



**T.C.
OSMANİYE KORKUT ATA ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Fatma YAKUT

**NÜKLEER REAKTÖRLERDE
KULLANILAN KONTROL
ÇUBUKLARININ MALZEME
AÇISINDAN İNCELENMESİ**

FİZİK ANABİLİM DALI

OSMANİYE – 2018

**T.C.
OSMANİYE KORKUT ATA ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**NÜKLEER REAKTÖRLERDE KULLANILAN KONTROL
ÇUBUKLARININ MALZEME AÇISINDAN
İNCELENMESİ**

Fatma YAKUT

**FİZİK
ANABİLİM DALI**

**OSMANİYE
HAZİRAN-2018**

TEZ ONAYI

NÜKLEER REAKTÖRLERDE KULLANILAN KONTROL ÇUBUKLARININ MALZEME AÇISINDAN İNCELENMESİ

Fatma YAKUT tarafından Doç. Dr. F. Aysun UĞUR danışmanlığında Osmaniye Korkut Ata Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü **Fizik** Anabilim Dalı'nda hazırlanan bu çalışma aşağıda imzaları bulunan jüri üyeleri tarafından oy birliği/çokluğu ile **Yüksek Lisans Tezi** olarak kabul edilmiştir.

Danışman: Doç. Dr. F. Aysun UĞUR
Fizik Anabilim Dalı, OKÜ

.....

Üye: Prof. Dr. M. Sait BOZGEYİK
Fizik Anabilim Dalı, KSÜ

.....

Üye: Prof. Dr. Eyyup TEL
Fizik Anabilim Dalı, OKÜ

.....

Yukarıdaki jüri kararı Osmaniye Korkut Ata Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Yönetim Kurulu'nun/...../..... tarih ve /..... sayılı kararı ile onaylanmıştır.

Doç. Dr. Coşkun ÖZALP
Enstitü Müdürü, **Fen Bilimleri Enstitüsü**

.....

Bu Çalışma OKÜ Bilimsel Araştırma Projeleri Birimi Tarafından Desteklenmiştir.

Proje No: OKÜBAP-2015-PT3-001

Bu tezde kullanılan özgün bilgiler, şekil, çizelge ve fotoğraflardan kaynak göstermeden alıntı yapmak 5846 sayılı Fikir ve Sanat Eserleri Kanunu hükümlerine tabidir.

TEZ BİLDİRİMİ

Tez içindeki bütün bilgilerin etik davranış ve akademik kurallar çerçevesinde elde edilerek sunulduğunu, bu çalışma sonucunda elde edilmeyen her türlü bilgi ve ifade için ilgili kaynağa eksiksiz atıf yapıldığını ve bu tezin Osmaniye Korkut Ata Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü tez yazım kurallarına uygun olarak hazırlandığını bildiririm.

Fatma YAKUT



ÖZET

NÜKLEER REAKTÖRLERDE KULLANILAN KONTROL ÇUBUKLARININ MALZEME AÇISINDAN İNCELENMESİ

Fatma YAKUT
Yüksek Lisans, Fizik Anabilim Dalı
Danışman: Doç. Dr. F. Aysun UĞUR

HAZİRAN 2018, 138 sayfa

Nükleer reaktörlerdeki kontrol çubukları reaktörlerin kritiklik düzeyini sağlamak amacıyla kullanılmaktadırlar. Bor, bor bileşikleri, samaryum, gadolinyum, hafniyum, kadmiyum yüksek nötron yutma tesir kesitine sahip olan elementler olduğu için nükleer reaktörlerde kontrol çubuğu malzemesi olarak yoğun olarak kullanılmaktadır. Bu elementlerin yüksek enerjili fotonlar için absorplama tesir kesiti değerleri ayrıca incelenmelidir. Bu amaçla bu çalışmada nükleer reaktörlerde kontrol çubuğu olarak kullanılan bor, bor bileşikleri, samaryum, gadolinyum, hafniyum, kadmiyum gibi malzemelerin foton absorplama tesir kesitleri 0,001 -1000MeV arasındaki enerji değerleri için X com foton tesir kesiti programından elde edilmiştir. Enerji ve doğrusal soğurma katsayısı arasındaki değişim grafiksel olarak elde edilerek fotoelektrik soğurma kenarlarının hangi enerji aralığında olduğu tespit edilmiştir. Soğurma kenarlarının elementlerin Z atom numaraları civarında gözlemlendiği ve $Z < 13$ olan elementlerde soğurma kenarı piklerinin oluşmadığı elde edilmiştir. Ayrıca kütleli soğurma katsayıları ve yoğunluk değerleri kullanılarak doğrusal soğurma katsayıları, yarı değer kalınlıkları, onda bir değer kalınlıkları ve ortalama serbest yol değerleri hesaplanmıştır. Doğrusal soğurma katsayısı ile enerji arasında çizilen grafiklerde değişimin eksponansiyel olduğu gözlenmektedir. Doğrusal soğurma katsayısı ile yarı değer arasında çizilen grafiklerde değişimin lineer olduğu elde edilmiştir. Bu çalışmada, bor, bor bileşikleri, samaryum, gadolinyum, hafniyum, kadmiyum elementlerinin sadece iyi birer nötron yutucu olmadığı aynı zamanda yüksek enerjili fotonların absorplanmasında da etkili olduğu sonucu elde edilmiştir.

Anahtar Kelimeler: Kontrol çubukları, nükleer reaktör, foton, soğurma, tesir kesiti.

ABSTRACT

INVESTIGATION OF CONTROL BARS USED IN NUCLEAR REACTORS BY MATERIALS

Fatma YAKUT

M.Sc., Department of Physics

Supervisor: Assoc. Doç. Dr. F.Aysun UĞUR

May 2018, 138 pages

Control rods in nuclear reactors are used to provide criticality of the reactors. Boron, boron compounds, samarium, gadolinium, hafnium, cadmium are used as control rod materials in nuclear reactors because they are elements with high neutron flux cross section. The absorption cross section values of these elements for high-energy photons should also be examined separately. For this purpose, photon absorption cross sections of materials such as boron, boron compounds, samarium, gadolinium, hafnium, cadmium which are used as control bars in nuclear reactors have been obtained from X com photon activity section program for energy values between 0.001-1000 MeV. The change between the energy and the linear absorption coefficient is graphically obtained to determine the energy range of the photoelectric absorption edges. It has been found that the absorption edges are observed around the Z atomic numbers of the elements and that the absorption edge peaks do not occur in the elements with $Z < 13$. In addition, linear absorption coefficients, half-value thicknesses, one-value thicknesses and mean free path values were calculated using mass absorption coefficients. It is observed that the variation in the graph drawn between linear absorption coefficient and energy is exponential. It is found that the change is linear in the graphs drawn between the linear absorption coefficient and the half value. In this study, it was concluded that boron, boron compounds, samarium, gadolinium, hafnium, cadmium elements are not only good neutrons sweating but also at absorbing high energy photons.

Key Words: Control bars, nuclear reactor, photon, absorbtion, cross section.

*Hayatıma değer katan; çok kıymetli babam Ali YAKUJ ve
abim Kadir YAKUJ'un aziz ruhlarına ithafen...*

TEŐEKKÖR

Yüksek Lisans tez konumun belirlenerek tez çalışmamın yürütölmesini üstlenen, çalışmalarım süresince değerli bilgi ve tecrübeleriyle katkılarını esirgemeyen danışman hocam Sayın Doç. Dr. F. Aysun UĞUR'a teşekkürlerimi sunarım.

Ayrıca çalışmalarım süresince tüm zorlukları benimle göğüsleyen ve hayatımın her evresinde bana destek olan ve her daim varlıklarına şükrettiğim kıymetli aileme sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

İÇİNDEKİLER

TEZ ONAYI	
TEZ BİLDİRİMİ	
ÖZET.....	i
ABSTRACT.....	ii
İTHAF SAYFASI	iii
TEŞEKKÜR.....	iv
İÇİNDEKİLER	v
ÇİZELGELER DİZİNİ	viii
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	ix
SİMGELER ve KISALTMALAR	xii
1. GİRİŞ	1
1.1. Nükleer Güç Reaktörleri	7
1.2. Reaktör Kontrolü Malzemeleri	16
1.3. Yüklü ve Yüksüz Parçacıkların Madde İle Etkileşimleri.....	17
1.3.1. Alfa Parçacıkları.....	18
1.3.2. Beta Işınları	20
1.3.3. Yüksüz parçacıkların madde ile etkileşimleri	22
1.3.4. Fotonların Madde ile Etkileşmesi	35
1.3.4.1. Fotoelektrik Etkileşimler.....	36
1.3.4.2. Compton Etkileşimleri	37
1.3.4.3. Çift Oluşumu.....	39
1.3.4.4. Foto Bozunma	41
1.3.4.5. Fotonların Azalma ve Soğurulması.....	41
1.3.4.6. Azalma(μ) ve Enerji Soğurma (μ_{En}) Katsayıları	44
1.3.4.7. Foton Azalma/Soğurmaya E ve Z'nin Etkisi	46
1.3.4.8. Soğurma Kenarları	48
1.3.4.9. Fotonların Soğurulması ve Enerji Transferi.....	49
1.4. Nükleer Etkileşimler	511
1.4.1. Hedef (mermi, yayınlanan parçacık) Ürün.....	52
1.4.2. Tesir Kesiti	533
1.4.3. Fotonlarda Tesir Kesiti ve Doğrusal Soğurma Katsayısı Arasındaki İlişki ...	555
1.5. Fisyon.....	56
1.6. Nükleer Fisyon ve Ürünleri.....	56
1.7. Fisyon Enerjisi	58
1.8. Nükleer Fisyon Fiziği.....	61

1.9. Nükleer Güç Reaktörleri	66
1.10. Reaktör Tasarımı: Temel Sistemler	68
2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR.....	70
3. MATERYAL VE METOD	79
3.1. Kontrol Çubukları	79
3.1.1. Merkezi Kontrol Çubuğu	84
3.1.2. Küme Halinde Kontrol Çubukları.....	87
3.1.3. Haç-Şekilli Çubuklar.....	89
3.1.4. Hızlı Reaktörlerdeki Kontrol Çubukları.....	92
3.1.5. Kısmen Sokulmuş Çubuklar	94
3.2. Kontrol Çubuklarında Kullanılan Materyallerin Özellikleri.....	96
3.2.1. Bor.....	96
3.2.2. Boral.....	97
3.2.3. Bor - Karbon Çeliği.....	98
3.2.4. Boraksal	98
3.2.5. Bor -Karbür (B_4C).....	99
3.2.6. Ferrobor.....	99
3.2.7. Kadmiyum.....	100
3.2.8. Hafniyum	100
3.2.9. Gadolinyum.....	101
3.2.10. Samaryum	101
3.3. X Com Foton Tesir Kesiti Bilgisayar Programı.....	101
4. BULGULAR VE TARTIŞMA	103
4.1. Bor.....	103
4.2. Boral.....	106
4.3. Bor Karbon Çeliği.....	108
4.4. Boraksal	110
4.5. Bor Karbür (B_4C).....	112
4.5.1. Ferrobor 1(Rozarit)($Na_2B_4O_7 \cdot 4H_2O$)	114
4.5.2 Ferrobor 2(Kolemanit)($CaB_6O_{11} \cdot H_2O$)	116
4.6. Kadmiyum.....	118
4.7. Hafniyum	120
4.8. Gadolinyum.....	123
4.9. Samaryum	126
5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER	129
KAYNAKLAR	133

ÖZGEÇMİŞ	137
----------------	-----



ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1. 1. Üretimi ve enerjilerine göre nötron kaynakları.....	23
Çizelge 1. 2. Dokulardaki atom yoğunlukları	31
Çizelge 1. 3. MeV' lik nötronların dokudaki nötron soğurma özellikleri	34
Çizelge 1. 4. Enerji kesri ve enerji değerleri.....	51
Çizelge 1. 5. ²³⁵ U fisyonu ile yayınlanan ve yararlanılabilen enerjiler	60
Çizelge 1. 6. Farklı reaktör tipleri için genel parametreler	67
Çizelge 1. 7. Moderatörlerin yavaşlatma özellikleri	69
Çizelge 3. 1..Kontrol çubuğu malzemeleri için termal nötron emilim.....	83
Çizelge 3. 2. Doğal Bor'a ait yüzde bolluk ve tesir kesiti değerleri.....	96
Çizelge 3. 3. Boral Malzemenin Özellikleri	98
Çizelge 4. 1. Bor'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri	104
Çizelge 4. 2. Boral'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri.....	106
Çizelge 4. 3. Bor Karbon Çeliğine ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerler.....	108
Çizelge 4. 4. Boraksal ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri.....	110
Çizelge 4. 5. Bor Karbür'e ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri	112
Çizelge 4. 6. Ferrobor'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri	114
Çizelge 4. 7. Kolemanit'e ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri	116
Çizelge 4. 8. Kadmiyum'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri	118
Çizelge 4. 9. Hafniyum'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri	120
Çizelge 4. 10. Gadolonyum'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri.....	123
Çizelge 4. 11. Samaryum'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri	126
Çizelge 5. 1. Çubuğu malzemelerinin atom numarası, yoğunluk ve enerji değerine bağlı değişimleri	130

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1. Füzyon Olayının Şematik Gösterimi	3
Şekil 1. 2. Fisyon Olayının Şematik Gösterimi	3
Şekil 1. 3. Kullanım Amaçlarına Göre Reaktör Tipleri Şeması.....	9
Şekil 1. 4. Nötron Enerjisine Göre Reaktör Tipleri Şeması.....	9
Şekil 1. 5. Yakıt tipine göre reaktör tipleri	10
Şekil 1. 6. Kaynar-sulu(üst) ve basınçlı-su(alt) reaktörünün şematik diyagramı.....	12
Şekil 1. 7. Kanada döteryum-uranyum(CANDU) reaktörünün şematik diyagramı...	12
Şekil 1. 8. Gaz-soğutmalı reaktörün şematik diyagramı	13
Şekil 1. 9. Sıvı sodyum soğutuculu hızlı üretken reaktörün şematik diyagramı.....	14
Şekil 1. 10. Bir nükleer reaktör	15
Şekil 1. 11. Reaktör kalbi.....	15
Şekil 1. 12. Bir α parçacığının havadaki özgül iyonizasyonu.....	19
Şekil 1. 13. Maksimum enerjinin fonksiyonu olarak	21
Şekil 1. 14. Bor ve kadmiyum için nötron enerjisine karşılık nötron	26
Şekil 1. 15. X kalınlığındaki bir soğurucuda meydana gelen ve nötron	30
Şekil 1. 16. Nötronların Hidrojende soğurma(yakalama) ve elastik saçılma.....	32
Şekil 1. 17. Nötronların azotta soğurulma (yakalama) ve elastik saçılma.....	32
Şekil 1. 18. Nötronların karbondaki toplam (soğurulma+saçılma)ve elastik.....	33
Şekil 1. 19. Oksijen için elastik saçılma tesir kesiti (barn cinsinden).....	33
Şekil 1. 20. Fotoelektrik etkinin şematik gösterimi	37
Şekil 1. 21. “Serbest” bir elektronla compton saçılması.....	37
Şekil 1. 22. Gelen foton enerjisinin ($h\nu$) compton elektronuna aktarılan kesri	38
Şekil 1. 23. Çift oluşum	40
Şekil 1. 24. Tüm etkileşmelerle küçük bir alıcıya ulaşan fotonların sayısının “ideal geometri” kullanarak azaltılması ve gelen demet ile alıcıya ulaşan saçılmış fotonlar arasındaki ilişkiyi gösteren “zayıf geometri” düzeninde bir foton demetinin azaltılması.....	42
Şekil 1. 25. Azalma işlemleri ile foton demetinin değişimi	44
Şekil 1. 26. Fotonların a)lineer azalma katsayıları b)kütle soğurma katsayıları.....	44
Şekil 1. 27. Soğurucu ortam boyunca ışıma ile kaybedilen enerjinin, foton azalma katsayısı μ ; enerji transfer katsayısı $\mu_{tr}=\mu-\sigma_s$, enerji soğurma.....	45

Şekil 1. 28. Su ve kurşun için, foton azalma katsayıları ve foton	46
Şekil 1. 29. Keskin kenar oluşturan rezonans soğurulmasına Z'nin.....	47
Şekil 1. 30. Kurşunda foton azalma(μ) ve enerji(μ_{en}) soğurma	48
Şekil 1. 31. Fotonların madde ile etkileşmesi	50
Şekil 1.32. Bombardıman parçacığının hedef çekirdekten saçılmasındaki nükleer etkileşimler;	52
Şekil 1. 33. Hedef çekirdeklerle parçacıkların etkileşmesine ait parametreler	54
Şekil 1.34. Birim hacminde Ntane atom içeren hedefe (N atom/cm ³) gelen ϕ_0 akısı, ...	55
Şekil 1. 35. Fisyon olayının şematik gösterimi	57
Şekil 1.36. ²³⁵ U'in fisyonu ve beta bozunumu ile 95 ve 139 kütle numaralı kararlı ..	58
Şekil 1. 37. Uranyum fisyonunda yayınlanan nötron enerjilerinin spektrumu	62
Şekil 1.38. ²³⁵ U için termal fisyon etkisini ve ²³⁸ U için hızlı fisyon	63
Şekil 1.39. ²³⁸ U'in nötron yakalama rezonansları	64
Şekil 1. 40. Kontrol çubuklarının fonksiyonunu gösteren şekil	65
Şekil 1. 41. Bir turbo jenaratör şeması	67
Şekil 1. 42. Bir nükleer reaktörün ana bileşenlerinin şematik gösterimi	68
Şekil 3.1. Uranyum U-235 nükleer fisyon sürecinin ana hatları	80
Şekil 3.2. Kontrol çubuğu kullanımının temsili diyagramı	81
Şekil 3.3. Bir küme kontrol çubuğu tertibatı. Tek tek çubuklar	83
Şekil 3.4. Çıplak bir reaktörde merkezi kontrol çubuğu varken ve yokken akı	84
Şekil 3.5. Kontrol çubuğu kümesi	88
Şekil 3.6. Haç şeklinde kontrol çubuğu	90
Şekil 3.7. Dört yakıt demeti arasına yerleştirilmiş haç-şekilli	91
Şekil 3.8. Birbirlerine yakın yerleştirilmiş haç-şekilli kontrol	91
Şekil 3.9. Difüzyon denkleminin çözümü için kullanılan levha geometrisi	91
Şekil 3.10. Kısmi olarak sokulmuş kontrol çubuğun sokulma mesafesinin fonksiyonu olarak değeri	95
Şekil 3.11. Kontrol çubuğunun birim sokulma mesafesi	95
Şekil 4.1. Bor için enerjinin lineer soğurma	105
Şekil 4.2. Bor için doğrusal soğurma katsayısının	105
Şekil 4.3. Boral için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi	107
Şekil 4.4. Boral için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer	107

