaşımı, nötron zırhlamada kullanıldığı iyi bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Yani, 14 MeV enerjili nötronlar için ana malzemeler ve parafin arasında nötron zırhlama açısından ideal malzeme F82H çelik alaşımıdır.

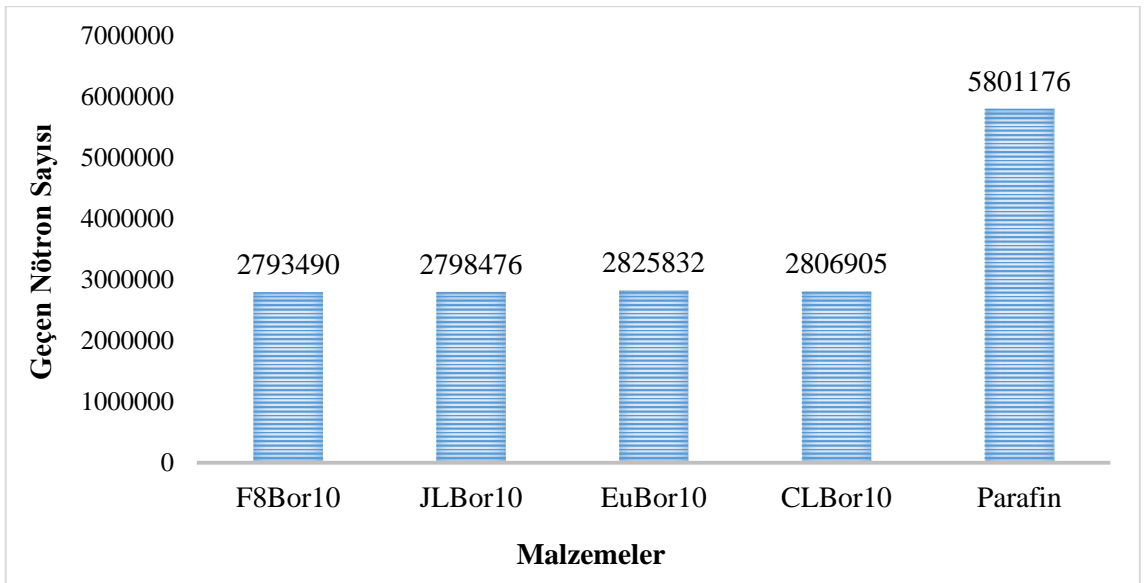
Şekil 5.12; 14 MeV enerjili nötronlar için, parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %5 Bor katkılı malzemelerin, malzemedan geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 43: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %5 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.12' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 14 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %5 Bor katkılı malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir.

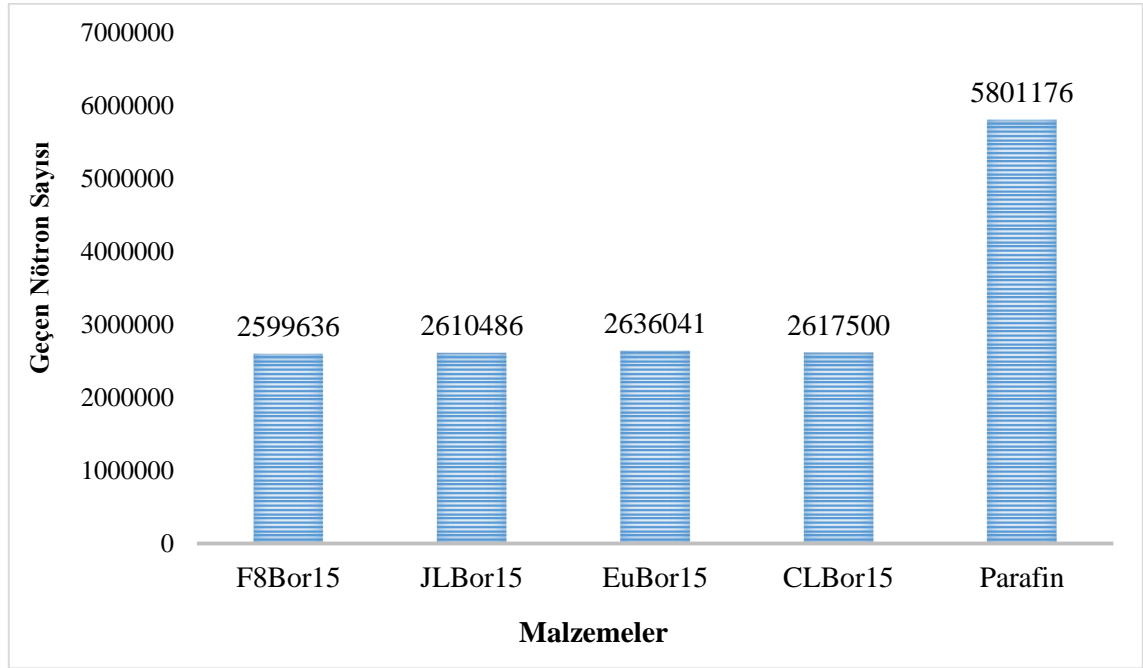
Şekil 5.13; 4.5 MeV enerjili nötronlar için, parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %10 Bor katkılı malzemelerin, malzemedan geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 44: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %10 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.13' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 14 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %10 Bor katkılı malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.12 ve Şekil 5.13 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise % 10 Bor katkılı malzemelerin, %5 Bor katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir.

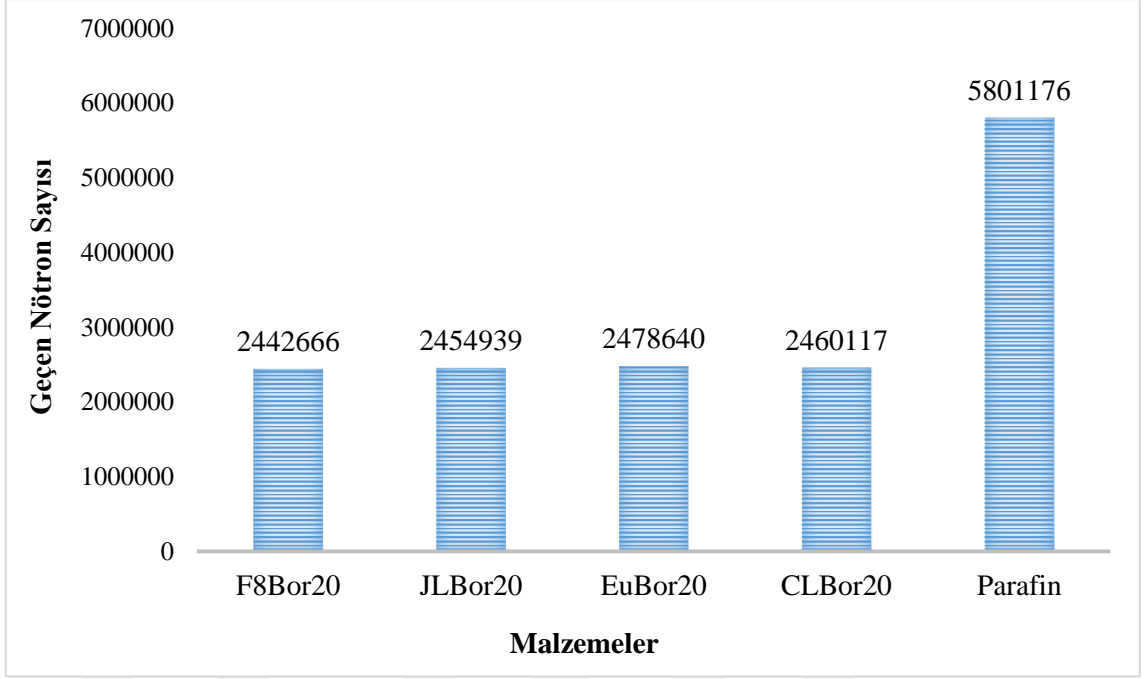
Şekil 5.14; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %15 Bor katkılı malzemelerin, 14 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedan geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 45: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %15 Bor katkılı alasilardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.14' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 14 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %15 Bor katkılı malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.12, Şekil 5.13 ve Şekil 5.14 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %15 Bor katkılı malzemelerin, %5 Bor ve %10 Bor katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir.

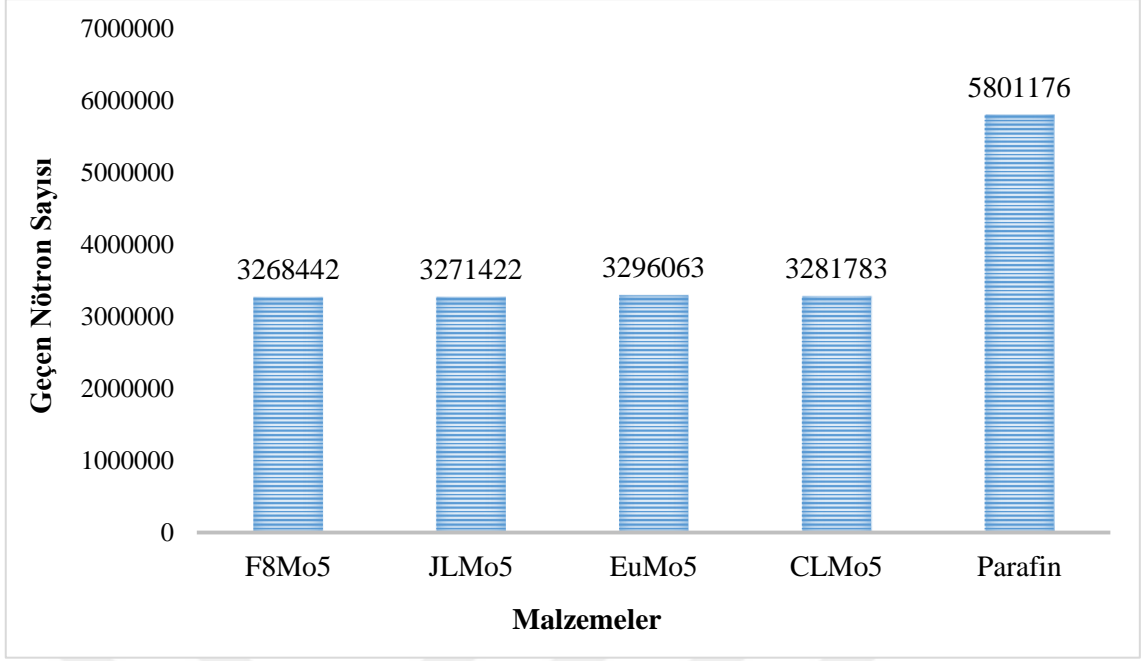
Şekil 5.15; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %20 Bor katkılı malzemelerin, 14 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedan geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 46: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %20 Bor katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.15' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 14 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %20 Bor katkılı malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.12, Şekil 5.13, Şekil 5.14 ve Şekil 5.15 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %20 Bor katkılı malzemelerin, %5 Bor, %10 Bor ve %15 Bor katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir. Bu sonuç ile birlikte, ana malzemelere Bor(B) elementinin eklenmesi ve malzeme içinde Bor oranının artırılması nötron zırhlaması için daha iyi değerlere ulaşıldığı görülmektedir.

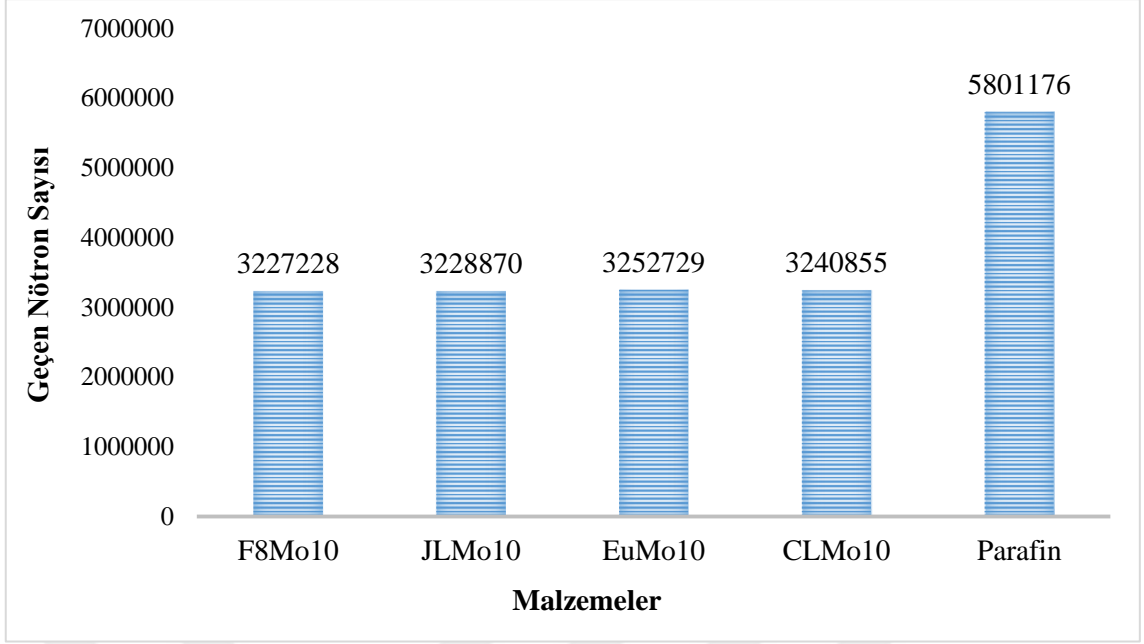
Şekil 5.16; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %5 Molibden katkılı malzemelerin, 14 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 47: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %5 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.16' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 14 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %5 Molibden katkılı malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir.