Şekil 4.5. Bor Karbon çeliği için enerjinin lineer	109
Şekil 4.6. Bor Karbon çeliği için doğrusal soğurma katsayısının	109
Şekil 4.7. Boraksal için enerjinin lineer	111
Şekil 4.8. Boraksal için doğrusal soğurma	111
Şekil 4.9. Bor Karbür için enerjinin lineer	113
Şekil 4.10. Bor Karbür için doğrusal soğurma	113
Şekil 4.11. Ferrobor için enerjinin lineer soğurma	115
Şekil 4.12. Ferrobor (razorit) için doğrusal soğurma	115
Şekil 4.13. Kolemanit için enerjinin lineer	117
Şekil 4.14. Kolemanit için doğrusal soğurma katsayısının	117
Şekil 4.15. Kadmiyum için enerjinin lineer	119
Şekil 4.16. Kadmiyum için doğrusal soğurma	119
Şekil 4.17. Hafniyum için enerjinin lineer soğurma	122
Şekil 4.18. Hafniyum için doğrusal soğurma katsayısının	122
Şekil 4.19. Gadolinyum için enerjinin lineer	125
Şekil 4.20. Gadolinyum için doğrusal soğurma katsayısının	125
Şekil 4.21. Gadolinyum için enerjinin lineer soğurma	128
Şekil 4.22. Samaryum için doğrusal soğurma	128

SİMGELER ve KISALTMALAR

R	Kritik uzaklığı	(m)
E	Hızlı fisyon etkisi	(-)
L_f	Hızlı sızıntı etkisi	(-)
L_t	Termal sızıntı etkisi	(-)
Q	Reaksiyonda ortaya çıkan enerji	(eV)
S	Durdurma kuvveti	(MeV/m)
ϕ	Foton akışı	(foton/cm ²)
I(x)	Soğurucu içinde x mesafesindeki özgül iyonizasyon	(foton)
I_0	x=0 daki özgül iyonizasyon	(foton)
μ/ρ	Kütle zayıflatma katsayısı	(cm ² /g)
$E_{\max}$	Maksimum elektron enerjisi	(MeV)
$R_{\max}$	Maksimum menzil	(cm)
h	Termal faydalanma katsayısı	(cal/g.cm. ⁰ C)
V	Nötronun hızı	(m/s)
$\frac{1}{\Sigma_{tr}}$	Ortalama serbest yol	(cm)
σ_s	Saçılma katsayısı	(barn)
κ	Çift oluşum katsayısı	(cm ⁻¹)
T	Fotoelektrik oluşum katsayısı	(cm ⁻¹)
Σ	Compton oluşum katsayısı	(cm ⁻¹)
D ₂ O	Ağır su	(-)
LET	Lineer Enerji Transferi	(MeV/cm)
Kerma	Ortamın birim kütlesi başına aktarılan kinetik enerji	(erg/MeV)

Alt İndisler

soğ	Soğurulan enerji
s	Saçılma

Üst İndisler

μ	Lineer azalma katsayısı
-------	-------------------------

1. GİRİŞ

Nükleer enerji insan nüfusunda oluşan hızlı artış, kentleşme, sanayileşme ve diğer enerji kaynaklarının bazı olumsuz etkilerinden dolayı çağımızda çok önem arz etmektedir. Yapılan çalışmalarda; fosil kaynaklardan oluşan tükenebilir petrol rezervlerinin 2050 yılında, doğalgaz rezervlerinin 2070 ve kömür rezervlerinin ise 2170 yıllarında tükeneceği ön görülmektedir [1].

Bu öngörü, küreselleşen dünyamızda enerji ve enerji üretimine olan ilgiyi arttırmıştır. Enerji üretiminde kullanılan kaynaklar ülkelerin gelecekle ilgili yaptıkları plan, program ve stratejilere yön verir hale gelmiştir. Enerji açısından yetersiz olan ülkelerin yeni alternatif enerji kaynaklarına yönelmelerine neden olmuştur. Bu anlamda enerji kaynakları sınıflandırıldığında; termik enerji kaynaklarını; kömür, petrol ve doğalgaz, nükleer enerji kaynakları uranyum, toryum ve plütonyum, hidrolik enerji kaynaklarını denizler, göller ve akarsular oluşturmaktadır. Bu sınıflandırmada yer almayan ve diğer enerji kaynakları olarak adlandırılan enerji kaynakları güneş, rüzgar, hidrojen ve jeotermal kaynaklar olarak tanımlanmaktadır. Bu kaynaklardan termik ve nükleer kaynaklar; tükenebilir enerji kaynakları olarak, hidrolik ve diğer kaynaklar ise yenilenebilir enerji kaynakları olarak ayrıca sınıflandırılabilir [2].

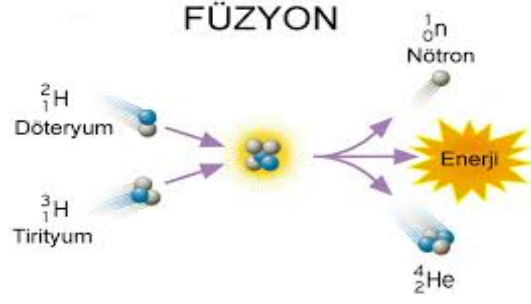
Fosil yakıtlar olan kömür, petrol ve doğalgaz kullanıldığında çevreye ve atmosfere fazla miktarda zararlı gaz bırakmaktadır. Bu gazlar, karbondioksit, azotoksitler ve kükürtdioksit gazlarıdır. Karbondioksit gazı atmosferin ısınmasına neden olmaktadır. Bu etkiye sera gazı etkisi adı verilir. Azotdioksit ve kükürtdioksit gazları asit yağmurlarına neden olur. Bu asit yağmurları; göllerdeki doğal yaşamı tehdit ederek, bitki örtüsünü, ormanları, tarımsal alanları, metalik ve betonarme yapıları olumsuz etkilemektedir. Termik kaynaklardan olan kömür çevreye kül ve dumanyıla olumsuz etki vermektedir. Yenilenebilir enerji kaynakları ise enerji verimi oldukça düşük kaynaklardır. Bu kaynaklar bulundukları bölgenin coğrafik koşullarına bağlı olarak verim ve maliyet açısından değişiklik gösterirler. Tek avantajları yenilenebilir olmaları ve çevreyi kirletme oranlarının diğer kaynaklara göre düşük olmasıdır. Nükleer enerji kaynakları verim açısından bakıldığında oldukça yüksek verime

sahiptirler. 1kg nükleer yakıttan 90×10^6 MJ'lük enerji elde edilirken, 1kg linyit kömüründen ~14-19MJ, 1kg petrolden ~45MJ, hidrojen 121 MJ ve 1m^3 doğalgazdan ise 39MJ'lük enerji elde edilir. Nükleer santraller; çevreye en az zarar veren, yoğun bir şekilde uygun bir maliyetle sürekli enerji üreten sistemlerdir. 100MW'lık bir nükleer santral yılda ~2 Milyon ton petrol tasarrufu gerçekleştirerek bunun sonucunda yaklaşık olarak 2,5 milyon ton'luk karbondioksit emisyonunu engellediği gözlenmiştir [3].

Nükleer enerji; çevreyi kirletmediği ve ekonomisi ve elde edilmesinde güvenilirlik gibi üstün yönleri, taşıdığı risklerin düşüklüğü ile diğer enerji kaynaklarının yerine tercih edilebilecek bir enerji kaynağı olma niteliğine sahiptir. Bu nedenle nükleer enerji üretimini temin eden nükleer reaktörler dizaynı ve kullandığı mekanizma açısından önemlidir.

Nükleer reaktörler yalnızca enerji üretimi amacıyla kullanılmazlar. Nükleer reaktörlerden elde edilen yan ürünler, güvenlikte, radyoizotop üretiminde, ziraatta, gıda sterilizasyonunda, ağır metal endüstrisinde, madencilikte, uzay çalışmalarında, tarihlendirmede, çevre araştırmalarında ve iletişim teknolojilerinde yoğun olarak kullanılmaktadır. Özellikle nükleer teknolojinin tıp sektöründeki uygulamaları birçok teşhis ve tedavi yönteminin gelişmesine neden olmuştur. Reaktörlerden yan ürün olarak çıkan birçok radyonüklid günümüzde tıbbi uygulamalarda teşhis ve tedavi amacı ile kullanılmaktadır.

Nükleer enerji atom çekirdeğinde meydana gelen reaksiyonlar sonucu elde edilir. Reaktörlerde füzyon ve fisyon olmak üzere iki tür reaksiyon gerçekleşmektedir. Füzyon olayında; hafif radyoaktif çekirdekler birleşerek daha ağır radyoaktif çekirdeklere dönüşmektedir. Füzyon reaktörleri sınırsız enerji vaat etmesine rağmen günümüzde hala pratik olarak kullanılabilir duruma gelmemiştir. Füzyon reaktörlerinde bilim adamları Güneş'te doğal olarak gerçekleşen füzyon tepkimelerinin benzerini yapay olarak elde etmeye çalışmaktadırlar. Nükleer füzyonda hala yaşanan problem, tepkimeyi gerçekleştiren süper sıcak plazmanın kontrol edilmesi noktasında yaşanmaktadır. Plazma sürekli şekilde sağlanabildiği takdirde tepkime oluşmakta ve dolayısı ile enerji elde edilebilmektedir [4].



Şekil 1.1. Füzyon Olayının Şematik Gösterimi [5]

Reaktörlerde oluşan ikinci tür tepkime ise fisyon reaksiyonlarıdır. Fisyon olayında ağır bir radyoaktif çekirdek, farklı enerjilerdeki nötronlarla reaksiyona girdiğinde daha küçük atomlara dönüşür. Fisyon reaktörleri günümüzde aktif olarak kullanılmaktadır ancak nükleer atıklar ciddi bir şekilde sorun oluşturmaktadır [4].



Şekil 1. 2. Fisyon Olayının Şematik Gösterimi [6]

Fisyon olayında enerjinin açığa çıkmasında temel etken nötronlardır. Bir U-235 çekirdeğine çarpan düşük hızlı bir nötron bu çekirdekteki bağ kuvvetlerinin dengesini bozarak çekirdeği birkaç parçaya böler. Bu tepkimede 2-3 nötron da açığa çıkar. Bu nötronlarda ortamdaki diğer U-235 çekirdeklerini fisyonla uğratar. Bunlardan çıkan yeni nötronlar da başka U-235 çekirdeklerini parçalar ve bu şekilde devam eden olay bir zincirleme tepki sürecini oluşturur [7].

Böylece açığa çıkan bağ enerjisi, fisyon olayında parçalanmış çekirdeklerin parçalarına ve açığa çıkan nötronlara kinetik enerji kazandırır. Bu kinetik enerji de reaktör ortamındaki soğutucu akışkanın ısınmasına yol açar. Bu soğutucu mevcut ticari nükleer santrallerde genellikle sudur. Suyun yanı sıra helyum ve karbondioksit gibi gazları ya da sodyum gibi metalleri soğutucu olarak kullanan santral tasarımları

da denenmiştir. Ayrıca, ağır su adı verilen ve hidrojen yerine hidrojenin bir izotopu olan döteryum atomları içeren bir soğutucu da yaygın olarak kullanılmaktadır. Soğutucuya aktarılan ısı ile ya soğutucunun doğrudan buharlaşması sağlanır ya da “buhar üretici “ adı verilen bir ısı aktarma sistemi sayesinde ayrı bir çevrimde dönen suyun buharlaşması sağlanır. Üretilen buhar bir türbini çevirir. Türbine bağlı jeneratörün dönmesiyle de elektrik üretilir [7].

Fisyon reaktörlerinde bulunan temel mekanizmalar sıralanacak olursa; temelde yakıt adı verilen ve fisyon yapabilen bir malzeme, nötronları yavaşlatmak için bir yavaşlatıcı, nötron kaçağını azaltmak ve dolayısıyla bir reaktörün kritik büyüklüğünü küçültmek için koru saran bir yansıtıcı, bazıları gaz olan radyoaktif fisyon ürünlerinin kaçmasını önleyen bir reaktör kabı, çalışan personeli nötron ve gama ışınlarının neden olduğu biyolojik zararlardan korumak için zırhlama, ısıyı çıkartmak için bir soğutucu, güç seviyesini kontrol etmek ve sabit tutmak için bir kontrol sistemi, kontrol ve soğutma sistemlerinin çalışmaması halinde istenilmeyen olayları önlemek için planlanan acil önlem sistemleri bulunmaktadır [8].

Atom bombasıyla nükleer enerji üreten reaktör arasındaki tek ortak nokta, her ikisinin de fisyon olayına dayanmasıdır. Ancak, bir atom bombasında kontrolsüz bir şekilde ve çok kısa zamanda(mikro saniye düzeylerinde)gelişen fisyon süreci, reaktörlerde tümüyle kontrol altında tutulur. Reaktörü işleten mühendisler bu tepkimeyi başlatabilir, istedikleri süre kadar ve istedikleri enerji düzeyine kadar çıkarabilirler, istedikleri anda yavaşlatır ve durdurabilirler. Atom bombasında saniyenin milyonda biri gibi çok kısa bir sürede açığa çıkan güçle birlikte çok yüksek düzeylerde radyasyon salınması da vardır. Bombanın gücü, nükleer reaktörün gücünden milyarlarca defa büyüktür. Oysa, maksimum gücünde çalışan bir reaktörde meydana gelen zincirleme reaksiyonlar yıllarca kontrollü bir biçimde istenen güç düzeylerinde sürdürülür. Batı standartlarında nükleer güvenlik normlarına göre tasarlanmış olan koruyucu zırhlama sistemleri dolayısıyla, reaktörün kalbinden ve içinde bulunduğu, uçak çarpmalarına bile dayanıklı olarak inşa edilmiş olan reaktör binasından dışarıya radyasyon sızmaz [7].

Bir nükleer reaktörde enerji üretimi, kadmiyum ve bor gibi nötron yutucu maddeler içeren “kontrol çubukları” sayesinde kontrol altında tutulur. Zincirleme reaksiyonları ayakta tutan nötronların bir bölümü, kontrol çubuklarının bunları yutmasıyla, fisyonu yol açamazlar. Reaktörde üretilen gücün düzeyi kontrol çubuklarının reaktörün yakıtları arasına indirilerek çıkartılarak sağlanır.

Kontrol çubuklarını hareket ettiren mekanizmalarda bir sorun olsa ve zincirleme tepkimeler başını alıp gitse dahi bir nükleer reaktör asla bir atom bombası gibi patlamaz. Çünkü bir reaktörün kalbindeki zincirleme tepkimelerin kontrolden çıkması durumunda açığa çıkacak olan büyük ısı reaktör kalbinin (yakıtın bulunduğu bölümü) eriyerek boyutlarının değişmesine neden olur. Bu ise reaktörün “kritiklik” denilen durumundan uzaklaşmasına, yani zincirleme tepkilerin doğal olarak azalmasına ve sonunda sönmesine yol açar [9].

Nükleer santrallerin güvenli ve güvenilir biçimde, çevreye de zarar vermeden enerji üretebilmeleri, bunların; yapısal niteliklerinden kaynaklanan özellikleri ile aktif ve pasif koruma sistemleri sayesinde olmaktadır.

Nükleer yakıt, genellikle, reaktör kalbindeki sıcaklığa dayanan ve yüksek ergime sıcaklığında korunan uranyum dioksittir. Yakıtta oluşarak dışarı sızan fisyon ürünlerinden gaz halinde olanlarının soğutucu akışkana karışması, yakıt çubuğunu saran yakıt zarfı tarafından önlenir. Soğutucu akışkan ise basınç altındaki bir kapalı devre içinde dolanıp durduğu için, bu da, fisyon ürünlerinin kontrol altında tutulması bakımından bir koruma teşkil eder [7].

Ayrıca, bütün reaktörü içine alan ve dışarı radyasyon sızmasını önleyen biyolojik zırh, santralin, türbin ve jeneratör (elektrik üretim bölümü) hariç olmak üzere, tümünü içine alan ve reaktörde bir kaza olsa bile dışarıya radyasyon sızıntısını önleyen dış güvenlik kabuğu, ve tüm santralı çevreleyen yasak bölgenin varlığı bu güvenliği pekiştirir [7].

Batı standartlarında nükleer güvenlik normlarına göre nükleer santrallerde kullanılan tüm parçalarda uygulanan tasarım ve kalite ölçütleri en az uzay teknolojilerindekiler

düzeyindedir. Bunun için kalite kontrolü ve kalite temini nükleer santrallerin yapımında ön planda gelir ve santral yapımı, sırf bu önlemlere uyulmasından dolayı, uzun zaman almaktadır. Ayrıca, nükleer santrallerin tüm güvenlik sistemlerinin yeterli sayıda yedeklenmiş olması ve bu yedeklerinden birbirinden farklı ilkelere göre çalışacak şekilde tasarlanmış olması sağlanmaktadır. Aktif ve pasif korunma sistemleri ise bir kaza anında devreye giren soğutma sistemleri ile kimyasal kontrol sistemini içerir [9].

Nükleer reaktörler güvenlik açısından son derece titiz bir şekilde projelendirildiği için nükleer enerji Dünya genelinde yoğun olarak kullanılmaktadır. Diğer enerji kaynakları ile karşılaştırıldığında üretilen enerjinin büyüklüğü, çevreye olan etkisinin minimum düzeyde tutulabilmesi nedeniyle nükleer enerji vazgeçilmez gibi görünmektedir. Bir reaktörün güvenli bir şekilde kritik olarak çalışabilmesi için kontrol çubuklarının yüksek nötron tesir kesitine sahip malzemelerden üretilmesi hayati önem taşımaktadır. Yapılan literatür çalışmasında bor, bor bileşikleri, samaryum, hafniyum ve gadolinyum elementlerinin reaktörlerde kontrol çubuğu malzemesi olarak kullanıldığı gözlemlenmiştir. Bu elementler yüksek nötron yutma tesir kesitine sahip oldukları için reaktörlerdeki $k > 1$ hale getirilmesinde kullanılırlar.

Nükleer reaktörlerde fisyon olayı sırasında yalnızca nötronlar açığa çıkmaktadır. Nötronların yanı sıra alfa, beta, fisil elementler ve yüksek enerjide fotonlar(gamalar) yayınlanmaktadır.

Bu tez çalışmasında nükleer reaktörlerde kontrol çubuğu malzemesi olarak kullanılan bor, bor bileşikleri, samaryum, hafniyum ve gadolinyum elementlerinin foton absorplama tesir kesitleri 0,001-1000MeV arasındaki foton enerjileri için X com foton tesir kesiti data programından alınarak incelenmiştir. Ayrıca reaktörlerde kontrol çubuğu olarak kullanılan malzemelerin niteliği, yüklü ve yüksüz parçacıklarla olan etkileşimleri vurgulanmıştır. Bu elementlere ait toplam tesir kesitleri, yarı değer ve onda bir kalınlıkları ile ortalama serbest yol değerleri Xcom bilgisayar programı kullanılarak elde edilmiştir. Grafiksel sonuçlar yorumlanarak tartışılmıştır.

1.1. Nükleer Güç Reaktörleri

Kullanım amaçlarına göre reaktörleri güç üretimi reaktörleri, araştırma reaktörleri ve dönüşüm reaktörleri olarak sınıflandırılabilir.

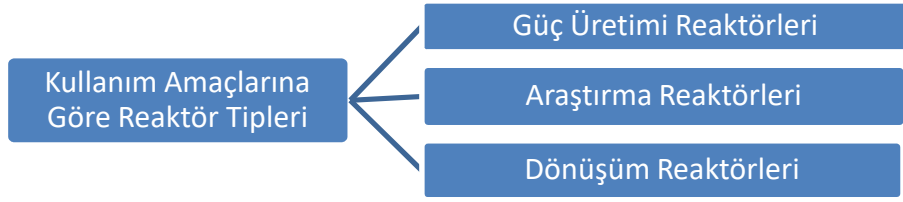
Güç üretim reaktörleri fisyon ürünlerinin kinetik enerjilerini ısı olarak açığa çıkaran ve bununla suyu kaynatarak buhar üretip bir türbini çalıştıran sistemlerden oluşur. Bu tür reaktörlerin tasarımı, nükleer mühendislikle birlikte, ısı makinelerinin verimini ve termodinamik yasalarının ayrıntılarını da en ince ayrıntısına kadar kapsar. Bu reaktörlerde yakıt sistemi, reaktör maliyetinin oldukça küçük bir kısmını oluşturur. Maliyetin daha büyük bir kısmı zırhlama, reaktör kabı ve elektrik üretim sistemlerine aittir. Bu nedenle ekonomik açıdan büyük güç reaktörleri yapmak yararlıdır. Her biri 100 MW güç üreten 10 reaktör yapmak, bir adet 1000 MW'lık reaktör yapmaktan daha pahalıdır. Bununla ilgili termal kayıplar hatırı sayılır derecededir. Yalnız bu termal kayıplar güç kaynağının nükleer yapısından kaynaklanmamaktadır. Herhangi bir 1000 MW'lık ısı makinesi Termodinamiğin İkinci Yasası uyarınca büyük bir miktar ısıyı kısmen sınırlı bir alana atmaktadır. (Ek olarak bir nükleer güç tesisi, fosil yakıtlı bir tesise göre biraz daha düşük termodinamik verimle çalışır ve daha fazla ısıyı atar) [8].

Araştırma reaktörleri çekirdek veya katıhal fiziği alanlarındaki araştırmalar için nötron üretme amacı ile planlanmıştır. Bunlar genelde düşük güç seviyelerinde 1-10 MW mertebesinde çalıştırılırlar. Araştırma reaktörlerinin planlanmasındaki başlıca özellikler arasında, nötron akısının büyük oluşu (10^{13} n/cm²/s tipiktir, fakat özel bazı reaktörler kararlı çalışma halindeki seviyeyi 1-2 mertebe daha artırabilirler, pulslu çalışmada artış hayli fazla olabilir), nötronların kolay geçişleri (birçok araştırma reaktöründe reaktör kuru ile zırhın dışında bulunan araştırma düzeneği arasında bir demet borusu vardır. Örneğin bu düzeneğe kristal yapısını araştırmak için kurulan bir nötron kırınım düzeneği olabilir) ve kaliteli nötron spektrumu (korun yakınına konulan yeterli kalınlıkta bir grafit blok ile hızlı nötronlar elimine edilerek bir termal nötron kolonu oluşturulur ve bunun içine yerleştirilen küçük numuneler oldukça saf termal nötronlarla ısınlatabilirler) bulunur [8].

Dönüştürücü reaktörler yavaş nötronlarla fisyon yapamayan maddeleri büyük bir kazançla fisyon yapabilen maddelere dönüştürmek için planlanmışlardır. Dönüşümler arasında başlıcaları ^{238}U 'den ^{239}Pu 'a ve ^{232}Th 'den ^{233}U 'e olan dönüşümlerdir. Her iki haldeki dönüşümde bir nötron soğurulmasının ardından iki β parçacığı bozunumu gelir.

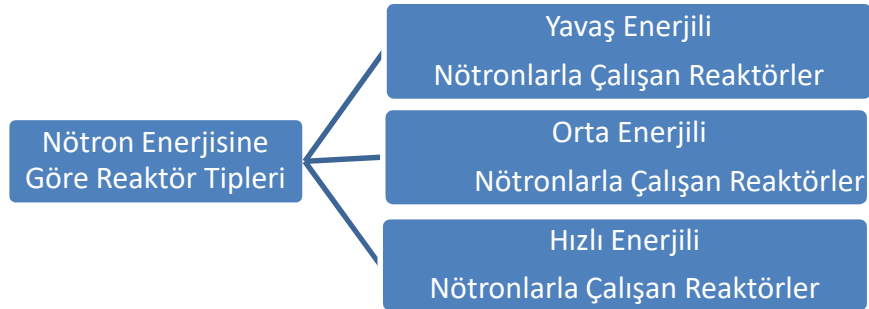


^{238}U ve ^{232}Th gibi yavaş nötronlarla fisyon yapabilen maddelere dönüşebilen izotoplara üreyebilen (fertil) malzeme denir. Prensip olarak η değeri en az 2,0 olan bir reaktör planlamak mümkündür. Yakıtta bir nötron soğurulmasına karşılık çıkan iki nötrondan biri zincir reaksiyonun sürdürülmesine, diğeri de fertil malzemeye gider. Diğer kayıpları en aza indirerek $\eta > 2$ yapılabilirse, harcanılandan daha fazla fisyon yapabilen malzeme üretilebilir. Böyle bir reaktöre üretken reaktör denir. Yavaş nötronlarla ^{239}Pu için $\eta = 2,1$ 'dir, bu değer nötron kaybını (rezonans yakalaması, kaçak vb.) önleyecek derecede olmadığından üretme ile artışın sürdürülmesine yetecek derecede değildir. Hızlı nötronlarla (MeV) ^{239}Pu için $\eta = 3$ 'dür ve üretme olasılığı kuvvetlidir. Bu nedenle araştırmanın çoğu hızlı üretken reaktörlerin planlanmasına ve yapımına gitmiştir. Fisyon yapabilen madde oluşturmaya ait bu yöntemin ürün madde ile fertil maddenin birbirinden kimyasal yöntemle ayrılabilmesi açısından; fisyon yapabilen ^{235}U izotopunu, yapamayan ^{238}U 'dan ayırma yöntemine göre bir üstünlüğü vardır [8].



Şekil 1. 3. Kullanım Amaçlarına Göre Reaktör Tipleri Şeması

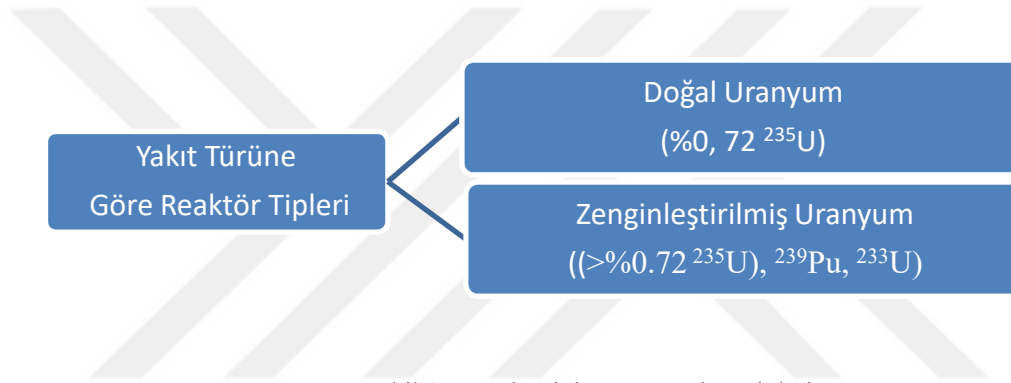
Nötron Enerjisine göre reaktörleri yavaş, orta veya hızlı nötronlarla çalıştırmak üzere planlamak mümkündür. Yavaş nötronların enerjisi 0.0253-100eV arasında, orta nötronların enerjisi 0.5-10⁴ eV arasında, hızlı nötronların enerjisi ise 10 MeV den büyük olarak tarif edilir. Orta enerjili (eV'den keV'e) reaktörün bir üstünlüğü, termal reaktöre göre çok daha az hacim gerektirmesidir. Bu reaktörler esas olarak denizaltı gemilerinde olduğu gibi itici güç için geliştirilmişlerdir. Hızlı reaktörlerde hiç yavaşlatıcı (dolayısıyla soğutucu olarak yakıt arasında su gibi yavaşlatıcı) kullanılmaz. Hızlı nötronlar için tesir kesitinin daha az olmasından ötürü aynı gücü sağlamak için hızlı reaktörlerin yakıt gereksinimi, termal reaktörlerinkinin 10-100 katı kadardır. Bununla beraber yavaşlatıcı yokluğundan ötürü, hızlı reaktörün koru termal reaktörünkine göre daha az hacim kaplar [8].



Şekil 1. 4. Nötron Enerjisine Göre Reaktör Tipleri Şeması

Yakıt tipine göre reaktörler dizayn edildiğinde; en çok kullanılan yakıtlar doğal uranyum (%0,72 ²³⁵U), zenginleştirilmiş uranyum (>%0.72 ²³⁵U), ²³⁹Pu ve ²³³U'dür. Son ikisi dönüştürücü veya üretken reaktörlerde fertil malzemedan kimyasal yolla ayrılarak elde edilirler. Genellikle reaktörlerde kullanılan zenginleştirilmiş uranyum, ²³⁵U ile ²³⁸U arasındaki küçük kütle farkına duyarlı, maliyeti çok olan bir yöntemle elde edilir. Bu yöntemlerden biri gazlı difüzyon yöntemidir. Bu yöntemde gaz

halindeki uranyum heksaflorid (UF_6) gözenekli bir engelden geçmeye zorlanır. Bir gazın difüzyon sabiti, gazın kütesinin karekökü ile ters orantılıdır. Daha hafif olan izotop, termal dengede olan ^{235}U ve ^{238}U karışımından hızının büyük olmasından ötürü daha çabuk difüzyona uğrar (Ortalama kinetik enerjileri eşit olan iki molekülden, kütlesi küçük olan molekülün hızı daha büyük olacaktır). Engelin bir defa geçilmesi ile elde edilen zenginlik çok küçüktür ve bağıl olarak %0.4 mertebesinde (başlangıçta 0,72 % ^{235}U olan değer, $1,004 \times \%0,72$ olur). Bu nedenle yüksek değerde bir zenginleştirme (yaklaşık saf) ^{235}U elde etmek için işlemin binlerce kez tekrarlanması gerekir. Yüksek miktarda zenginleştirilmiş ^{235}U ve ^{239}Pu bomba yapımında kullanılırlar, %2-3 oranında zenginleştirilmiş uranyum belirli tipteki reaktörlerde kullanılır, bomba yapımında kullanılmaz [8].



Şekil 1. 5. Yakıt tipine göre reaktör tipleri

Yavaşlatıcı seçimine göre bakıldığında reaktörlerde başlıca kullanılan yavaşlatıcılar; Grafit, normal su, ağır sudur. İdeal bir yavaşlatıcı (moderatör) ucuz ve bol bulunan, kimyasal olarak kararlı olan, kütlesi yaklaşık bir olan (nötronla yaptığı bir çarpışmada soğuracağı enerji maksimum olması için), yoğunluğu büyük bir sıvı veya katı olabilen, nötron yakalama tesir kesiti minimum olan bir malzemeden dizayn edilmelidir.

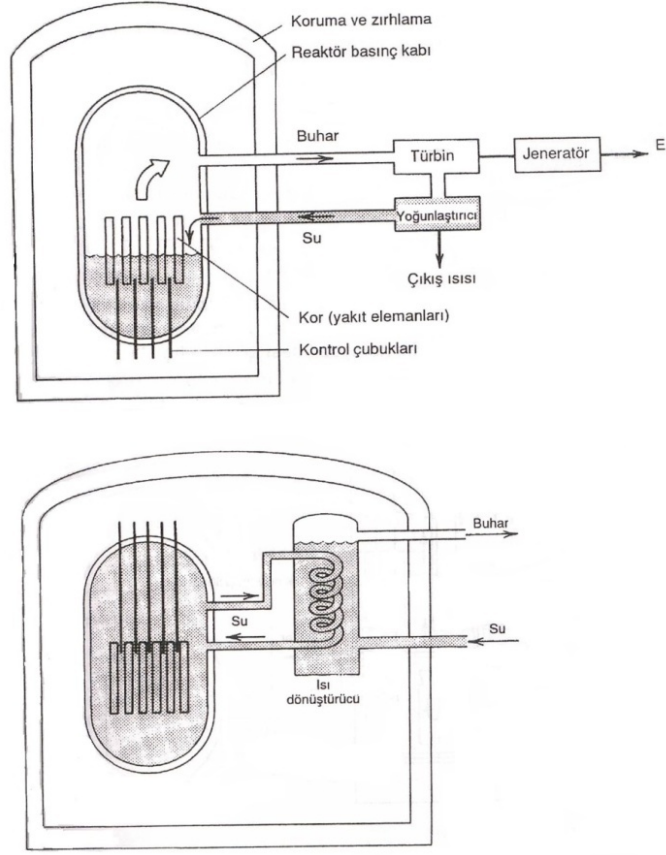
Grafit şeklindeki karbon ucuzdur, kimyasal olarak kararlıdır, yoğunluğu büyük bir sıvı veya katı olabilir, nötron yakalama tesir kesiti minimumdur. Çarpışma başına nötron enerjisindeki küçük kayıp ise yavaşlatıcının miktarı artırılarak telafi edilebilir.

Normal su ucuzdur, kimyasal olarak kararlıdır, sıvı veya katı olabilir, kütlesi yaklaşık birdir, yoğunluğu büyük bir sıvıdır; fakat sudaki protonun nötron yakalama ($n + p \rightarrow d + \gamma$) tesir kesiti yüksektir.

Ağır suyun (D_2O) nötron yakalama tesir kesiti çok küçüktür, fakat yakalama ile radyoaktif trityum oluşur, bu da özellikle biyolojik sistemler için zararlı bir üründür. Ağır hidrojen oldukça nadir ve ayrılması da oldukça pahalıdır. Bununla beraber ağır hidrojeni normal hidrojenden ayırmak, uranyumun bir izotopunu diğerinden ayırmak kadar zor değildir; kütleleri arasındaki oran 2:1'dir ve çarpıcı etkilere yol açar. Yakalama tesir kesitinin küçük oluşundan ötürü ağır sulu reaktörler, yakıt olarak doğal uranyum kullanırlar; hafif-sulu reaktörlerdeki ekstra nötron soğurulması nedeniyle zenginleştirilmiş uranyuma ihtiyaç vardır. Berilyum ($Z=4$) ve BeO da yavaşlatıcı olarak kullanılırlar; fakat tehlikeli zehir oldukları için bunlarla çalışmak zordur [8].

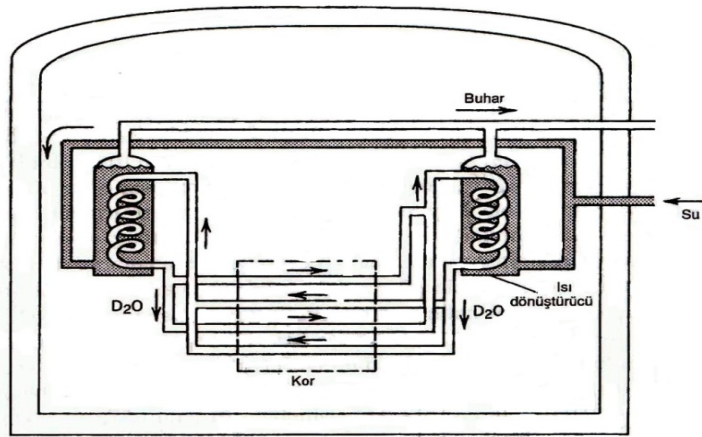
Birleştirme mekanizması bakımından; reaktörler genellikle heterojen ve homojen olarak sınıflandırılırlar. Heterojen reaktörde yakıt ve yavaşlatıcı ayrı kümeler halinde, homojende ise karıştırılmış halde bulunurlar. Homojen reaktörler, heterojen reaktöre göre matematiksel olarak daha kolay incelenebilirler. Heterojen reaktörlerde f termik faydalanma katsayısı ve ρ rezonanstan kurtulma olasılığının hesaplanması zordur. Homojen doğal uranyum grafit karışımı kritikliğe ulaşamaz, fakat heterojen bir düzenek kritik olabilir.

Soğutucu, reaktör korunun erimesine ('meltdown' denir) fırsat vermeden ısı çıkışını sağlayan başlıca elemandır. Güç reaktörlerinin tasarımında başlıca özellik, soğutucunun ısı transferindeki verimlilik yeteneğidir.