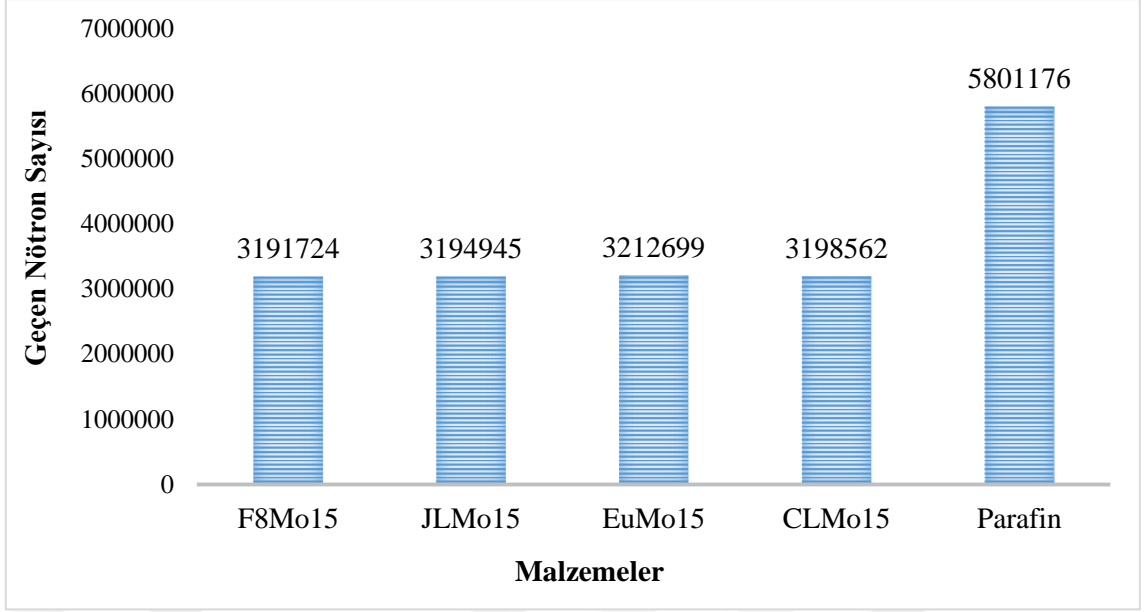
Şekil 5.17; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %10 Molibden katkılı malzemelerin, 14 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemeden geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 48: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %10 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.17' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 14 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %10 Molibden katkılı malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.16 ve Şekil 5.17 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %10 Molibden katkılı malzemelerin, %5 Molibden katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir.

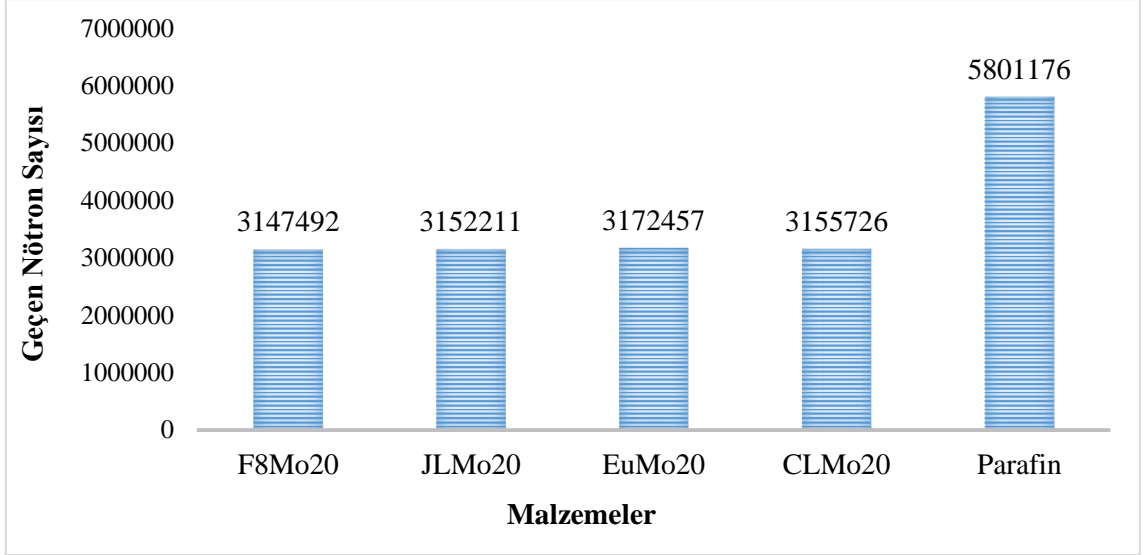
Şekil 5.18; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %15 Molibden katkılı malzemelerin, 14 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 49: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %15 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

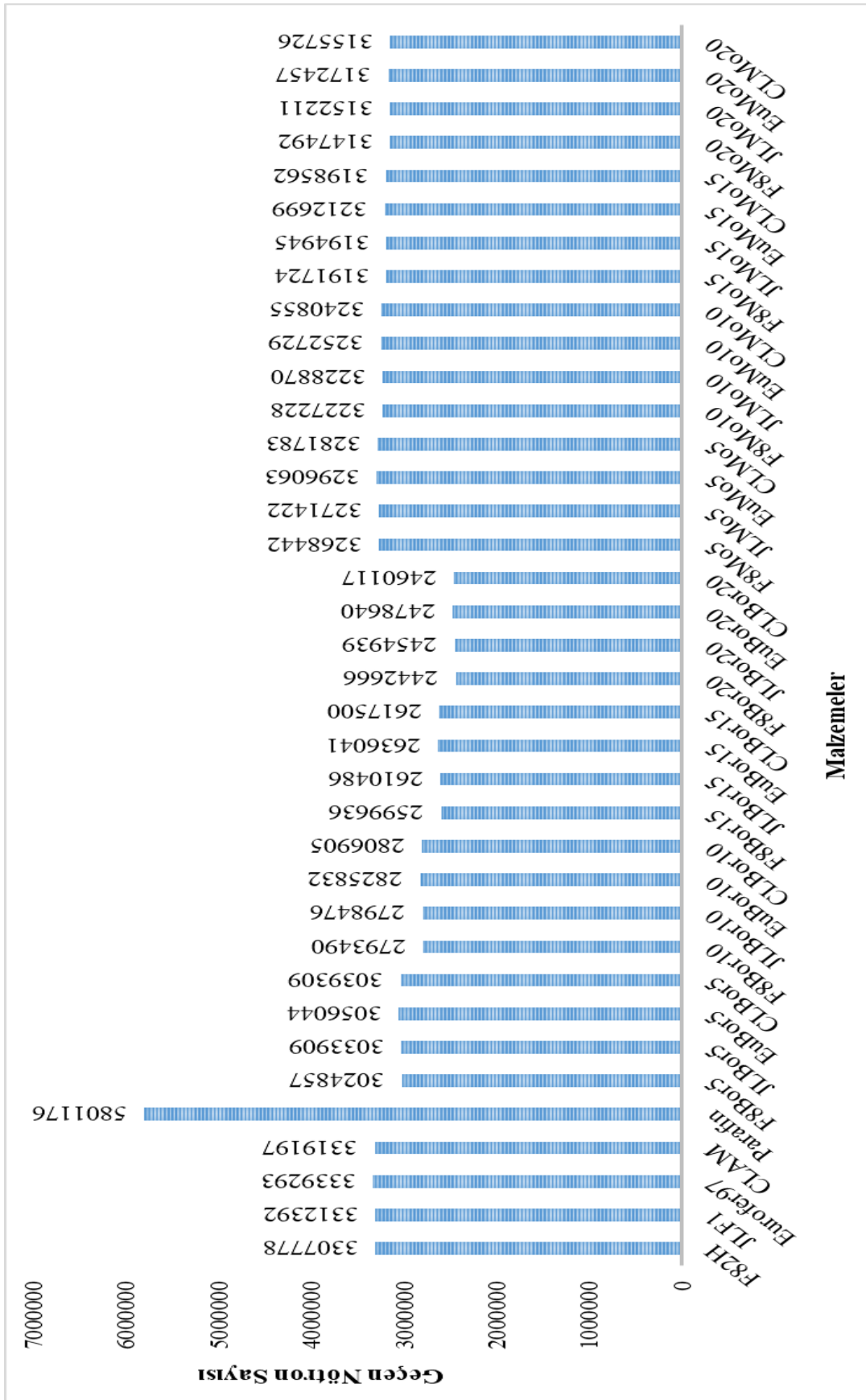
Şekil 5.18' deki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 14 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %15 Molibden katkılı malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.16, Şekil 5.17 ve Şekil 5.18 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %15 Molibden katkılı malzemelerin, %5 Molibden ve %10 Molibden katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir.

Şekil 5.19; parafin malzemesinin ve bu çalışmada oluşturulan %20 Molibden katkılı malzemelerin, 4.5 MeV enerjili nötronların malzeme üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 50: 14 MeV enerjili nötronlar için parafin ve %20 Molibden katkılı alaşımlardan geçen nötron sayısı.

Şekil 5.19’ daki karşılaştırmadan görüldüğü üzere; 14 MeV enerjili nötronlar için, bu çalışmada oluşturulan %20 Molibden katkılı malzemelerin, nötron zırhlamada iyi olarak bilinen parafin malzemesinden daha iyi olduğu görülmektedir. Şekil 5.16, Şekil 5.17, Şekil 5.18 ve Şekil 5.19 karşılaştırılması göz önüne alındığında ise %20 Molibden katkılı malzemelerin, %5 Molibden, %10 Molibden ve %15 Molibden katkılı malzemelerden nötron zırhlama açısından daha iyi olduğu görülmektedir. Bu sonuç ile birlikte 14 MeV enerjili nötronların zırhlaması için, ana malzemelerin içerisine Molibden oranının artırılması nötron zırhlaması için daha iyi olduğu verilen grafiklerden anlaşılmaktadır. Şekil 5.20; 14 MeV enerjili nötronların, ana malzeme, parafin ve bu çalışmada oluşturulan tüm malzemelerin üzerine gönderilmesi sonucu malzemedeki geçen nötron sayısının grafiksel şeklini vermektedir.



Şekil 51: 14 MeV nötronlar için ele alınan bütün malzemelerden geçen nötron sayısı.

Şekil 5.20’de ki grafiğe göre 4,5 MeV enerjili nötronlar da olduğu gibi; ana malzemeler, parafin ve bu çalışmada oluşturulan Bor ve Molibden katkılı alaşımlar arasında nötron geçirgenliği bakımından, 14 MeV enerjili nötronlar için en iyi nötron zırh malzemesinin F8Bor20 alaşımının olduğu görülmektedir. Yani 14 MeV enerjili nötronlar için nötron zırhlama malzemesi olarak F8Bor20 alaşımı ideal bir seçim olacaktır.

Daha önceki bölümlerde de söylendiği gibi literatürde, ağır çekirdekli elementlerin gama radyasyonu zırhlamasında, hafif çekirdekli elementlerin ise nötron zırhlamasında kullanıldığı iyi bilinir. Bundan dolayı bu çalışmada ağır çekirdek elementi olarak Molibden, hafif çekirdek elementi olarak ise Bor elementi alınmıştır. Bu iki elementi farklı oranlarda ana malzemeler ile katkılayarak, nötron zırhlamadaki durumları incelenmiştir.

Bu sonuçla birlikte, literatürde olduğu gibi bu çalışmada da ana alaşım içerisine katkı malzemesi olarak hafif çekirdekli Bor elementinin eklenmesi ve alaşım içinde Bor oranının artırılması nötron zırhlama açısından iyi değerler alınacağını göstermektedir. Buna ek olarak Molibden katkılı malzemelerde; alaşım içerisinde ağır çekirdekli Molibden oranının azaltılması nötron zırhlamada daha iyi değerlere ulaşılacağı görülmüştür.

Bu çalışmada sonuç olarak; simülasyon sonucu alınan bütün değerler karşılaştırıldığında, bu çalışmada oluşturulan “F8Bor20” alaşımı, 4,5 MeV ve 14 MeV enerjili nötronların zırhlaması için ele alınan diğer malzemelerden, nötron zırhlamada daha iyi olduğu görülmektedir.