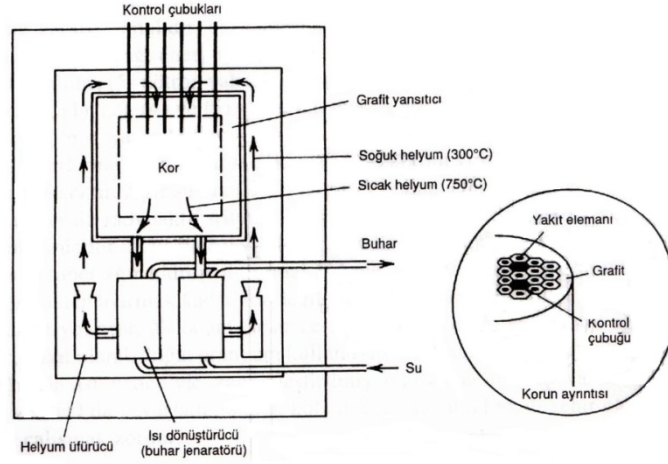
Şekil 1. 6. Kaynar-sulu(üst) ve basınçlı-su(alt) reaktörünün şematik diyagramı [8]

Şekil 1.6'da kor, metal(zirkonyum alaşımı veya paslanmaz çelik) kılıf içinde uranyum tabletlerini içeren birçok çubuktan oluşmuştur. Kadmiyum kontrol çubukları korun içine sokularak nötronlar yutulur ve güç seviyesi kararlı tutulur. Kaynar sulu-reaktör elektrik üreten sistemle birlikte gösterilmiştir. Acil kor soğutma sistemi dahil birçok önemli ayrıntı gösterilmemiştir.



Şekil 1. 7. Kanada döteryum-uranyum(CANDU) reaktörünün şematik diyagramı [8]

Kapalı D_2O sistemi, korun içinde devrettikten sonra ısıyı normal suya verir. Buradan çıkan buhar, türbini döndürür, D_2O sıvı halini koruyabilmesi için basınç altında tutulur.

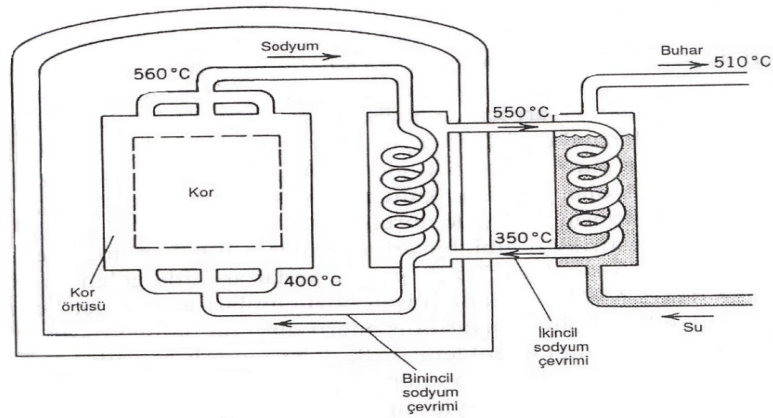


Şekil 1. 8. Gaz-soğutmalı reaktörün şematik diyagramı [10]

Kordaki ısıyı çıkartmak için içeriden helyum gazı geçirilir ve sonra bu helyum buhar oluşturmada kullanılır. Korun ayrıntılı bir şekli sağda gösterilmiştir. Altıgen kesitli yakıt çubukları fisyon yapabilen maddeyi, grafit yavaşlatıcıyı ve gaz akımını sağlayan kanalları içermektedir. Kor bir grafit yansıtıcı ile sarılmıştır [8].

Soğutucu malzemeler ısı sığası yüksek olan, gazlar(hava, CO_2 , helyum), su ve diğer sıvılar ve hatta sıvı metaller olabilir. Bunların ısı sığası küçük olduğundan soğutucu olarak su kullanan reaktörlerde; suyun sıvı halde kalmasını sağlamak amacıyla su yüksek basınçta (100 atmosfer mertebesinde) tutulur. Bu işlemde suyun kaynama noktasının, normal değerinin üstünde olması sağlanır. Bunlar basınçlı su reaktörleri olarak adlandırılırlar. Yakıt yoğunluğu yüksek olan hızlı iletken reaktörlerinde, oldukça küçük bir hacimde verimli ısı transferinin sudaki yavaşlatma etkisi olmaksızın gerçekleştirilmesi için, soğutucu olarak sıvı sodyum üzerinde çalışılmıştır. Her ne kadar sıvı sodyum son derece aşındırıcı ve yüksek yakalama tesir kesitinden ötürü radyoaktif hale dönüşebiliyorsa da kaynama noktasının yüksek oluşundan ötürü, normal basınç altında sıvı halini koruması nedeniyle sistemin yüksek basınç zorunluluğuna gereksinimi yoktur [8].

Reaktörler tasarım olarak da farklı tiplerde olabilirler. Şekil 1.6, güç üretiminde kullanılabilen kaynar sulu ve basınçlı su reaktörlerini göstermektedir. Bu sistemlerde hem yavaşlatıcı ve hem de soğutucu olarak normal (hafif) su kullanılmaktadır. Kaynar sulu reaktör, suyu korun içerisinde devreder (soğutucu olarak) sonra buhar üreten sisteme aktarır. Buharı muhafaza etmek için basınca dayanıklı bir kaba gerek vardır. Saf su radyoaktif olmamasına rağmen (içerisinde çok az miktarda bulunan ^{18}O 'ın yakalama tesir kesiti çok küçüktür) içerisinde milyonda bir mertebesinde bulunan safsızlıklar, reaktör korundaki yüksek nötron akısında oldukça yüksek radyoaktif duruma gelirler, bu durum radyoaktif buharın korun içinde bulunduğu kabın dışında bir yerde tasarlanması gerekliliğini ortaya çıkarır. Basınçlı su reaktörleri bu potansiyel tehlikeyi, reaktör koru içerisinde dolanan basınçlı su ile elektrik jeneratörünü işleten buhar sistemini ayırmakla önlemektedir [8].



Şekil 1. 9. Sıvı sodyum soğutuculu hızlı üretken reaktörün şematik diyagramı [8]

Kor ^{235}U ve ^{239}Pu iken koru çevreleyen fertil malzeme fisyon yapabilen malzemeye dönüşebilen ^{238}U 'dir. Sodyum ve suyu reaktör korunda aynı anda bulundurmaktan sakınmak (ikisi bir arada patlayıcıdır) ve suyu, birinci çevrimdeki çok radyoaktif olan sodyumdan ayrı tutmak için bir ara ısı eşanjörüne gerek vardır.

Hafif su ile yavaşlatılan reaktörler zenginleştirilmiş uranyum kullanmak zorundadırlar, bu reaktörlerin zenginleştirme oranı %2-3'tür. Amerika Birleşik Devletlerinde zenginleştirilmiş uranyumun temini oldukça kolay olduğundan burada reaktörlerin çoğu normal sulu olarak tasarlanmıştır.

Diğer taraftan Kanada, tabii uranyum ve ağır suyu kolayca sağlayabildiğinden Kanada güç reaktörleri D_2O ile yavaşlatılır (soğutucu olarak D_2O veya H_2O kullanırlar). Şekil 1.7. ağır-su yavaşlatıcılı bir reaktörün temel tasarımını göstermektedir.

Yavaşlatıcı olarak grafit kullanan reaktörler, parçalı (heterojen) düzenlenmiştir ve yakıt olarak doğal veya zenginleştirilmiş uranyum kullanabilirler. Tasarımların çoğu Şekil 1.8. 'deki gibi gaz soğutmalıdır. Yakıt sistemi kolay ısı transferini gerçekleştirecek gaz akışını sağlayacak biçimde yapılmıştır. Büyük Britanya'da ise güç reaktörlerinin çoğu grafit-yavaşlatıcılı ve gaz soğutmalıdır.

Hızlı reaktöre bir örnek olarak Şekil 1.9.'da sıvı-sodyumlu hızlı üretken bir reaktör gösterilmiştir [8].



Şekil 1. 10. Bir nükleer reaktör [10]



Şekil 1. 11. Reaktör kalbi [11]

1.2. Reaktör Kontrolü Malzemeleri

Reaktör içinde bulunan ve nötronların yavaşlatılması için kullanılan kontrol çubukları belirli malzemelerden üretilmektedir. Kontrol çubukları termal nötronlara karşı yüksek yutma tesir kesitine sahip olan metal, alaşım veya bileşke halindeki malzemelerdir. Reaktörde nötron yutucu fisyon ürünlerinin birikmesi ile yakıt reaktivitesinin düşmesini önlemek yani yüksek yanma oranı sağlamak, reaktör durdurulduktan sonra maksimum değerine ulaşan Ksenon etsini yenmek yani reaktörün çalışmasını devam ettirebilmek, çalıştığı optimum güce kolay çıkabilmesini gibi bazı sebepler ile fazla fisyon malzemesi yüklemek sureti ile fazla reaktivite temin edilir [12].

Reaktörlerin sabit bir güç seviyesinde çalışmaları, o seviyede oluşan nötronların fazlasını uygun bir usul ile yutmak sureti ile bu seviyede kritik bir reaktör sağlamakla mümkün olur. Bu işlem reaktörün kontrol işlemidir. Reaktörlerin kontrolü amacı ile kullanılması düşünülen muhtelif işlemler şunlardır.

- 1) Reflaktörleri hareket ettirmek, kaçakları çoğaltmak,
 - 2) Fisyon malzemelerini gerektiğinde çıkarabilmek,
 - 3) Moderatörü çıkarmak,
 - 4) Harcanan zehirleri kullanmak,
 - 5) Reaktör içine nötron yutucu malzeme daldırmak,
- Şimdiye kadar en çok kullanılan yöntem sonuncu yöntemdir.

Kontrol çubuklarında aranan özellikler şöyle sıralanabilir. Nötron yutma tesir kesiti yüksek, mekanik özellikleri güçlü, yüksek mukavemetli, kolayca hareket ettirilebilmesi için kütlesi küçük, korozyona dayanıklı, radyasyon altında dengeli (yani bozunmaya uğramayan) ucuz, kolay imal edilebilen ve arandığı zaman bulunabilen malzemelerden imal edilmelidir [12].

Bu amaçla kullanılması mümkün olan malzemeleri boron, boron bileşikleri, kadmiyum, hafniyum, samaryum, gadolinyum ve bazı nadir toprak elementleridir. Kontrol çubuklarında bu malzemeler kullanıldığında yüklü ve yüksüz parçacıklarla etkileşimde bulunacaklardır.

1.3. Yüklü ve Yüksüz Parçacıkların Madde İle Etkileşimleri

Nükleer reaktörlerde kontrol malzemesi olarak kullanılan bu malzemelerin radyasyonla etkileşimleri önemlidir. Bu aşamada incelenmesi gereken üç tür yüklü parçacık mevcuttur. α ışınları, β ışınları ve fisyon ürünleri. Yığın halindeki bir madde içindeki bir atom üzerine gelen yüklü bir parçacık ele alındığında; Bu parçacık söz konusu atoma yaklaştıkça bir dizi farklı olaylar meydana gelebilir. İlk başta, parçacık atomik elektronlara elektriksel (Coulomb) kuvvetler uygular. Bu elektronların biri veya bir kaç atomun uyarılmış düzeyine yerleşebilir veya elektronlardan biri, atomu iyon haline getirerek, atomun tamamen dışına fırlatabilir. Öte yandan, yüklü parçacık atomik elektron bulutundan nüfuz edebilir ve çekirdek tarafından esnek saçılmaya uğratılabilir. Böylesi bir çarpışmada momentum ve enerji korunduğundan, çekirdek mutlaka geri tepecektir. Gelen parçacık yeterince ağır ve enerjili olduğu takdirde, geri tepen çekirdek kendi elektron bulutundan dışarı fırlatılabilir ve başka bir yüklü parçacık olarak ortam içine hareket eder. Ayrıca belli koşullar altında, gelen parçacık, özellikle de α parçacığı ise, çekirdekle çarpıştığında bir tür nükleer tepkimeye uğrayabilir. Son olarak, gelen parçacık elektronların veya çekirdeğin Coulomb alanı tarafından ivmelendirilebilir; bunun sonucu olarak, bir foton yayımlanabilir. Yüklü parçacık her ivmelendiğinde yayımlanan bu tür radyasyon "bremsstrahlung" (frenleme radyasyonu) olarak adlandırılır [13].

Yüklü bir parçacığın maddeden geçerken yolu boyunca bir uyarılma ve iyonizasyon izi bıraktığı açıktır. Bu bağlamda, anılan iyonizasyonu meydana getirmekten doğrudan sorumlu oldukları için, yüklü parçacıklar direkt iyonlaştırıcı radyasyon olarak isimlendirilir. Yüklü parçacıklar için çeşitli etkileşim tesir kesitleri tanımlamak mümkündür, ancak yüklü parçacıkların madde ile ne ölçüde etkileştiklerini, söz konusu parçacıkların özgül iyonizasyonları veya durdurma kuvvetleri cinsinden ifade etmek daha yararlıdır. Bir parçacığın özgül iyonizasyonu, parçacığın kat ettiği birim yol başına üretilen iyon çiftlerinin sayısı olarak tanımlanır. Bir iyon çifti, fırlatılmış elektronu ile birlikte, iyonlaştırılmış atomu belirtir. Durdurma kuvveti, yüklü bir parçacık tarafından birim uzunluk başına kaybedilen toplam enerjidir; başka bir deyişle, parçacığın yolu boyunca enerjisindeki toplam

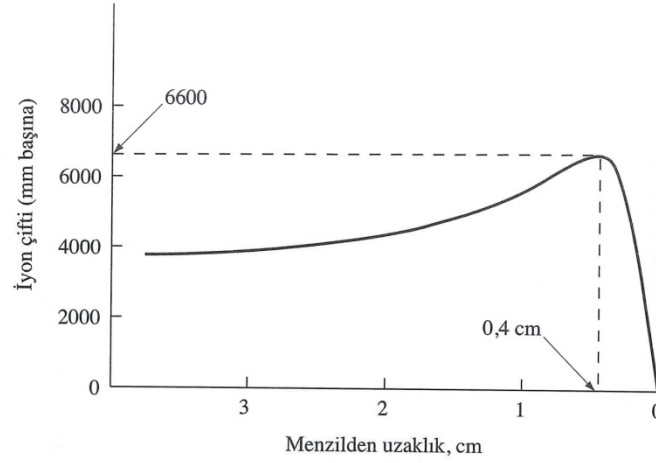
azalma hızıdır. Parçacığın dahil olduğu nükleer tepkimeler meydana gelmediği takdirde, S ile gösterilen durdurma kuvveti aşağıdaki gibi yazılabilir:

$$S = \left(\frac{dE}{dx}\right)_{col} + \left(\frac{dE}{dx}\right)_{rad} \quad (1.5)$$

Burada, ilk terim, uyarılmaya ve iyonizasyona neden olan birim çarpışma başına enerji kaybı iken, ikinci terim radyasyon yoluyla enerji kaybını ifade eder. Eşitlik (1.5)'in ilk terimi lineer enerji transferi(LET) olarak adlandırılır ve radyasyonun biyolojik etkileri açısından özel bir anlam taşımaktadır. Bu etkiler, biyolojik sistemler içindeki uyarılma ve iyonizasyonlar aracılığıyla, enerjinin radyasyon tarafından ne ölçüde bırakıldığına bağlıdır. LET'in büyüklüğü hareket etmekte olan parçacığın kütlesi ve yükü ile hızla artar. Bundan dolayı alfa parçacığının LET'i, aynı enerjideki elektronlarınkinden kayda değer ölçüde büyüktür. Örneğin, 1MeV'lik bir alfa parçacığının sudaki LET'i 90keV/μm iken, bir 1MeV'lik elektron için bu değer yalnızca 0,19keV/μm kadardır. Bu nedenden ötürü, α parçacıkları ve diğer yüksek düzeyde yüklü parçacıklar yüksek LET radyasyon olarak nitelendirilirken, elektronlar düşük LET radyasyon olarak adlandırılırlar [13].

1.3.1. Alfa Parçacıkları

α parçacıkları çok ağır olduğu için, atomik elektronlarla etkileştiklerinde çok hafif saptırılırlar. Bu yüzden, ortamda yol alırken nerdeyse düzgün bir hat boyunca hareket ederler. Öte taraftan, α parçacığı yavaşlarken, bir ⁴He iyonu oluşturmak üzere bir elektron yakalaması ve daha sonra da yüksüz bir helyum atomu haline gelmek üzere ikinci bir elektron yakalaması giderek daha olası hale gelecektir. Bu helyum atomu nihai olarak meydana geldiğinde, özgül iyonizasyon birdenbire sıfıra düşer. Bu durum, yüksek enerjili bir alfa parçacığı için, 15°C ve 1 atm basınçtaki kuru hava içindeki rotasının sonundan itibaren özgül iyonizasyonu uzaklığın fonksiyonu olarak çizildiği Şekil 1.12'de gösterilmektedir. Şekilde gösterilen maksimum iyonizasyon değeri 6600iyon-çifti/mm'dir. Bu noktada, α parçacıkları takriben 0,75 MeV'lik bir enerjiye sahiptir. Şekil 1.12'de verilen eğriye Bragg eğrisi denir [13].



Şekil 1. 12. Bir α parçacığının havadaki özgül iyonizasyonu [13]

İyonizasyonun sıfıra düştüğü nokta α parçacığının menzili olarak adlandırılır. Menzil şöyle tanımlanabilir. Olaylardaki süreçlerin istatistiksel doğası nedeniyle, tüm α parçacığı izleri aynı noktada sonlanmaz. Menzil en olası sonlanma noktasıdır. Sezgisel olarak da bekleneceği üzere, menzil, parçacığın başlangıç enerjisinin tekdüze artan bir fonksiyonudur. α parçacıklarının başka malzemeler içindeki menzili, aşağıda verilen *Bragg Kleeman* kuralını kullanmak suretiyle havadaki menzilden bulunabilir:

$$R = R_a \left(\frac{\rho_a}{\rho} \right) \sqrt{\frac{M}{M_a}} = 3,2 \times 10^{-4} \frac{\sqrt{M}}{\rho} R_a \quad (1.6)$$

Bu formülde, R , fiziksel yoğunluğu ρ ve atomik kütlesi M olan bir maddedeki menzil iken, R_a , ρ_a ve M_a , sırasıyla, havanın menzili, yoğunluğu ve ortalama atomik ağırlığıdır. Eşitlik (1.6)'deki sayısal sabit, 15°C ve 1atm'deki hava için hesaplanmıştır. Bileşikler veya karışımlar için eşitlik (1.6)'teki $\sqrt{M}$ aşağıdaki eşitlik ile değiştirilebilir:

$$\sqrt{M} = \gamma_1 \sqrt{M_1} + \gamma_2 \sqrt{M_2} + \dots \quad (1.7)$$

Burada, γ_1, γ_2 vd. atomik kütleleri M_1, M_2 vd. olan mevcut atomların oranlarıdır. Bir malzemenin göreceli durdurma kuvveti, α parçacıklarının havadaki menzilin söz

konusu cisim içindeki menziline oranı olarak tanımlanır ve eşitlik (1.6)'ten aşağıdaki gibi verilir:

$$\text{Görelî durdurma kuvveti} = \frac{R_\alpha}{R} = 3100 \frac{\rho}{\sqrt{M}} \quad (1.8)$$

Görelî durdurma kuvvetinin parçacığın başlangıç enerjisinden bağımsız olduğu dikkatten kaçmamalıdır. Birçok malzemenin durdurma kuvveti oldukça yüksektir ve bu yüzden α parçacıklarının menzili çok kısadır. Örneğin 5 MeV' lik α parçacığının alüminyumdaki menzili, sadece ince bir alüminyum folyonun yaklaşık kalınlığı olan 0, 0022 cm' dir. Çoğu α parçacıkları sıradan bir kağıt yaprak tarafından durdurulur; ayrıca canlı dokunun en dış katmanında da durdurulur. Bu nüklidlerin sindirim ve solunum yoluyla vücuda alınması ciddi sağlık tehlikelerine yol açabileceğinden, α bozunmasına uğrayan nüklidlerin varlığını birçok mühendislik probleminde göz ardı etmek mümkün değildir [13].