KAYNAKÇA

- Abbott, A. (1994). Germany names candidate site for ITER fusion-reactor. *Nature*, 369(6482), 595. DOI: 10.1038/369595a0.
- Abe, I. (2007). Physical and chemical Properties of Hydrogen. *Office Terra, Japan*, 9.
- Agostinelli, S., Allison, J., Amako, K. A., Apostolakis, J., Araujo, H., Arce, P., ... & Geant4 Collaboration. (2003). GEANT4—a simulation toolkit. *Nuclear instruments and methods in physics research section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 506(3), 250-303. [https://doi.org/10.1016/S0168-9002\(03\)01368-8](https://doi.org/10.1016/S0168-9002(03)01368-8)
- Akkurt, I. & El-Khayatt, A.M. (2013). The effect of barite proportion on neutron and gamma-ray shielding. *Annals of Nuclear Energy (Oxford)*, 5-9. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2012.08.026>
- Allison, J., Amako, K., Apostolakis, J. E. A., Araujo, H. A. A. H., Dubois, P. A., Asai, M. A. A. M., ... & Yoshida, H. A. Y. H. (2006). Geant4 developments and applications. *IEEE Transactions on nuclear science*, 53(1), 270-278. DOI: 10.1109/TNS.2006.869826
- Baluc, N., Gelles, D. S., Jitsukawa, S., Kimura, A., Klueh, R. L., Odette, G. R., van der Schaaf, B. Yu, J. (2007). Status of reduced activation ferritic/martensitic steel development. *J Nucl Mater* 367-370 33-41. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2007.03.036>
- Barabash, V., Akiba, M., Mazul, I., Ulrickson, M., & Vieider, G. (1996). Selection, development and characterisation of plasma facing materials for ITER. *Journal of Nuclear Materials*, 233, 718-723. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(96\)00323-6](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(96)00323-6)
- Basu, S. (Ed.). (2011). *Crystalline Silicon: Properties and Uses*. BoD—Books on Demand. DOI:10.5772/844
- Batra, I. S., Dey, G. K., Kulkarni, U. D., & Banerjee, S. (2001). Microstructure and properties of a Cu–Cr–Zr alloy. *Journal of nuclear materials*, 299(2), 91-100. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(01\)00691-2](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(01)00691-2)
- Batra, I. S., Dey, G. K., Kulkarni, U. D., & Banerjee, S. (2003). Precipitation in a Cu–Cr–Zr alloy. *Materials Science and Engineering: A*, 356(1-2), 32-36. [https://doi.org/10.1016/S0921-5093\(02\)00852-3](https://doi.org/10.1016/S0921-5093(02)00852-3)
- Britannica, (2021a). T. Editors of Encyclopaedia (2020, Mart 4). nuclear energy. Encyclopedia Britannica. Erişim: 2 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/nuclear-energy>
- Britannica, (2021b). T. Editors of Encyclopaedia (2021, Mart 26). tungsten. Encyclopedia Britannica. Erişim: 5 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/tungsten-chemical-element>
- Britannica, (2021c). T. Editors of Encyclopaedia (2021, Mayıs 23). manganese. Encyclopedia Britannica. Erişim: 18 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/manganese>
- Britannica, (2021d). T. Editors of Encyclopaedia (2021, Ağustos 26). silicon. Encyclopedia Britannica. Erişim: 3 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/silicon>
- Britannica, (2021e). T. Editors of Encyclopaedia (2021, Şubat 2). carbon. Encyclopedia Britannica. Erişim: 18 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/carbon-chemical-element>
- Britannica, (2021f). T. Editors of Encyclopaedia (2021, Mayıs 16). tantalum. Encyclopedia Britannica. <https://www.britannica.com/science/tantalum>
- Britannica, (2021g). T. Editors of Encyclopaedia (2021, Mayıs 26). molybdenum. Encyclopedia Britannica. Erişim: 13 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/molybdenum>

- Britannica, (2021h). T. Editors of Encyclopaedia (2021, Haziran 18). vanadium. Encyclopedia Britannica. Erişim: 8 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/vanadium>
- Britannica, T. Editors of Encyclopaedia (2020, Aralık 22). iron. Encyclopedia Britannica. Erişim: 7 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/iron-chemical-element>
- Brumfiel, G. (2002). United States pledges to rethink rejection of fusion experiment. *Nature* 415(6869): 247-48. DOI: 10.1038/415247a
- Butler, D. (2005). Japan consoled with contracts as France snares fusion project. *Nature*, 435(7046), 1142-43. <https://doi.org/10.1038/4351142a>
- Butterworth, G.J. & Forty, C. (1992). A survey of the properties of copper alloys for use as fusion reactor materials. *Journal of Nuclear Materials*, 189, 237-276. [https://doi.org/10.1016/0022-3115\(92\)90381-T](https://doi.org/10.1016/0022-3115(92)90381-T)
- Chaplin, R. (2015). Introduction to Nuclear Reactors. *The Essential CANDU-A textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology*, 1.
- Chou, C.B., Jhaveri, J., Baldwin, J.W., Hannam, P. M., Keller, K., Peng, W., Rabin, S., Ravikumar, A. P., Trierweiler, A. M., Wang, X. T., & Socolow, R. (2016). Fusion Energy via Magnetic Confinement: An Energy Technology Distillate. *Andlinger Center for Energy and the Environment, Princeton University*. <https://acee.princeton.edu/distillates/fusion-energy-via-magnetic-confinement>
- Davis, J. W., Barabash, V. R., Makhankov, A., Plöchl, L., & Slattery, K. T. (1998). Assessment of tungsten for use in the ITER plasma facing components. *Journal of nuclear materials*, 258, 308-312. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(98\)00285-2](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(98)00285-2)
- Dilsiz, K., Ogul, H., Akman, F., Agar, O., Kaçal, M. R., Polat, H., & Dursun, İ. (2021). Evaluation of CdS doped polyester composites regarding gamma and neutron shielding properties. *Progress in Nuclear Energy*, 139, 103865. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103865>
- El Abd, A. A., & Elkady, A. S. (2014). A method for simultaneous determination of effective removal cross-section for fast neutrons and mass absorption coefficient for gamma rays. *Mater Sci Eng*, 2(2), 1-6. https://www.researchgate.net/profile/A-Elabd/publication/281871496_A_Method_for_Simultaneous_Determination_of_Effective_Removal_Cross-section_for_Fast_Neutrons_and_Mass_Absorption_Coefficient_for_Gamma_Rays/links/55ffa83908ae07629e51d725/A-Method-for-Simultaneous-Determination-of-Effective-Removal-Cross-section-for-Fast-Neutrons-and-Mass-Absorption-Coefficient-for-Gamma-Rays.pdf?origin=publication_detail
- El-Guebaly, L., Wilson, P., Henderson, D., Sawan, M., Sviatoslavsky, G., Tautges, T., ... & ARIES-CS Team. (2008). Designing ARIES-CS compact radial build and nuclear system: neutronics, shielding, and activation. *Fusion Science and Technology*, 54(3), 747-770. <https://doi.org/10.13182/FST54-747>
- El-Khayatt, A. M. (2010). Calculation of fast neutron removal cross-sections for some compounds and materials. *Annals of Nuclear Energy*, 37(2), 218-222. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2009.10.022>
- El-Khayatt, A. M., & Abdo, A. E. S. (2009). MERCFSF-N: A program for the calculation of fast neutron removal cross sections in composite shields. *Annals of Nuclear Energy*, 36(6), 832-836. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2009.01.013>
- Esteban, G. A., Peña, A., Legarda, F., & Lindau, R. (2007). Hydrogen transport and trapping in ODS-EUROFER. *Fusion Engineering and Design*, 82(15-24), 2634-2640. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2007.02.002>
- Fernández, P., Lancha, A. M., Lapeña, J., Serrano, M., & Hernández-Mayoral, M. (2004). Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steel Eurofer 97 as Possible Structural Material for