1.3.2. Beta Işınları

Beta ışınlarının madde içindeki zayıflatılması bazı bakımlardan alfa parçacıklarına oranla daha karmaşıktır. Öncelikle, β ışınları sürekli bir enerji spektrumuna sahip halde yayımlanır. Ek olarak, atomlarla α parçacıklarıyla aynı yoldan etkileşmelerine karşın, β ışınları, daha az ağır parçacıklar olarak, bir atomla her karşılaşmada daha güçlü bir şekilde saçılıma uğrar. Sonuç olarak, β ışınları, α parçacıklarının yaptığı gibi düz hatlar boyunca değil, aksine, karmaşık ve zikzaklı yollar üzerinde hareket eder [13].

Buna rağmen, deneysel olarak bulunduğu üzere β ışını demetinin özgül iyonizasyonu bir soğurucu içinde alınan mesafe ile yaklaşık olarak üstel olarak değişmektedir. Soğurucu içindeki x mesafesindeki özgül iyonizasyon, $I(x)$, aşağıdaki gibi verilir:

$$I(x) = I_0 e^{-\mu x} = I_0 e^{-(\mu/\rho)(\rho x)} \quad (1.9)$$

Burada; I_0 , $x = 0$ ' daki özgül iyonizasyon ve ρ , ortamın yoğunluğudur. Kütle zayıflatma katsayısı (μ/ρ) , ortamın atomik ağırlığından neredeyse bağımsızdır ve

atom numarası ile ancak yavaş bir artış gösterir. μ/ρ için, alüminyum içindeki ölçümlere dayalı yaklaşık ve deneysel bir formül aşağıdaki gibidir:

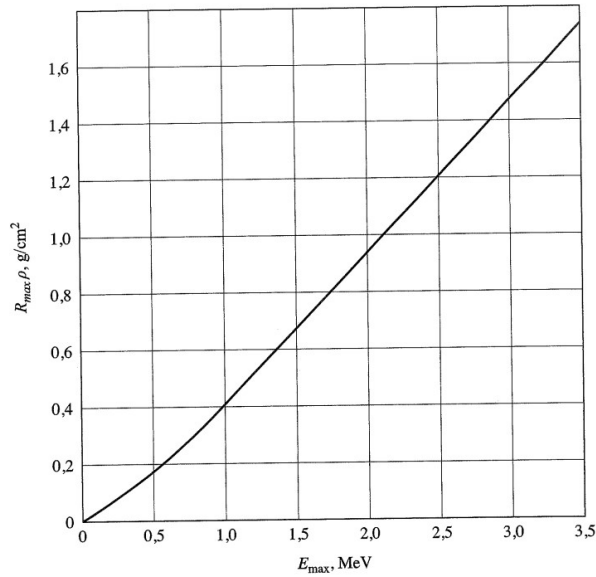
$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{17}{E_{max}^{1,14}} \quad (1.10)$$

Burada; $\mu/\rho \text{ cm}^2/\text{g}$ cinsindendir ve E_{max} MeV cinsinden maksimum β ışını enerjisidir. β ışınlarının zayıflatılması ile ilgili daha yararlı bir parametre maksimum menzil R_{max} 'tır. Bu büyüklük, en fazla enerjiye sahip elektronları durdurmak için gereken soğurucu kalınlığı olarak tanımlanır. g/cm^2 birimi cinsinden ifade edilen menzil olan $R_{max} \rho$ çarpımı, soğurucu ortamın doğasından kabaca bağımsızdır. $R_{max} \rho$ değerleri, maksimum elektron enerjisi E_{max} 'ın fonksiyonu olarak Şekil 1.13'te gösterilmektedir. Bu veriler aşağıdaki deneysel formüller aracılığıyla ifade edilebilir:

$$R_{max} \rho = 0,412 E_{max}^{(1,265 - 0,0954 \ln E_{max})} \quad E_{max} < 2,5 \text{ MeV} \quad (1.11)$$

$$R_{max} \rho = 0,530 E_{max} - 0,106 \quad E_{max} > 2,5 \text{ MeV} \quad (1.12)$$

Bu eşitliklerde, $R_{max} \rho$ 'nın birimi cm^2/g , E_{max} 'ın birimi MeV'dir.



Şekil 1. 13. Maksimum enerjinin fonksiyonu olarak β ışınlarının maksimum menzili (hava için geçerli değildir) [13]

Eşitlik (1.11) ve (1.12) $R_{max}\rho$ 'nun havadaki değerlerini fiilen gözlemlenenenden biraz düşük vermektedir. Şekil 1.13, β ışınlarının 15 °C ve 1atm'deki hava için ölçülen menzillerini vermektedir. Bu durumda bir örnek vermek gerekirse aynı 3MeV enerjiye sahip bir β ışını 13m'lik bir menzile sahipken aynı enerjiye sahip bir α parçacığının menzili yalnızca 1,7 cm'dir. Buna karşın, β ışınları gaz olmayan malzemelerin derinliklerine nüfuz etmediklerinden zırhlamaları zor değildir [13].

1.3.3. Yüksüz parçacıkların madde ile etkileşimleri

Yüksüz ancak kütlesi olan parçacıklar nötronlardır. Nötronlar aşağı yukarı kütlesi protonunkine eşit fakat elektrik yükü olmayan parçacıklardır. Nötronlar normal radyoaktif parçalanma olaylarından meydana gelmeyip, fisyon reaksiyonları, akselatörler ve bazı radyoaktif kaynaklardan ortaya çıkarlar. Nötronların elektrik yükü olmadığından madde içinde kolayca nüfuz ederler ve enerjilerine göre; termal, yavaş, epidermal, hızlı ve çok hızlı nötronlar olarak sınıflandırılırlar. Termal ve yavaş nötronlar madde ile etkileşimlerinde nötron yakalaması ve diğer nükleer reaksiyonları verirler. Böylece radyoaktif atomlar ve gama ışınlarını meydana getirirler. Buna karşın epidermal ve hızlı nötronlar madde ile etkileşimlerinde elastik çarpışmalar ile enerjilerini azaltırlar ve bu sırada enerjilerini yüklü bir partiküle verirler. Yüklü parçacıklar ise çoğunlukla protonlar olup sağlık bakımından tehlikeli olan parçacıklardır. Nötronların dedeksiyonu iki sebepten dolayı güçlük arz eder:

- a)Nötronlar sağlık bakımından çok tehlikeli radyasyonlar olup nispeten küçük miktarlarının dedeksiyonu elzemdir.
- b)Nötronların madde ile olan etkileşimleri ihtimaliyeti az olduğundan dedeksiyon verimleri küçüktür.

Nükleer reaktörler ve hızlandırıcılar, geniş bir enerji aralığında nötron üretirler; bu sistemler anlık nötron kaynaklarıdır ve kapatıldıkları zaman nötron üretimi durur. Çeşitli nötron jeneratörleri bir hedef malzemenin ışınlaması esasına dayanır ve ışınlama sona erdiğinde nötron üretimi de sona erer. Alfa nötron kaynağı, berilyum veya ^2H 'nin doğal olarak alfa yayınlayan bir materyalle karışımından ibarettir ve alfa yayan materyal radyoaktivitesi göz önüne alınarak seçilir. Benzer şekilde, berilyum ve ^2H , bir foto-nötron (γ, n) kaynağı olarak yüksek enerjili bir gama yayınlayıcısı ile

birlikte de kullanılabilir. Hızlandırıcı veya nükleer reaktörlerden elde edilen nötronlar tipik olarak bir demet halinde yayılırlar. Bunlar, birim alan başına nötron akışı(n/cm^2), akış hızı veya akı(n/cm^2s) cinsinden ifade edilirler; nokta, düzlemsel ve hacimsel kaynaklar benzer büyüklüklerde tanımlanabilirler. Çizelge 1.3.1 bazı nötron kaynaklarını, enerji aralıklarını ve ortalama enerjilerini göstermektedir [14].

Çizelge 1. 1. Üretimi ve enerjilerine göre nötron kaynakları [14]

Kaynak	Reaksiyon	Enerji aralığı	Ortalama Enerji(MeV)
$^{124}Sb-Be$	(γ,n)	(a)	0.024
$^{88}Y-Be$	(γ,n)	(a)	0.16
$^{24}Na-D_2O$	(γ,n)	(a)	0.22
$^{88}Y-Be$	(γ,n)	(a)	0.31
$^{24}Na-Be$	(γ,n)	(a)	0.83
Fisyon	(n,n)	0-8MeV	2
$^2H-^2H(D-D)$	(d,n)	(a)	3.27
$^{226}Ra-Be$	(α,n)	0-8MeV	5
$^{239}Pu-Be$	(α,n)	0-8MeV	4.5
^{252}Cf	Ani Fisyon	0-10MeV	2.3
$^2H-^3H(D-T)$	(d,n)	(a)	14.1

a Özellikle kaynaktaki soğurmaya bağlı olarak tek enerjili.

Döteryum-Trityum(D-T) jeneratörü 200keV' e kadar hızlandırılmış olan döteronlarla bir trityum hedefin bombardıman edilerek, yüksek enerjili nötronların üretildiği basit bir nötron kaynağıdır. Meydana gelen reaksiyon egzoerjik olup 17.6MeV'lik enerji açığa çıkmakta ve bu enerjinin de 14.1MeV' lik bölümü yayınlanan nötrona aktarılmaktadır. Bu şekilde üretilen nötronlar, tek enerjili (monoenerjik) ve eş-yönlü (izotropik) olarak yayınlanırlar ve nötron akısı uzaklığın karesiyle orantılı olarak azalır [14].

Siklotronda üretilen nötronlar yüksek enerjilidirler ve yüksek enerjili döteronların berilyum hedefe gönderilmeleriyle üretilirler. $^9Be(d,n)^{10}B$ reaksiyonunda üretilen nötronlar, en çok gelen döteron demetinin doğrultusunda yayınlanarak bu doğrultuda

bir pik oluřturur. Bylelikle gelen dteron demetinin doęrultusunda yayınlanarak bu doęrultuda bir pik oluřtururlar. Bylelikle gelen demetteki dteron sayısına da baęlı olarak belirli bir doęrultuda odaklanmış řiddetli ntron demetleri elde edilebilir. Bununla birlikte, yayınlanan ntronlar tek enerjili deęildirler fakat bir pik enerji etrafına daęılmışlardır [14].

Foto ntron kaynakları, arařtırma amalı pek ok alıřmada, ntron lme cihazlarının kalibrasyonunda ve ntron dozimetresinde olduka kullanıřlı olan tek enerjili ntronlar retirler.

Alfa-ntron kaynakları, berilyum ile radyum, polonyum veya pltonyumun birbirlerine karıřtırılmasıyla oluřturulur ve reaksiyonun Q deęeri nedeniyle karakteristik enerjili ntronlar retilir.

Ancak, alfa ntron kaynaęındaki alfa paracıklarının kaynak tarafından soęurulması (z-soęurulma), retilen ntronların genellikle birkaç MeV'lik bir ortalama deęer civarında daęılım gstermesine sebep olur. İstenilen řiddette ve enerji aralıęında ntron elde etmek iin berilyum ile karıřtırılması gereken alfa yayınlayan malzemenin miktarı ve istenilen kaynaęın mr ayarlanabilir.

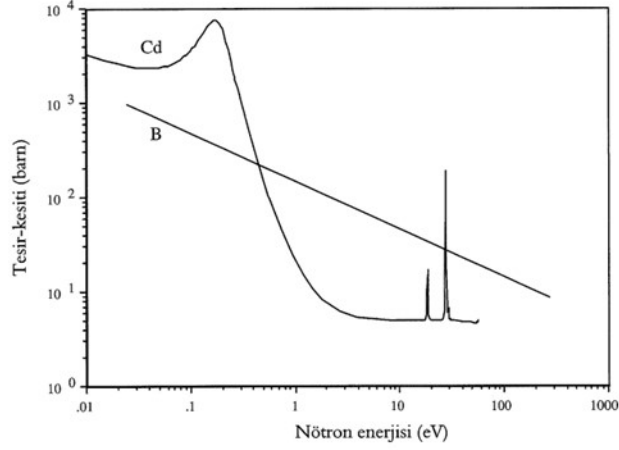
Kendilięinden fisyonla oluřan ntron kaynakları da mevcuttur. Gram bařına ntron verimi 2.3×10^{12} n/s (Ci bařına 4.3×10^9 n/s) olan ^{252}Cf pratik ve en yaygın kullanılan kaynaktır. Ntronlar termal enerjilerden, yaklařık 2.3MeV'e kadar uzanan enerji spektrumu ile yayınlanırlar. ^{252}Cf 'in yarı mr 2.638 yıl olup, zamanının yaklařık %3'nde fisyon yaparak ve %97'sinde de alfa paracıęı yayınlayarak dnřr [14].

Birok ntron kaynaęı "hızlı" ntron olarak adlandırılan enerjik ntronlar retirler. Hızlı deęiřim ntronun enerjisine karřılık gelen hızın byklęn ifade etmektedir. Ntronlar retildiklerinde hızlı olmalarına raęmen, bulundukları ortam ile yaptığı eřitli etkileřimler sonucunda enerjileri azalır. Ntronlar sahip oldukları enerjilere gre sınıflandırılırlar. En uygun sınıflandırma ařaęıdaki gibi enerjileri geniř aralıklara ayırıp gruplandırarak yapılır:

- a) Soğuk ($T < 20^{\circ}\text{C}$): $<0.0253\text{eV}$,
- b) Termal: 0.0253eV ,
- c) Epitermal: 0.0253 ile $\sim 1\text{eV}$ arası (oda sıcaklığına karşılık gelen enerjiden kadmiyum soğurucunun keskin bir soğurma gerçekleştirdiği kesme enerjisine kadar uzanır),
- d) Epikadmiyum (bir kadmiyum soğurucunun şeffaf ortam gibi davrandığı ve hemen hemen hiç soğurmadığı nötronlar. Kadmiyum soğurucu 0.4eV civarında yaklaşık 20000b 'lık şiddetli bir nötron yakalama rezonansına sahiptir): $>1\text{eV}$,
- e) Yavaş: $0.0253-100\text{eV}$,
- f) Orta enerjili: $0.5-10^4\text{eV}$,
- g) Hızlı: $0.01-10\text{ MeV}$,
- h) Yüksek enerjili: $>10\text{MeV}$

Yavaş ve orta enerjili gruplar ayırım gözetilmeksizin sık sık birbirlerinin yerine kullanılmaktadır [14].

Nötronların radyasyondan korunmada çok önemli iki özelliği; ortam ile etkileşme ihtimalini gösteren tesir kesiti ve etkileştikleri ortama aktarılan veya soğurulan enerjidir. Tesir kesiti, Şekil 1.14'de Bor ve kadmiyum için gösterildiği gibi soğurucu ortamın özelliklerine ve nötronun enerjisine doğrudan bağlıdır. Bazı soğurucular için tesir kesitinin ayırt edici özelliği rezonans pikleridir (Şekil 1.14'deki kadmiyum). Bazı soğurucular için ise (örneğin şekil 1-14 deki bor) ayırt edici özellik yüksek enerji bölgelerinde rezonansları olsa bile nötron enerjileri ile homojen olarak azalan tesir kesitli geniş bölgelerin olmasıdır. Tesir kesitindeki azalışlar $1/v$ kuralına uyar. Buradaki v nötronun hızı olup $\sqrt{E}$ ile orantılıdır. Pek çok malzeme $1/v$ bağımlılığına sahip olduğu için, soğurucunun $1/v$ bağımlısı olup olmadığına bakılmaksızın, tüm soğurma tesir kesitlerini 0.0253 eV nötron enerjisine göre tanımlamak standart bir uygulamadır [14].



Şekil 1. 14. Bor ve kadmiyum için nötron enerjisine karşılık nötron soğurma tesisir kesiti [14].

0.0253 eV, standart oda sıcaklığındaki bir nötronun sahip olduğu 2200 M/s'lik hıza karşılık gelen enerjidir. 1/v soğurucuları için herhangi bir enerjideki soğurma tesisir kesiti $\sigma_a(E)$ aşağıdaki ifadeyle kolayca belirlenebilir.

$$\sigma_a(E) = \sigma_a(E_0) \sqrt{\frac{E_0}{E}} \quad (1.13)$$

Burada E ve E_0 bilinen iki enerjidir. $\sigma_a(E_0)$ düşük enerjiye karşılık gelen tesisir kesitidir; $\sigma_a(E_0)$ termal nötron enerjisinde birçok element için hassas bir şekilde belirlenmiş olan soğurma tesisir kesitini ifade etmektedir [14].

Nötronlardan korunmak için üç tip etkileşmeyi göz önüne almak gerekir: esnek saçılma, esnek olmayan saçılma ve nötron yakalama. Bu etkileşmelerin her biri nötron ile hedef atomun çekirdeği arasında meydana gelir; atomların elektronları ise nadiren birincil etkileşimler içinde yer alırlar [14].

Esnek saçılma etkileşimleri, özellikle hidrojen gibi hafif malzemelerle nötronların yavaşlatılmasında oldukça etkilidir. Bu tür saçılma reaksiyonları gelen demet içindeki nötronları yavaşlattığından, enerji spektrumunda doğal olarak önemli ölçüde değişiklik meydana gelecektir. Serbest bir nötron eninde sonunda, bulunduğu ortam tarafından yakalanarak soğurulur, ancak serbest nötronlar kararsız olduğundan, bazısı yakalanmadan önce bir hidrojen iyonu ve bir beta parçacığı üreterek radyoaktif

dönüşüme ($T_{1/2}=10.25$ dakika) uğrayabilir. Nötron, dönüşümü ile oluşan hidrojen iyonu ve beta parçacığının her ikisi de yakın bir civarda soğurulurlar. Nötronların yavaşlamasında *esnek olmayan saçılmalar* da etkindir [14].