- Fusion Devices. Metallurgical Characterization on As-Received Condition and after Simulated Services Conditions.
https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/36/026/36026402.pdf?r=1
- Ferraris, M., Salvo, M., Casalegno, V., Ciampichetti, A., Smeacetto, F., & Zucchetti, M. (2008). Joining of machined SiC/SiC composites for thermonuclear fusion reactors. *Journal of Nuclear Materials*, 375(3), 410-415. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2008.02.020>
- Fowler, T. Kenneth. (1997). *The fusion quest*. Baltimore: Johns Hopkins University Press.
<https://nla.gov.au/nla.cat-vn1987663>
- Freidberg, J. P. (2008). *Plasma physics and fusion energy*. Cambridge university press.
<https://doi.org/10.1017/CBO9780511755705>
- Giles, J. Stalemate over fusion project threatens to provoke split. *Nature* **432**, 262 (2004).
<https://doi.org/10.1038/432262b>
- Glasstone, S. (1974). *Controlled nuclear fusion*. US Atomic Energy Commission, Division of Technical Information. <http://files.eric.ed.gov/fulltext/ED107520.pdf>
- Gregersen, E. (2021a). (2021, Haziran 18). chromium. Encyclopedia Britannica. Erişim: 9 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/chromium>
- Guatelli, S., Cutajar, D., Oborn, B., & Rosenfeld, A. B. (2011, Mayıs). Introduction to the Geant4 Simulation toolkit. In *AIP Conference Proceedings* (Vol. 1345, No. 1, pp. 303-322). American Institute of Physics. <https://doi.org/10.1063/1.3576174>
- Habashi F. (2013) Tantalum, Physical and Chemical Properties. In: Kretsinger R.H., Uversky V.N., Permyakov E.A. (eds) *Encyclopedia of Metalloproteins*. Springer, New York, NY. https://doi.org/10.1007/978-1-4614-1533-6_385
- Harms, A. A., Schoepf, K. F., & Kingdon, D. R. (2000). *Principles of fusion energy: an introduction to fusion energy for students of science and engineering*. World Scientific.
<https://doi.org/10.1142/4447>
- Helmenstine, Anne Marie, Ph.D. (2020, Ağustos 28). Boron Chemical & Physical Properties. Erişim: 3 Aralık 2021, <https://www.thoughtco.com/boron-element-facts-606509>
- Hinoki, T., Snead, L. L., & Blue, C. A. (2005). Development of refractory armored silicon carbide by infrared transient liquid phase processing. *Journal of nuclear materials*, 347(3), 207-216. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2005.08.020>
- HyperPhysics. (Mayıs 27, 2015). Uranium-235 Chain Reaction. Erişim: 6 Aralık 2021, <http://hyperphysics.phy-astr.gsu.edu/hbase/nucene/u235chn.html>
- Al-Haitham, I. (2014). *Enas Ahmed Jawad Al-atabe* (Doctoral dissertation, University of Baghdad). https://www.researchgate.net/profile/Enas-Jawad/publication/332395032_Calculation_of_Sputtering_Yield_of_Nuclear_Fusion_Wall_to_Relevant_Mono-atomic_Materials_Due_to_Light_Ions_by_using_TRIM_program/links/5cb177d692851c8d22e7bc6b/Calculation-of-Sputtering-Yield-of-Nuclear-Fusion-Wall-to-Relevant-Mono-atomic-Materials-Due-to-Light-Ions-by-using-TRIM-program.pdf?origin=publication_detail
- Jolly, W. Lee (2020, Haziran 1). hydrogen. Encyclopedia Britannica. Erişim: 8 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/hydrogen>
- Kano, S., Yang, H. L., Suzue, R., Matsukawa, Y., Satoh, Y., Sakasegawa, H., ... & Abe, H. (2016). Precipitation of carbides in F82H steels and its impact on mechanical strength. *Nuclear Materials and Energy*, 9, 331-337. <https://doi.org/10.1016/j.nme.2016.09.017>
- Karakoç, A. (2019). *Bir manyetik füzyon nükleer reaktörünün nötronik analizinin yapılması* (Master's thesis, Başkent Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü).
https://node1.123dok.com/dt09preview/9libnet/000/050/50677.preview_file.pdf?X-Amz-

Content-Sha256=UNSIGNED-PAYLOAD&X-Amz-Algorithm=AWS4-HMAC-SHA256&X-Amz-Credential=7PKKQ3DUV8RG19BL%2F20211220%2F%2Fs3%2Faws4_request&X-Amz-Date=20211220T014837Z&X-Amz-SignedHeaders=host&X-Amz-Expires=600&X-Amz-Signature=866e2e5dffcf4cb86c9f13c13d601770d70599cfe99f6120f8f0b3da0018fe43

Kaymak, Ö. (2008). Nükleer Enerji. Alan Eğitiminde Araştırma Projesi. T.C Yıldız Teknik Üniversitesi OFM Fizik Öğretmenliği. <https://docplayer.biz.tr/storage/26/8603347/8603347.pdf>