Esnek olmayan saçılma, hızlı nötronlar ve ağır çekirdekler için baskındır; dolayısıyla hızlı nötron etkileşimleri, özellikle 1-2 MeV'in üzerindeki nötron enerjilerinde ve büyük Z 'li atomlara sahip soğurucu ortamlarda bir gama ışını kaynağı meydana getirir. Nötron zırhları, esnek olmayan saçılma reaksiyonlarından yayınlanan bu fotonları genellikle soğurabilirler. Çünkü nötronların büyük bir kısmını soğurmak için gerekli olan zırh kalınlığı, uyarılmış çekirdek tarafından yayınlanan herhangi bir gama ışınına da soğurmak için yeterli olur [14].

Yakalama reaksiyonları, nötronların esnek ve esnek olmayan etkileşimlerle rezonans veya termal enerjilere sahip olacak şekilde yavaşlatılmalarının ardından belirli bir olasılık dahilinde oluşabilir ve yavaşlatılmış nötron böylece soğurucu ortamdaki hedef çekirdekler tarafından kolayca soğurulabilir. Yakalama gama ışınları oldukça enerjiktirler (birkaç MeV) ve enerjilerinin çok yüksek olması sebebiyle de kullanılan zırh malzemesine bağlı olarak ayrıca dikkate alınması gerekir [14].

Esnek ve esnek olmayan etkileşimler esnasında, bir hedef atoma aktarılan enerji, radyasyon dozunu belirlemek için çok faydalıdır. Çünkü geri tepen hedef atom kendisine aktarılan enerjiyi birkaç mikrometrelik mesafede depolayacaktır. Esnek çarpışmalarda, E enerjili nötronların geri tepen hedef atoma aktardıkları ortalama E' enerjisi,

$$E - E' = \frac{1}{2}(1 - \alpha)E \quad (1.14)$$

Burada,

$$\alpha = \left(\frac{A-1}{A+1}\right)^2 \quad (1.15)$$

ve A hedef çekirdeklerin kütle sayısıdır.

Canlı dokuların yapısında bol miktarda bulunan hidrojendeki saçılma etkileşimleri kendine özgüdür. Hem hidrojen de döteryum'da esnek olmayan saçılma meydana gelmez, çünkü bu çekirdeklerin uyarılmış seviyeleri yoktur. Rezonans saçılma veya soğurma da meydana gelmez. $\sigma_s, 10^4 \text{eV}$ 'a kadar sabittir. $\sigma_a; 1/v$ kuralına uyar. Elastik saçılmalar için $\dot{E}_{min}$ sıfırdır ve aktarılan ortalama enerji:

$$E - \dot{E}' = \frac{1}{2}(1 - \alpha)E = \frac{1}{2}E \quad (1.16)$$

olup, ^1H için $\alpha = 0$ 'dır. Orta ve hızlı nötronların enerjilerinin yarısı geri tepen hidrojen atomlarına aktarıldığından, hidrojen nötron dozimetresi için önemlidir. Bu enerji aktarma ilişkisi, hidrojenli malzemelerin yüksek enerjili nötronları yavaşlatmada (veya ayarlama) için çok etkili olduğunu da açıklamaktadır [14].

Ağır atomlarda, esnek saçılmalar ile aktarılan enerji miktarı önemli derecede azalır. Örneğin kurşun ve uranyum soğurucuları için %1'den küçüktür. Yani, ağır atomlu malzemelerde yüksek enerjili nötronların başlıca enerji kaybetme mekanizmaları esnek olmayan saçılmalardır. Bu durumda, hızlı nötronlar ($E > 1 \text{MeV}$) için σ_{is} (esnek olmayan saçılma tesir kesiti), esnek saçılma tesir kesitinden genellikle biraz daha küçüktür. (2-3 b kadar), ancak yine de, bu etkileşimler, büyük enerji kaybı nedeniyle, ağır malzemelerde en etkili nötron yavaşlatma mekanizmasıdır. E enerjili nötronların, kütle numarası A olan ortamdaki atomlarla yaptığı esnek olmayan saçılmaların ardından sahip olacağı ortalama enerji $\dot{E}_{is}$ yaklaşık olarak,

$$\dot{E}_{is} \cong 6.4 \sqrt{\frac{E}{A}} \quad (1.17)$$

dır. Örneğin, D-T jeneratöründe üretilen 14.1 MeV'lik nötronları zırlamak için demir kullanılırsa, bir demir atomuyla ($A=56$) esnek olmayan çarpışma sonrasında ortalama nötron enerjisi yaklaşık 3.2 MeV olacaktır. 14.1 MeV' lik nötronların su veya parafindeki esnek çarpışmalarında enerjileri sadece yarıya, yani yaklaşık 7 MeV'e düşer. Öte yandan, hafif elementlerde esnek olmayan etkileşimler çok küçük olduğundan, canlı dokularda, nötronlar enerjilerini neredeyse tamamen esnek saçılmalarla kaybederler [14].

Esnek olmayan saçılmalar için az sayıda tesir kesiti verisi mevcuttur. Mevcut verilerin çoğu uranyum, plütonyum gibi elementlere aittir, bunun başlıca nedeni fisyon ile ilişkili nötron enerji spektrumlarını tanımlamak için bu verilere ihtiyaç duyulmasıdır. Bu ortamlardaki nötron etkileşimlerine ait esnek olmayan saçılma tesir kesitleri nispeten küçüktür (1-3 barn kadar) [14].

Nötron şiddetini, birim yüzey başına nötron sayısı yani akış (n/cm^2) olarak ya da akış hızı veya akı (n/cm^2s) cinsinden belirtmek pratik, kolay ve kullanışlıdır. Nötronların yavaşlamasına ve tamamen kaybolmasına neden olan etkileşmeler belli bir olasılık dahilindedir yani, ya oluşurlar ya da oluşmazlar. Sonuç olarak, nötron akı şiddeti I , x kalınlığındaki bir soğurucuda, nötron kaynağının şiddeti ve soğurucu malzemenin nötron soğurma katsayısıyla (Σ_{nr}) orantılı olarak azalır:

$$-\frac{dI}{dx} = \Sigma_{nr}I \quad (1.18)$$

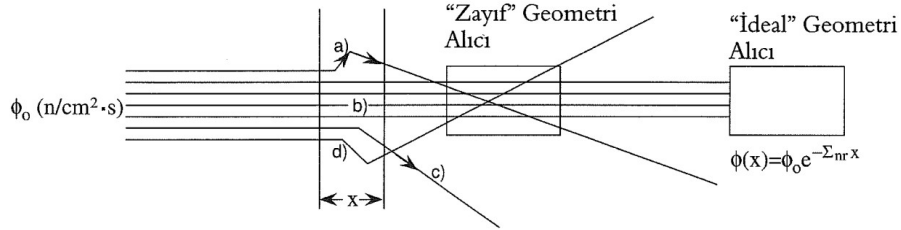
bu ifade, foton soğurulmasına benzer bir çözüme sahiptir.

$$I(x) = I_0 e^{-\Sigma_{nr} x} \quad (1.19)$$

Burada I_0 ilk şiddeti ve $I(x)$, x kalınlıklı, soğurucu ortamın atomlarıyla herhangi bir çarpışma yapmaksızın geçen nötronların şiddetini belirtir. $e^{-\Sigma_{nr} x}$ ise nötronların x mesafesi boyunca etkileşme yapmaksızın hareket edebilme olasılığını temsil eder. Kavramsal olarak nötronun soğurucu ortamda ilerlediği yol boyunca soğurulma veya saçılmaya uğrayan demetten ayrılmasına sebep olan etkileşmelerin birim yol uzunluğu başına meydana gelme olasılığı olarak düşünülebilir. Bu bağlamda, Σ_{nr} "ideal geometride" (ince-demet) fotonların soğurma katsayısıyla benzerlik gösterir ve nötron zırlama ve dozimetresi için benzer şekilde geliştirilerek kullanılabilir [14].

İnce demet kavramının etkisi de dahil olmak üzere nötron demetlerinin özellikleri Şekil 1-15'de şematik olarak gösterilmiştir. Birçok etkileşme nötronun soğurulmaksızın demetten ayrılmasına neden olur ve demetten ayrılan nötron ilgili alıcıya (bir kişi veya dedektör) ulaşamaz. Bu anlamda esnek ve esnek olmayan

saçılmalar nötronları demetinden saptırır ve Σ_{nr} demetten sapmış olanlarda dahil olmak üzere tüm etkileşme yöntemlerini kapsar. Bununla birlikte ince bir demetten saçılan nötronların başka saçılmalara uğraması ve demete geri dönerek alıcıya ulaşabilmesi de olasıdır. Bu daha gerçekçi veya "zayıf geometri" şartları "nötron çoğaltma faktörü" ile hesaba katılır [14].



Şekil 1. 15. X kalınlığındaki bir soğurucuda meydana gelen ve nötron demetini zayıflatan etkileşimlerin şematik gösterimi [14].

Şekil 1.15’de (a); foton yayınlanması ve nötronların demete geri dönmesine sebep olan diğer saçılmaların meydana geldiği esnek olmayan saçılma, (b); soğurma veya nötron yakalama, (c); nötronun demetten saptırılmasına sebep olan esnek saçılma, (d); ilave saçılmalar ile nötronların demete geri dönmesine sebep olan esnek saçılma’yı göstermektedir.

Hidrojenli olmayan ortamlarda, nötron soğurma katsayısı Σ_{nr} , makroskopik tesir kesiti, $\Sigma = N\sigma_t$ ile belirlenir. Burada N , soğurucunun 1 cm^3 ’ündeki atom sayısı, σ_t ; soğurucunun birim hacimdeki her bir atomun barn ($10^{-24} \text{ cm}^2/\text{atom}$) cinsinden toplam tesir kesitidir. Dolayısıyla Σ_{nr} ’nin birimi cm^{-1} olup foton soğurma katsayısıyla (ve elektronlar için beta soğutma katsayısıyla) fiziksel olarak yakından ilişkilidir ve fotonlardakine benzer bir yöntemle, nötron soğurma katsayısı soğurucu ortamın yoğunluğuna bölünerek gerçekte kullanılan nötron kütle soğurma katsayısına (cm^2/g) dönüştürülebilir [14].

$$\text{Nötron kütle soğurma katsayısı} \left(\frac{\text{cm}^2}{\text{g}} \right) = \Sigma_{nr} / \rho \quad (1.20)$$

Nötronlarla ilgili başka bir kavram da ortalama serbest yoldur. Ortalama serbest yol, belli enerjiye sahip bir nötronun etkileşmeye uğramadan önce kat edebildiği ortalama

mesafedir. Ortalama serbest yol, etkileşmenin meydana gelmesinin muhtemel olduğu ortalama kalınlık olarak da düşünülebilir, hatta radyoaktif bir atomun ortalama ömrüne de benzetilebilir [14].

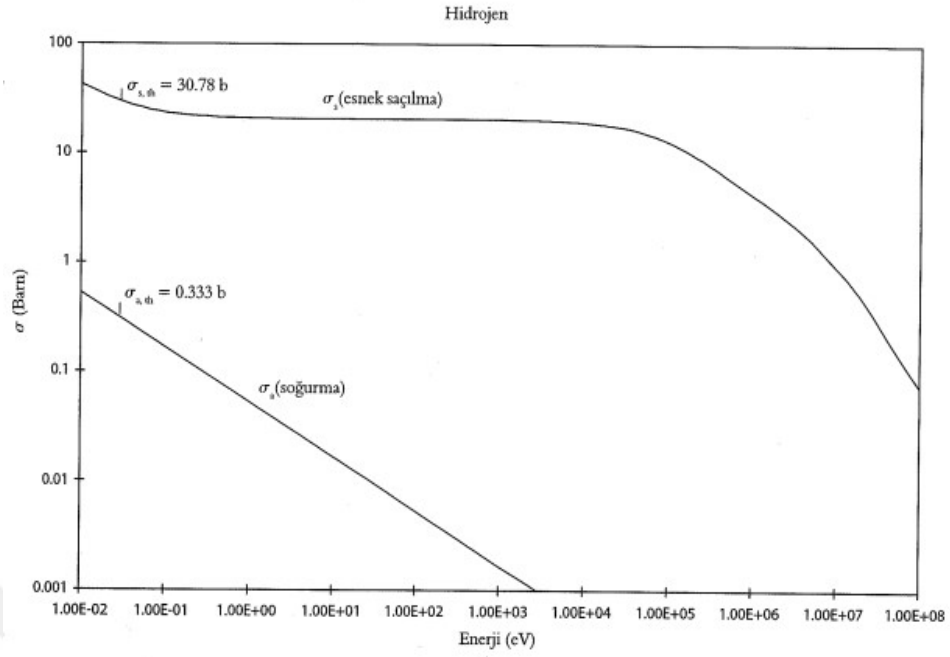
$$\text{Ortalama serbest yol} = 1/\Sigma_{nr} \quad (1.21)$$

Nötron dozimetresinde temel ortam olarak ilgilenilen canlı dokuların bileşimi, Çizelge 1.3.2'de gösterilmiştir. Makroskopik tesir kesiti= $N_i\sigma_i$ nötronların dokudaki çeşitli bileşenlerle yaptığı etkileşimler sebebiyle bıraktığı enerjinin hesaplanmasında kullanılır. Makroskopik tesir kesitinin, zırlama hesaplamaları için kullanılan toplam nötron soğurma katsayısından farklı olduğunu önemle vurgulamak gerekir. Dokuda biriken enerji için yaklaşım tarzı, ilgili etkileşim süreçleri için özel değerleri kullanır, oysa ki zırlama hesaplamalarında, zırlı malzemeleri için özel olarak ölçülmüş Σ_{nr} değerleri kullanılır [14].

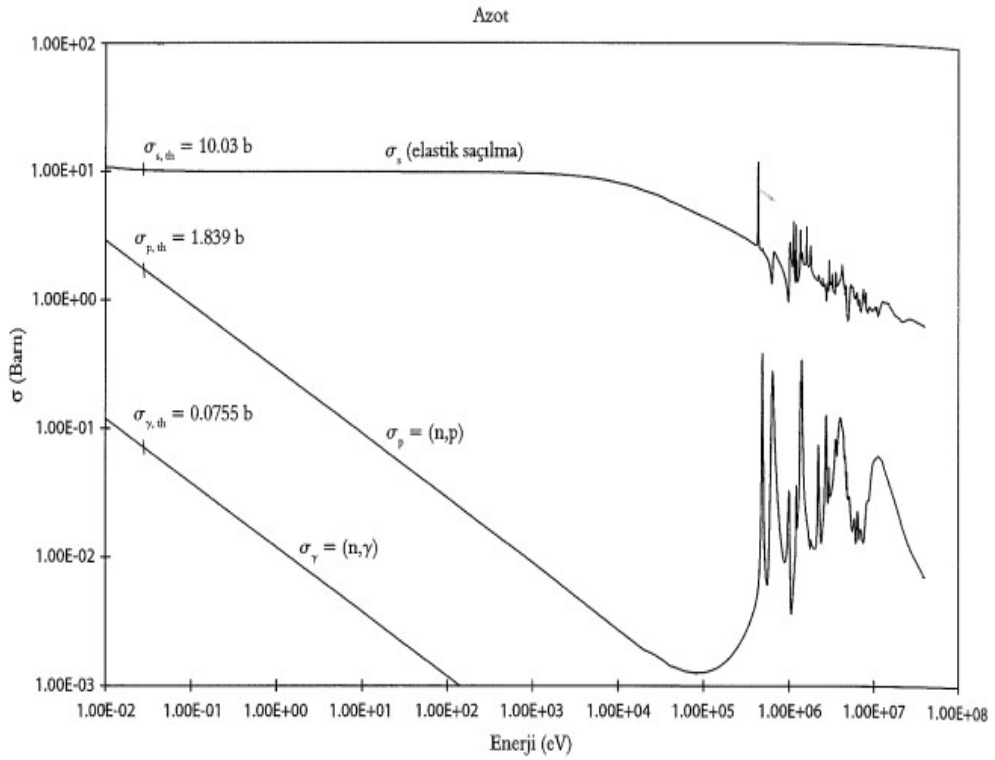
Çizelge 1. 2. Dokulardaki atom yoğunlukları [14]

Element	Atom/cm ³ veya atom/g
Hidrojen	5.98×10^{22}
Oksijen	2.45×10^{22}
Karbon	9.03×10^{21}
Azot	51.29×10^{21}
Sodyum	3.93×10^{19}
Klor	1.70×10^{19}

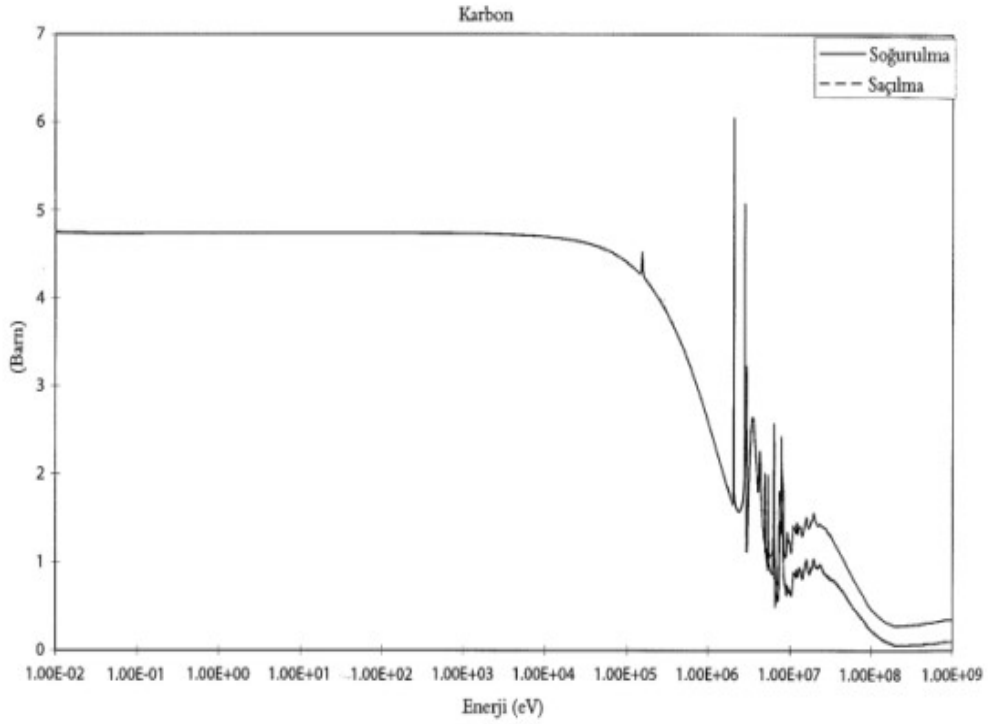
Hızlı nötronlar, dokularda, enerjilerini başlıca elastik saçılmalarla kaybederler; yavaş ve termal nötronlar ise en çok $^1\text{H}(n,\gamma)$ ^2H ve $^{14}\text{N}(n,p)$ ^{14}C nötron yakalama reaksiyonlarına maruz kalırlar. Hidrojendeki (n,γ) reaksiyonu sonucunda 2.225 MeV'lik bir foton yayınlanır; bu da enerjisinin bir kısmını vücuda aktarabilir. Azot ile yapılan (n,p) reaksiyonu 0.626 MeV'lik bir proton üretir; bu da enerjisinin tamamını, etkileşmenin meydana geldiği yerin yakınlarında bırakır. Nötronlar dokulardaki karbon ve oksijen, nötronun canlı dokulara enerjisini bırakmasında oldukça etkili olmaları sebebiyle, bunların nötron enerjisine göre tesir kesitleri sırasıyla Şekil 1.16, 1.17, 1.18 ve 1.19 verilmiştir [14].



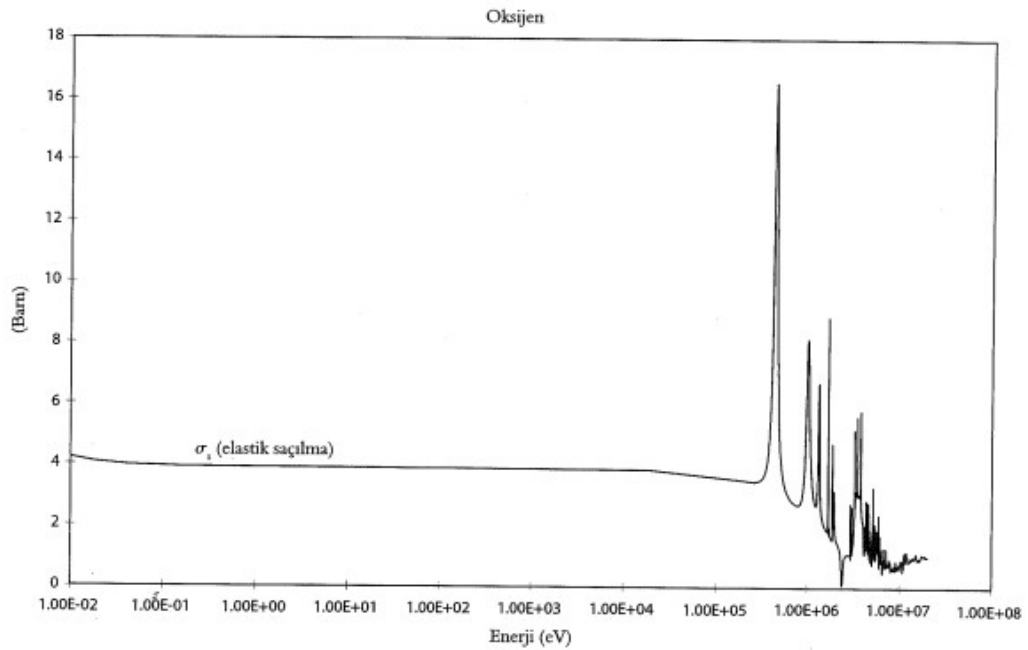
Şekil 1. 16. Nötronların hidrojenle soğurma (yakalama) ve elastik saçılma tesir kesitleri (barn cinsinden) [14]



Şekil 1. 17. Nötronların azotta soğurulma (yakalama) ve elastik saçılma tesir kesitleri (barn cinsinden) [14]



Şekil 1. 18. Nötronların karbonda toplam (soğurulma+saçılma) ve elastik saçılma tesir kesitleri (barn cinsinden) [14].



Şekil 1. 19. Oksijen için elastik saçılma tesir kesiti (barn cinsinden) toplam tesir kesiti de elastik saçılma tesir kesitine eşittir [14].

Enerjileri yaklaşık 20MeV'in üzerinde olan hızlı nötronların dokulara enerji aktarma mekanizmasının esası hafif elementlerle yaptığı esnek çarpışmalardır.

Bu etkileşmelerin çoğunlukla hidrojenle meydana gelmesinin iki nedeni vardır: hidrojenin dokudaki atomların sayıca en büyük kısmını oluşturması ve enerjisinin yarısını aktardığı için en büyük enerji aktarma oranına sahip olmasıdır. İlk çarpışma dozu kavramı, nötronun vücuttan çıkmadan önceki soğurulma reaksiyonlarıyla ya da ilave saçılmalarla kişiye aktarmış oldukları enerjiyi hesaba katmaz. Bu olaylar tabi ki meydana gelecektir, ancak insan vücudu çok kalın olmadığı için, kişiye aktarılan enerji ilk çarpışma etkileşimleriyle kıyaslandığında nispeten küçük olacaktır [14].

Çizelge 1. 3. 5 MeV' lik nötronların dokudaki nötron soğurma özellikleri [14].

Element	$N_i(\text{atom/g})$	f_i	$\sigma_s(\text{cm}^2)$	$N_i\sigma_s f_i$
Hidrojen	5.98×10^{22}	0.500	1.50×10^{-24}	4.485×10^{-2}
Oksijen	2.69×10^{22}	0.111	1.55×10^{-24}	4.628×10^{-3}
Karbon	6.41×10^{21}	0.142	1.65×10^{-24}	1.502×10^{-3}
Azot	1.49×10^{21}	0.124	1.00×10^{-24}	1.848×10^{-4}
Sodyum	3.93×10^{19}	0.080	2.3×10^{-24}	7.231×10^{-6}
Klor	1.70×10^{19}	0.053	2.8×10^{-24}	2.523×10^{-6}
				$\sum_i N_i \sigma_s f_i = 0.0512$
				cm^2/g

Nötronlar, esnek ve esnek olmayan çarpışmalarla termal enerjilere ulaşırlar. Termal nötronlar sadece soğuruldukları zaman dokuya enerji aktarırlar. Soğurulmada iki reaksiyonu dikkate almak yeterlidir: geri tepme enerjisi 0.626 MeV ($^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ reaksiyonunun Q değeri) olan protonların üretildiği azot ile (n,p) reaksiyonu ve hidrojen ile 2.225 MeV'lik ($^1\text{H}(n,\gamma)^2\text{H}$ reaksiyonunun Q değeri) gama ışınlarının üretildiği (n,γ) reaksiyonudur. (n,p) reaksiyonlarında geri tepen protonların hemen hemen tamamı soğurulurken, (n,γ) reaksiyonuyla üretilen gama ışınlarının sadece bir kısmının soğurularak enerji aktardığı varsayılır [14].

Hızlı nötronları monitorize etmek için başlıca iki yöntem kullanılır. Bunlardan birincisi protonları yerinden fırlatmak gibi direkt bir reaksiyon, ikincisi ise nötronları önce termal enerjilere kadar yavaşlattıktan sonra yavaş bir nötron dedektörü ile dedekte etme esasına dayanır. Burada nötronları yavaşlatmak için kullanılan malzemelerin ne olduğu önemlidir. Aynı malzemeler nötronların zırhlaması içinde etkili olabilir.

1.3. 4. Fotonların Madde ile Etkileşmesi

Her ne kadar radyasyondan korunmadaki rolü yeterince bilinse de, fotonu tanımlamak zordur. Durgun kütlelerinin olmaması, her zaman ışık hızında yol alması ve her ne kadar bir dalga olsa da bir parçacık gibi de etkileşebilmesi fotonun oldukça belirgin özellikleridir. Bir fotonun içyapısı veya nelerden oluştuğu tam olarak bilinmemektedir. Elektronla benzer bir biçimde gerçek bir "nokta"dır- fiziksel bir boyutu yoktur ve alt bileşenler oluşturacak biçimde parçalara ayrıştırılamaz [14].

Fotonun enerjisi $h\nu$, momentumu h/λ 'dır ve enerjisi momentumun cinsinden $E=pc$ olarak tanımlanabilir. Einstein, fotonun durgun kütleyle sahip olmamasına karşın bir parçacıkmış gibi yerçekimini hissettiğini gösterdi. Fotonlar fizikte elektromanyetik etkileşmeyi sağlayan temel taşıyıcılardır. Her ne kadar fotonlar teorik fizikte sadece matematiksel olarak mevcut olsalar da iki elektrik yükün, foton "değiş-tokuşu" vasıtasıyla etkileştikleri kabul edilir (bir yük tarafından yayınlanan foton diğeri tarafından soğurulur) [14].

Fotonlar ilginç yollarla oluşurlar; sadece fazladan enerjinin taşınması gerektiğinde ortaya çıkarlar (bremsstrahlung üretimi, radyoaktif dönüşümlerdeki veya nükleer etkileşimlerdeki gibi). Hem bir dalga hem de bir parçacık olma ikilemi şaşırtıcıdır fakat her iki özellikte fotonun ortamla etkileşimlerini açıklamada gereklidir. Girişim ve kırınım olayları dalga özelliğini, enerjiyi depolamak üzere soğurması ve momentum kazandırması ise, parçacık özelliğini gösterir. Bu özellik, Einstein (foto elektrik) ve Compton (foton saçılmasının açıklanması) tarafından etkin biçimde gösterilmiştir. Her iki özelliğin aynı anda var olabildiğini kabul etmek zordur, yine de bu özellikler fotonun bir bütün olarak tarifinde gereklidir. Hem dalga hem de parçacık teorisi tam olarak her zaman doğru değildir, fakat her iki özellik birbirinin "tamamlayıcısıdır" [14].

Fotonların madde içinde azalması ve enerji depolaması için temel etkileşimler, fotoelektrik etki, Compton saçılması ve çift oluşumdur. Fotonlar ayrıca Rayleigh saçılması, Bragg saçılması, foto bozunum ve nükleer rezonans saçılması da yaparlar.

Ancak, bu etkileşimlerde azalma ve enerji depolanması önemsizmeyecek kadar küçüktür ve genelde radyasyon korunması açısından ihmal edilebilirler [14].

1. 3. 4. 1. Fotoelektrik Etkileşimler

Fotoelektrik etkide, düşük enerjili bir foton yörüngeye bağlı elektronla çarpışır ve onu atomdan fırlatır. Elektron, gelen foton enerjisi $h\nu$ ile elektronun yörüngesindeki bağlanma enerjisi arasındaki farka eşit (yani elektronun serbest kalmasını sağlayacak) bir enerjiyle atomdan çıkarılır. Etkileşme, atoma bağlı bir elektronla meydana gelmelidir. Çünkü atomun tamamı momentum korunumu için gereklidir. ve bu çoğunlukla iç kabuktaki elektronlardan biri ile meydana gelir. Elektronun fırlatılması sonucu kabukta oluşan boşluk başka bir yörünge elektronu tarafından doldurulur ve genellikle karakteristik K x-ışını yayınlanır. Fırlatılan elektronun kinetik enerjisi, daima fotoelektrik olayın olduğu ortamda soğurulur. Üretilen karakteristik X ışınlarının soğurulması da muhtemelen aynı ortam içerisinde, başka bir fotoelektrik etkileşim veya Auger elektronlarının yayınlanması/soğurulması sonucu gerçekleşir [14].

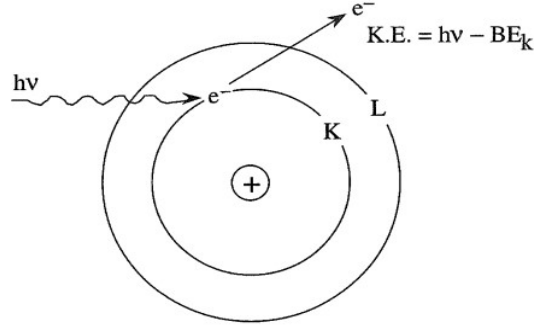
Fotoelektrik soğurma katsayısı τ , aşağıda gösterildiği gibi soğurucu malzemenin atom sayısı Z 'nin (genelde soğurucu ortamın ρ yoğunluğu ile ilgili) ve radyasyon enerjisinin bir fonksiyonudur:

$$\tau \cong \text{sabit} \times \frac{Z^5}{E^3} \quad (1. 22)$$

Fotoelektrik soğurmanın, yüksek Z li malzemeler ve düşük enerjili fotonlarla (0.5MeV'den daha az) gerçekleştiği açıktır. Kurşun gibi yüksek Z li bir malzemed, L x-ışınları ve M x-ışınları yayınlanması baskındır ve bunlar ya ortamda soğurulurlar ya da foton akışına katkı yaparlar. Fotoelektrik etki şöyle özetlenebilir:

- a) Sadece bağlı elektronlarla oluşur çünkü momentumun korunumu için tüm atomun etkileşmeye katılması gerekir.
- b) Foton enerjisi, yörünge elektronunun bağlanma enerjisinden büyük ve kabuktan fırlatmak için yeterliyse, etkileşim katsayısı büyüktür.

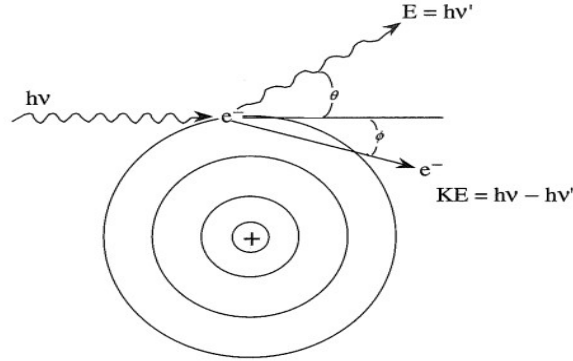
- c) Fotoelektrik soğurma katsayısı, Z^5 ile doğru ve $(h\nu)^3$ ile ters orantılıdır.
- d) Dokuda soğurulan enerji $E_{soğ} = h\nu'$ 'dür ve aktarma, soğurma ve azalma katsayıları hemen hemen eşittir.



Şekil 1. 20. Fotoelektrik etkinin şematik gösterimi [14]

1. 3. 4. 2. Compton Etkileşimleri

Compton saçılma etkileşimleri özellikle orta enerjideki (0.5-1.0 MeV) gama ışınları için önemlidir ve doku gibi küçük Z 'li malzemelerde 0.1 MeV' in altında da baskın olabilir. Compton saçılması, Şekil 1.21'de gösterildiği gibi bir foton ile “serbest” veya çok gevşek bağlı elektron arasındaki bir çarpışma olayıdır. Hem enerji hem de momentum korunur [14].



Şekil 1. 21. “Serbest” bir elektronla compton saçılması [14]

Compton-saçılmasına uğramış foton, çarpışmadan yeni bir yönde, azalmış enerji ve artan dalga boyu ile çıkar. Compton kayması olarak adlandırılan dalga boyundaki değişim $\lambda' - \lambda$,

$$\lambda' - \lambda = \frac{h}{m_0 c} (1 - \cos \theta) = 0.024264(1 - \cos \theta) \text{Å} \quad (1.23)$$

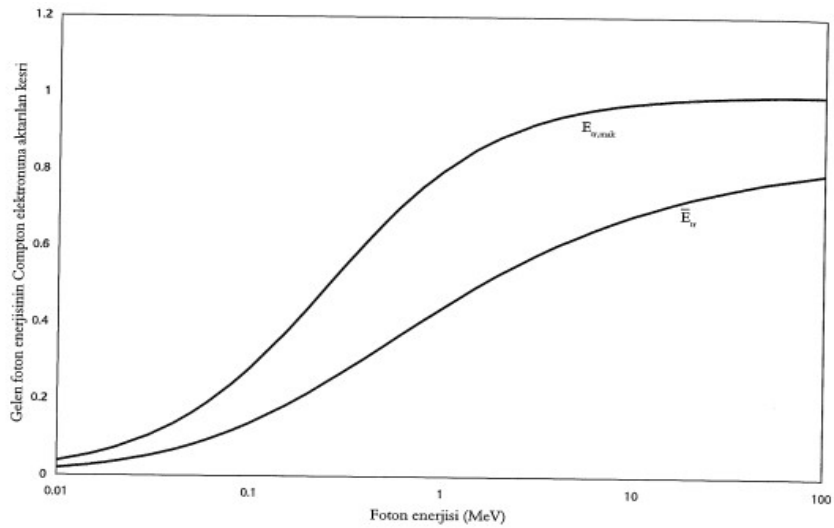
ile verilir. Fotonun dalga boyundaki deęişimin (ve enerjideki azalma) sadece saçılma açısına baęlı olması dikkate deęerdir. oęunlukla Compton dalga boyu adı ile anılan, h/m_0c teriminin sayısal deęeri 2.4264×10^{-10} cm'dir. Elektronu enerji aktarımı olması Compton etkileşiminin en önemli sonucudur [15].

Bu deęişken bir niceliktir ve fırlatılan elektronlar sıfırdan maksimum deęere kadar enerji aralığında olabilirler. Şekil 1.22'te Compton elektronlarına aktarılan $h\nu$ foton enerji kesri gösterilmektedir; E_{tr} deęeri saçılma açısına baęlıdır, $\bar{E}_{tr}$ rastgele süreçlerden kaynaklanan ortalama bir deęer ve $E_{tr,max}$, 180° saçılma açısına karşılık gelen maksimum deęerdir. Compton etkileşim katsayısı σ , iki bileşenden oluşur:

$$\sigma = \sigma_a + \sigma_s \quad (1.24)$$

Burada σ , toplam Compton etkileşim katsayısı, σ_a elektronlarla arpışmalar nedeniyle kaybedilmiş foton enerjisi için Compton soęurma katsayısı ve σ_s foton demetinden dıřarı saçılmadan dolayı enerji kaybına karşılık gelen saçılma katsayısıdır. Compton etkileşim katsayısı, Z ile doęru ve E ile ters orantılı olan elektron yoğunluęuyla ařaęıdaki gibi belirlenir:

$$\sigma \cong \text{sabit} \times \frac{Z}{E} \quad (1.25)$$



Şekil 1. 22. Gelen foton enerjisinin ($h\nu$) compton elektronuna aktarılan kesri [14]

Compton saçılma etkileşimleri aşağıdaki gibi özetlenebilir:

*Compton etkileşimi bir foton ve bir “serbest” elektron arasında, geri tepen bir elektron ve enerjisi azalmış saçılan bir foton oluşturarak gerçekleşir.