Kikuchi, M., Lackner, K., & Tran, M. Q. (2012). Fusion physics. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1562_web.pdf

Kimura, A., Sawai, T., Shiba, K., Hishinuma, A., Jitsukawa, S., Ukai, S., & Kohyama, A. (2003). Recent progress in reduced activation ferritic steels R&D in Japan. *Nuclear fusion*, 43(10), 1246. https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/csp_019c/pdf/ft1_1ra.pdf

Klimiankou, M., Lindau, R., & Möslang, A. (2003). HRTEM study of yttrium oxide particles in ODS steels for fusion reactor application. *Journal of crystal growth*, 249(1-2), 381-387. https://coek.info/download/hrtem-study-of-yttrium-oxide-particles-in-ods-steels-for-fusion-reactor-applicat_5aa4e37bd64ab2f6f006a281.html

Kohyama, A., Hishinuma, A., Gelles, D. S., Klueh, R. L., Dietz, W., & Ehrlich, K. (1996). Low-activation ferritic and martensitic steels for fusion application. *Journal of Nuclear Materials*, 233, 138-147. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(96\)00327-3](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(96)00327-3)

Kolbasov, B. N., Belyakov, V. A., Bondarchuk, E. N., Borisov, A. A., Kirillov, I. R., Leonov, V. M., ... & Vasiliev, N. N. (2008). Russian concept for a DEMO-S demonstration fusion power reactor. *Fusion Engineering and Design*, 83(7-9), 870-876. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2008.07.041>

Kumar, E. R., Danani, C., Sandeep, I., Chakrapani, C., Pragash, N. R., Chaudhari, V., ... & Deshpande, S. P. (2008). Preliminary design of Indian test blanket module for ITER. *Fusion Engineering and Design*, 83(7-9), 1169-1172. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2008.07.030>

Kurtz, R. J., Alamo, A., Lucon, E., Huang, Q., Jitsukawa, S., Kimura, A., ... & Rensman, J. W. (2009). Recent progress toward development of reduced activation ferritic/martensitic steels for fusion structural applications. *Journal of Nuclear Materials*, 386, 411-417. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2008.12.323>

Li, H. L. (2012). Tensile Properties of JLF-1 Steel at Elevated Temperature. In *Applied Mechanics and Materials* (Vol. 204, pp. 3872-3878). Trans Tech Publications Ltd. <https://doi.org/10.4028/www.scientific.net/AMM.204-208.3872>

Li, H., Li, G., Qu, L., & Fu, P. (2014). Progress in CFETR power stations concept study. *Journal of Fusion Energy*, 33(6), 613-618. <https://doi.org/10.1007/s10894-014-9722-5>

Li, Y., Huang, Q., Wu, Y., Nagasaka, T., & Muroga, T. (2007). Mechanical properties and microstructures of China low activation martensitic steel compared with JLF-1. *Journal of Nuclear Materials*, 367, 117-121. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2007.03.012>

Luconi, U., Di Marco, M., Federici, A., Grattarola, M., Gualco, G., Larrea, J. M., ... & Pasquale, G. (2005). Development of the plasma facing components for the dome-liner component of the ITER divertor. *Fusion engineering and design*, 75, 271-276. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2005.06.122>

Lunk, H. J. (2015). Discovery, properties and applications of chromium and its compounds. *ChemTexts*, 1(1), 1-17. <https://doi.org/10.1007/s40828-015-0007-z>

Magaud, P., Marbach, G., & Cook, I. (2004). Nuclear Fusion Reactors. *Encyclopedia of Energy*, 4, 365-381. <https://sites.pitt.edu/~how31/Engineering%20writing%20assignment%203.pdf>

- Malakoff, D. Service, RF and E. Finkel (1998). Turn out the lights, the ITER's over. *Science*, 282(5387), 209. <https://acee.princeton.edu/wp-content/uploads/2016/05/ACEE-Fusion-Distillate-Article-6.pdf>
- Merrill, B. J., El-Guebaly, L. A., Martin, C., Moore, R. L., Raffray, A. R., Petti, D. A., & ARIES-CS Team. (2008). Safety assessment of the ARIES compact stellarator design. *Fusion Science and Technology*, 54(3), 838-863. <https://doi.org/10.13182/FST08-5>
- Moir, R. W., Manheimer, W., Cadwallader, L. C., & Neumann, M. J. (2013). *Magnetic fusion technology*. T. J. Dolan (Ed.). Berlin: Springer. <https://doi.org/10.1007/978-1-4471-5556-0>
- Nathan, R., Triendl, R. Spending cuts threaten ambitions to host ITER. *Nature* 387, 643 (1997). <https://doi.org/10.1038/42558>
- Nature editorial, (2004). Time for Japan to shine?. *Nature* 427, 763 (2004). <https://doi.org/10.1038/427763a>
- Nozawa, T., Hinoki, T., Hasegawa, A., Kohyama, A., Katoh, Y., Snead, L. L., Henager, C. H., & Hegeman, J. B. J. (2009). Recent advances and issues in development of silicon carbide composites for fusion applications. *Journal of Nuclear Materials*, 386-388(C), 622-627. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2008.12.305>
- Nygren, R. E., Ulrickson, M. A., Tanaka, T. J., Youchison, D. L., Lutz, T. J., Bullock, J., & Hollis, K. J. (2006). ITER first wall Module 18—The US effort. *Fusion engineering and design*, 81(1-7), 387-392. <https://www.osti.gov/servlets/purl/1267175>
- ÖZDOĞAN, H., ŞEKERCİ, M., & KAPLAN, A. (2018). Füzyon reaktörü yapısal malzemelerinde kullanılan bazı elementler için proton girişli reaksiyonlarda 3He yayımlanma spektrumlarının incelenmesi. *Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fen Dergisi*, 13(1), 12-18. <https://doi.org/10.29233/sdufeffd.382647>
- Park, S. South Korea makes billion-dollar bet on fusion power. *Nature* (2013). <https://doi.org/10.1038/nature.2013.12251>
- Pourret O., Dia A. (2016) Vanadium. White W. (eds) Encyclopedia of Geochemistry. Encyclopedia of Earth Sciences Series. Springer, Cham. https://doi.org/10.1007/978-3-319-39193-9_272-1
- Raffray, A.R., Nygren, R.E., Whyte, D.G., Abdel-Khalik, S.I., Doerner, R.P., Escourbiac, F., Evans, T.E., Goldston, R.J., Hoelzer, D.T., Konishi, S., Lorenzetto, P., Merola, M., Neu, R., Norajitra, P., Pitts, R.A., Rieth, M., Roedig, M., Roglien, T.D., Suzuki, S., Tillack, M.S., & Wong, C.C. (2010). High heat flux components—Readiness to proceed from near term fusion systems to power plants. *Fusion Engineering and Design*, 85, 93-108. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2009.08.002>
- Raymond, L. (2015). NÜKLEER ENERJİ, Nükleer Süreç Kavramlarına, Sistemlerine ve Uygulamalarına Giriş. Yılmaz, A., Aydın, A., Bayram, T., Akkoyun, S., & Billur, A. (çev.)
- Rieck, G. D. (1967). *Tungsten and its compounds*. Oxford: Pergamon Press. <https://books.google.com/books?hl=tr&lr=&id=rx4SBQAAQBAJ&oi=fnd&pg=PP1&dq=Tungsten+and+Its+Compounds+1967&ots=I6bG4Jb0W2&sig=FmR4efEcjah4pji5RGWVeezDUG8>
- Rieth, M., & Hoffmann, A. (2010). Influence of microstructure and notch fabrication on impact bending properties of tungsten materials. *International Journal of Refractory Metals and Hard Materials*, 28(6), 679-686. <https://doi.org/10.1016/j.ijrmhm.2010.04.010>
- Romanoski, G. R., Snead, L. L., Klueh, R. L., & Hoelzer, D. T. (2000). Development of an oxide dispersion strengthened, reduced-activation steel for fusion energy. *Journal of Nuclear Materials*, 283, 642-646. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(00\)00137-9](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(00)00137-9)
- Röllin, H. B., & Nogueira, C. M. (2019). Manganese: environmental pollution and health effects. <https://doi.org/10.1016/B978-0-444-52272-6.00540-7>

- Sadowski, M. (2005). Nuclear fusion-energy for future. *Nukleonika*, 50, 53-58. https://www.researchgate.net/profile/Mj-Sadowski/publication/287181659_Nuclear_fusion_-_Energy_for_future/links/58fef979a6fdcc8ed50cff0f/Nuclear-fusion-Energy-for-future.pdf?origin=publication_detail
- Saman Rashidi, M. S., Doranehgard, M. H., & Li, L. K. (2020). Organic Phase Change Materials. In *Reference Module in Materials Science and Materials Engineering*. <https://doi.org/10.1016/B978-0-12-803581-8.12114-9>
- Sanderson, R. Thomas (2020, Kasım 5). nitrogen. Encyclopedia Britannica. Erişim: 13 Aralık 2021, <https://www.britannica.com/science/nitrogen>
- Smith, J. P., Johnson, W. R., Stambaugh, R. D., Trester, P. W., Smith, D., & Bloom, E. (1996). Utilization of vanadium alloys in the DIII-D radiative divertor program. *Journal of nuclear materials*, 233, 421-425. <https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc666248/>
- Suri, A. K., Krishnamurthy, N., & Batra, I. S. (2010, Şubat). Materials issues in fusion reactors. In *Journal of Physics: Conference Series* (Vol. 208, No. 1, p. 012001). DOI:10.1088/1742-6596/208/1/012001
- Sutulov, A. and Wang, Chun Tsin (2018, Nisan 26). molybdenum processing. Encyclopedia Britannica. Erişim: 25 Kasım 2021, <https://www.britannica.com/technology/molybdenum-processing>
- Taner, A. C., & Odası, F. M. Nükleer Füzyon Enerjisi (Nükleer Kaynaşma Birleşme Enerjisi) Termonükleer Füzyon Santralleri. <https://www.fmo.org.tr/wp-content/uploads/2011/07/N%C3%BCkleer-F%C3%BCzyon-Enerjisi-N%C3%BCkleer-Kayna%C5%9Fma-N%C3%BCkleer-Birle%C5%9Fme-Enerjisi-Termon%C3%BCkleer-F%C3%BCzyon-Santralleri1.pdf>
- Tanigawa, H., Hirose, T., Shiba, K., Kasada, R., Wakai, E., Serizawa, H., ... & Zinkle, S. J. (2008). Technical issues of reduced activation ferritic/martensitic steels for fabrication of ITER test blanket modules. *Fusion Engineering and design*, 83(10-12), 1471-1476. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2008.07.024>
- Tavassoli, A. A. (2002). Present limits and improvements of structural materials for fusion reactors—a review. *Journal of Nuclear Materials*, 302(2-3), 73-88. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(02\)00794-8](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(02)00794-8)
- Trinkaus, H., & Singh, B. N. (2003). Helium accumulation in metals during irradiation—where do we stand?. *Journal of Nuclear Materials*, 323(2-3), 229-242. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2003.09.001>
- URL-1, (2021). ITER. Magnets. Erişim: 14 Aralık 2021, <https://www.iter.org/mach/magnets>
- Watson, R. D., Slattery, K. T., Odegard Jr, B. C., Cadden, C. H., McKechnie, T. N., O'Dell, S., ... & Karandikar, P. (1998). Development of high-Z plasma facing components for ITER. *Fusion technology*, 34(3P2), 443-453. <https://doi.org/10.13182/FST98-A11963653>
- Wesson, J., & Campbell, D. J. (2004). *Tokamaks*. Oxford: Clarendon Press. <https://books.google.com.tr/books?id=iPIAwZI6HIYC>
- Wirtz, M., Linke, J., Pintsuk, G., Rapp, J., & Wright, G. M. (2012). Influence of high flux hydrogen-plasma exposure on the thermal shock induced crack formation in tungsten. *Journal of nuclear materials*, 420(1-3), 218-221. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2011.09.035>
- Zinkle, S. J., & Ghoniem, N. M. (2000). Operating temperature windows for fusion reactor structural materials. *Fusion Engineering and design*, 51, 55-71. [https://doi.org/10.1016/S0920-3796\(00\)00320-3](https://doi.org/10.1016/S0920-3796(00)00320-3)
- Zinkle, S. J. (2005). Advanced materials for fusion technology. *Fusion engineering and design*, 74(1-4), 31-40. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2005.08.008>

ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Mehmet Sadık TANDOĞAN

Eğitim Durumu

Lise : Kâhta İMKB Anadolu Lisesi, 2015

Lisans : Sinop Üniversitesi – Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi-
Nükleer Enerji Mühendisliği, 2019

Mesleki Deneyim

İş Yeri : Adıyaman Üniversitesi Eğitim ve Araştırma Hastanesi Nükleer
Tıp Birimi - Stajyer, 2017

İş Yeri : Türkiye Atom Enerjisi Kurumu- Stajyer, 2018