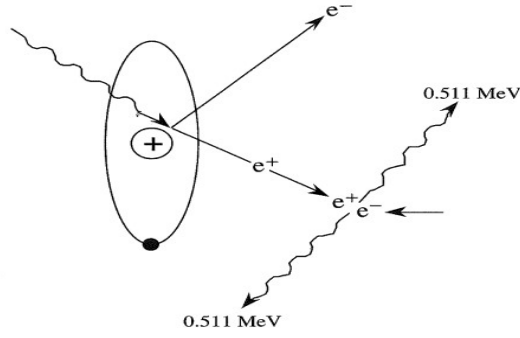
*Elektrona aktarılan kinetik enerji saçılan fotonun saçılma açısıyla doğru orantılıdır ve ortalama olarak foton enerjisi ile artar.

*Compton etkileşim katsayısı artan enerjiyle azalır ve hemen hemen atom numarasından bağımsızdır.

*100 keV üzeri enerjilerdeki fotonlar için yumuşak dokudaki (düşük-Z’li malzeme) Compton etkileşimi hem fotoelektrik hem de çift oluşumdan daha önemlidir [14].

1. 3. 4. 3. Çift Oluşumu

Şekil 1.23’te gösterildiği gibi yüksek enerjili (>1.022 MeV) bir foton, bir çekirdeğin elektromanyetik alanıyla etkileştiğinde, enerji bir eksi yüklü (elektron) ve diğeri pozitron denilen artı yüklü olmak üzere, bir çift elektrona dönüşebilir. Çift oluşum, bir elektronun elektromanyetik alanında bir pozitron, bir negatron ve geri tepen elektron oluşturarak da gerçekleşebilir. Çift oluşum, foton’un tüm enerjisinin iki elektron kütlelerine dönüştüğü Einstein’in özel görelilik teorisinin klasik bir örneğidir. Enerji korunduğundan pozitron ve elektron durgun kütle haricindeki enerjiyi ($h\nu - 1.022$) paylaşırlar. Bu enerji e^+ ve e^- çiftinin kinetik enerjileri olarak ortaya çıkar, fakat eşit miktarda paylaşılmaz. Pozitif yüklü çekirdek, negatronu çekerek kinetik enerjisini azaltarak yavaşlatırken, pozitif yüklü pozitrona ilave bir “itme” sağlayarak hızlandırır. Böylece, pozitron, bir negatrondan yaklaşık $0.0075Z$ kadar daha fazla kinetik enerjiye sahip olur. Mevcut enerji $h\nu - 1.022$ MeV, nasıl paylaşıldığının önemi olmaksızın ortamda soğurulursa, çift oluşum etkileşimlerinde pozitron ve elektron tarafından paylaşılan enerjideki bu küçük fark radyasyon dozimetrisi veya dedeksiyonunda çok az önem taşır [14].



Şekil 1. 23. Çift oluşum [14]

Şekil 1.23'te gösterildiği gibi, çift oluşum etkileşimlerine aynı zamanda her biri 0.511 MeV'lik iki yok olma fotonunun yayınlanması eşlik eder. Pozitron, momentum ve kinetik enerjiye sahip olduğu sürece ayrı bir parçacık olarak mevcut olacaktır. Ancak, pozitron antimadde olması nedeniyle negatif yüklü elektronla “nötr parçacık” olan “pozitronyum” atomunu oluşturmak üzere etkileşecek ve 0.511 MeV'lik iki tane foton üreterek yok olacaktır; yani kütle enerjiye dönüşecektir. Yüksek-enerjili fotonların soğurulması ve yayınlanması sonucunda yolu üzerinde $h\nu - 1.022$ MeV'lik kinetik enerjili elektron ve pozitron üretilir, bunu takiben pozitron serbest bir elektron ile yok olacak ve kütle enerjiye dönüşecektir. Çift üretim yoluyla yüksek enerjili fotonların soğurulması 0.511 MeV'lik iki yeni foton üretir. Çift oluşum etkileşme katsayısı κ , enerjisi 2×0.511 MeV (bir elektron-pozitron çiftine dönüşüm için gerekli enerji) den daha büyük olan fotonlar için, Z atom numarasının karesi ile orantılıdır ve,

$$\kappa \cong \text{sabit} \times Z^2(E - 1.022) \quad (1.26)$$

'dir. Burada Z atom numarasıdır ve E ise MeV cinsinden foton enerjisidir. Çift oluşum etkileşimleri şu şekilde özetlenebilir:

*İki elektron $h\nu \geq 1.022$ MeV enerjili fotonların bir çekirdek alanı ile etkileşmesi sonucu üretilirler, aynı zamanda bunlar yörünge elektronlarını da kopararak üçlü elektron kütleli meydana getirebilirler.

*Pozitron ve elektron arasında paylaşılan toplam kinetik enerji $h\nu - 1.22$ MeV 'dir.

*Pozitron, serbest bir elektronla birleşerek iki tane 0.511 MeV'lik foton meydana getirerek yok olur.

*Soğurma katsayısı 1.022 MeV eşik enerjisi üzerinde enerji ile hızlıca artar ve yaklaşık olarak Z^2 ile değişir [14].

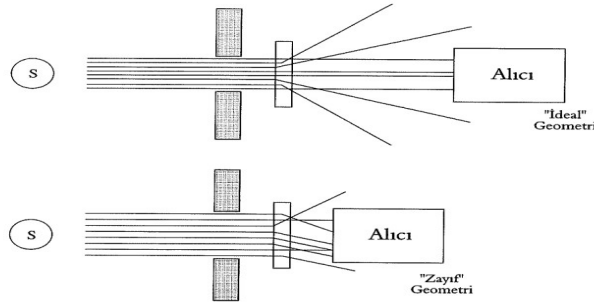
1. 3. 4. 4. Foto Bozunma

Foton enerjisi yeterince büyükse, foton demetleri foto bozunma etkileşimleri ile de azaltılır. Foto bozunma, pratikte genel olarak, bir foton demetinden soğurulacak enerjiyi hesaplamada ihmal edilebilir; ancak, böyle reaksiyonlar ${}^9\text{Be}(\gamma, n)$ etkileşimleri için 1.66' MeV de ve ${}^2\text{H}(\gamma, n)$ etkileşimleri için 2.225 MeV' de oldukça belirgindir. Bu iki hafif element hariç, foto bozunma etkileşimleri 8 MeV veya daha fazla foton enerjileri gerektirir. 20 MeV üzerindeki foton enerjileri için, foto bozunma tesir-kesitleri yeteri kadar büyüktür ve zırhlama tasarımlarında hesaba katılmalıdır. Bu enerjilerde büyük nötron alanları oluşur ve bu nötronlar çok sayıda soğurulmamış foton ile karışırlar, her iki durum da radyasyon dozimetresinde ve zırhlama tasarımlarında göz önünde bulundurulmalıdır [14].

1. 3. 4. 5. Fotonların Azalma ve Soğurulması

Fotonların madde ile etkileşimleri yüklü parçacıkların etkileşmelerinden oldukça farklıdır. X- veya gama ışınları maddeye girdiği zaman, bazıları soğurulur, bazıları etkileşmeksizin geçer ve bir kısmı da daha düşük enerjili fotonlarda olduğu gibi birincil demettekinden oldukça farklı yönlerde saçılır. Bir foton demetinin bir soğurucu tarafından azaltılması, Şekil 1.24'te gösterildiği gibi, “İdeal geometri” veya “zayıf geometri” için tanımlanır. İdeal geometri, her bir fotonun ya soğurulduğu ya da birincil demetten saçıldığı durum için geçerlidir. Bu durumda biraz uzaktaki küçük bir alıcı ile algılanamaz. İdeal geometri olduğunda, soğurucuyu herhangi bir etkileşme yapmaksızın geçen fotonlar alıcıya ulaşacaktır ve bu fotonların her biri başlangıç enerjilerine sahip olacaklardır. Bu durum, birincil fotonların dar bir demete sınırlandırıldığı, alıcının (örneğin bir detektör) çok küçük olduğu ve saçılan fotonların odaklanmış ilk demetle yeterince büyük açıya sahip olacak şekilde saçıldıklarında meydana gelir. Bu durumda saçılan fotonlar alıcıya ulaşmazlar. Bu özellikleri nedeniyle, bu geometri “dar-ışın” geometrisi olarak da tanımlanır. Soğurucunun bulunduğu ya da bulunmadığı durumda alınan sayımlar, hangi

etkileşimle olursa olsun, dar demetten kaçan fotonların kesrini verecektir. Zayıf geometri veya “geniş-demet geometrisi”nde, saçılan fotonların önemli bir kesri, etkileşmeksizin geçenlere ek olarak alıcıya ulaşacaktır. Zayıf geometri çoğu pratik koşullarda mevcuttur. Şekil 1.24’teki gösterime ek olarak, diğer tipik zayıf geometri gösterimleri, soğurucu ile kapatılmış bir kaynak (bir kurşun içindeki nokta kaynak), zırhlanmış bir detektör veya geniş demet fotonlarının bir soğurucuya çarptığı durumlarıdır. Böyle durumlar dokunun ışınladığı veya bir kaynaktan yayınlanan fotonların azaltılması için bir zırh kullanıldığında sıklıkla meydana gelir. Bu durumlarda saçılan her fotonun enerjisi, saçıldığı açıya göre azalacaktır. Alıcıya ulaşan fotonların enerji spektrumu karmaşıktır. Bu spektrum, farklı enerjili saçılmış fotonların ve birincil demette mevcut olan saçılmamış fotonların enerjilerinden oluşur. Alıcıdaki (bir kişi veya bir detektör) enerji depolanmasının deseni aynı derecede karmaşık olacaktır ve kullanılan geometrik düzenleme ve enerji dağılımı ile ayarlanmalıdır. Böyle koşullar altındaki bir soğurucuda veya bir alıcıda depolanan enerji miktarını analitik olarak belirlemek oldukça zordur [14].



Şekil 1. 24. Tüm etkileşmelerle küçük bir alıcıya ulaşan fotonların sayısının “ideal geometri” kullanarak azaltılması ve gelen demet ile alıcıya ulaşan saçılmış fotonlar arasındaki ilişkiyi gösteren “zayıf geometri” düzeninde bir foton demetinin azaltılması [14]

Belli enerjili fotonların azalma katsayıları dar demet veya ideal geometri şartları altında belirlenir.

İdeal geometrik şartlarda, bir fotonun şiddetindeki değişim (Şekil 1.24’te gösterildiği gibi) matematiksel olarak, soğurucu kalınlığının fonksiyonu olarak,

$$-\frac{dI}{dx} = \mu I \quad (1.27)$$

Şeklinde ifade edilebilir. Burada, μ orantı sabiti, ilgilendiğimiz fotonlar için ortamın toplam azalma katsayısıdır. Fotonların hepsi aynı enerjiye sahiplerse (tek enerjili bir demet) ve fotonlar ideal geometri koşulları altında azalıyorlarsa (demet dar ve saçılan fotonları içermiyorsa), x kalınlığındaki bir soğurucuyu geçen (yani ortamda etkileşmeyen) fotonların şiddeti veya sayısı, $I(x)$ yeniden düzenlenip integrali alınarak

$$\int_{I_0}^{I(x)} dI/I = \int_0^x -\mu dx \quad (1.28)$$

$$\ln I(x) - \ln I_0 = -\mu x \quad (1.29)$$

veya

$$\ln I(x) = -\mu x + \ln I_0 \quad (1.30)$$

olarak bulunur. Bu, Şekil 1.24'te gösterildiği gibi, eğimi $-\mu$ olan ve x -eksenini $\ln I_0$ 'da kesen bir doğrunun denklemidir. Logaritmik işlem özellikleri kullanarak,

$$\ln \frac{I(x)}{I_0} = -\mu x \quad (1.31)$$

biçiminde yazılır ve

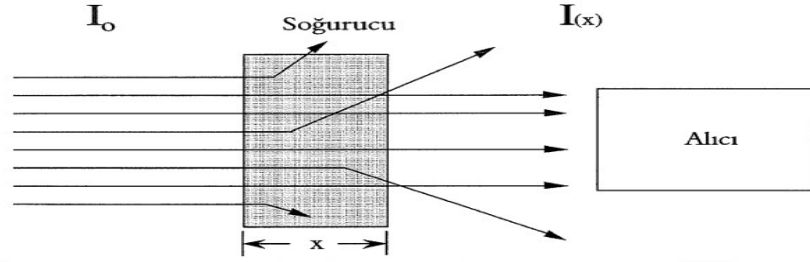
$$\frac{I(x)}{I_0} = e^{-\mu x} \quad (1.32)$$

veya

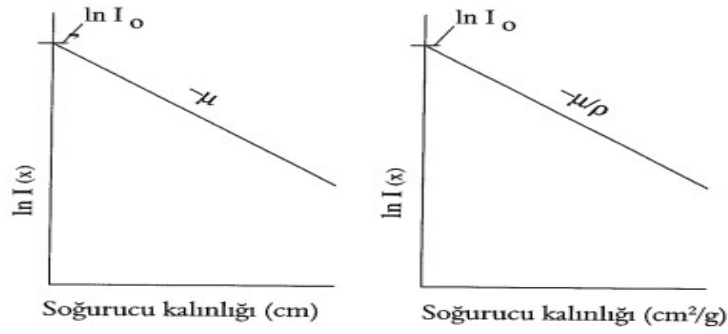
$$I(x) = I_0 e^{-\mu x} \quad (1.33)$$

elde edilir. Burada I_0 gelen demetin şiddeti; $I(x)$ soğurucu ortamın x kalınlığını geçen demet şiddeti ve μ lineer azalma katsayısıdır. Lineer azalma katsayısı soğurucu ortamda birim uzunluk başına etkileşim olasılığıdır ve birim zamanda radyoaktif

atomların dönüşüm olasılığı olarak tanımlanan radyoaktif bozunma sabiti λ ile eş anlamlıdır. Foton soğurulması için bu üstel bağıntı, teorik olarak, bir foton demetinin tam soğurulmasının asla gerçekleşmeyeceğini ileri sürer, fakat pratik anlamda üstel azalma ve/veya soğurma, demet şiddetini algılanamaz düzeylere azaltmak için kullanılabilir [14].



Şekil 1. 25. Azalma işlemleri ile foton demetinin değişimi [14]



Şekil 1. 26. Fotonların a)lineer azalma katsayıları b)kütle soğurma katsayıları [14]

1.3.4.6. Azalma(μ) ve Enerji Soğurma (μ_{En}) Katsayıları

Demet şiddeti ile azalma katsayıları arasındaki ilişki, fotoelektrik, compton ve yeterli enerjili fotonlar için çift oluşum etkileşmelerinde geçerlidir; Bu ilişki her bir etkileşme için azalma durumlarını, ayrı ayrı veya birlikte gösterir. Örneğin, dar bir foton demeti x kalınlığındaki bir soğutucudan geçtiğinde, toplam olasılık, her bir olasılığın çarpımıyla elde edilir:

$$I(x) = I_0(e^{-\tau x} \times e^{-\sigma x} \times e^{-\kappa x}) = I_0 e^{-(\tau+\sigma+\kappa)x} = I_0 e^{-\mu x} \quad (1.34)$$

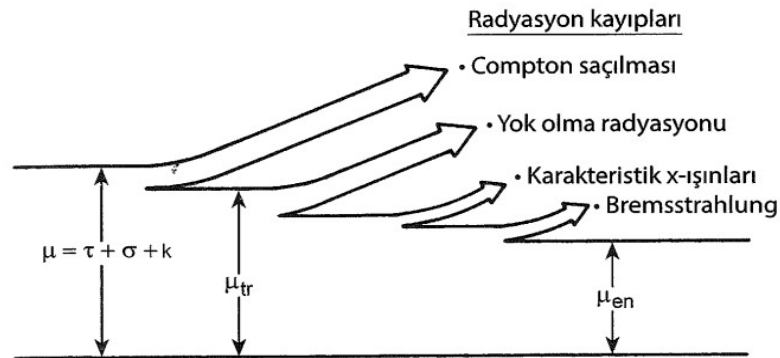
Burada μ , toplam azalma katsayısıdır ve ortamdaki her bir foton etkileşiminin azalma katsayılarının toplamıdır.

$$\mu = \tau + \sigma + \kappa \quad (1.35)$$

Burada τ , σ ve κ sırasıyla fotoelektrik, compton ve çift oluşum katsayılarıdır. Her bir etkileşim olayının azalma katsayılarının toplamı olan μ 'nın sabit olması oldukça şaşırtıcıdır çünkü bu katsayıların her biri, fotonun enerjisi ve soğurucu ortamın atom sayısı ile yoğunluğunun fonksiyonudur. Ancak, ölçülen foton şiddetine karşı soğurucu kalınlığı yarı logaritmik ölçekte çizildiğinde tutarlı bir şekilde düz bir çizgi verir. Foton demetinin soğrulmasında önemli etkiye sahip başka etkileşimler varsa (örneğin, fotobozunma), bunun μ de bir artış olarak veya ayrı bir üstel terim olarak hesaba katılması gerekir. Fotobozunma ve Rayleigh (veya koherent) saçılması genellikle, μ de sadece küçük bir artışa neden olur ve ihmal edilir. Fotonların doku gibi ortamlardan geçerken çeşitli etkileşimlerle depo ettikleri enerji miktarı soğurulan doz veya poz (ışınlama) ile belirlenebilir. Bazı etkileşimler ortamda enerjiyi taşıırken ışıma meydana getirdiği için, azalma katsayısı μ , bir ortamda depolanan enerjiyi belirlemede kullanılamaz. Sonuçta, lineer enerji soğurma katsayısı μ_{en} ,

$$\mu_{en} = \mu - (\sigma_s + \text{düşük olasılıklı diğer etkileşimler}) \quad (1.36)$$

olur. Ortamdan kaçan ışıma enerjisini üreten olaylar, etkileşmeyen compton saçılma fotonları, yüksek enerjili geri tepen elektronlardan bremsstrahlung, $h\nu > 1.022$ MeV ise yokolma radyasyonu ve etkileşmeyen karakteristik x-ışınlarıdır. Bu azalmalar ve μ üzerindeki etkileri Şekil 1.27'de gösterilmiştir [14].

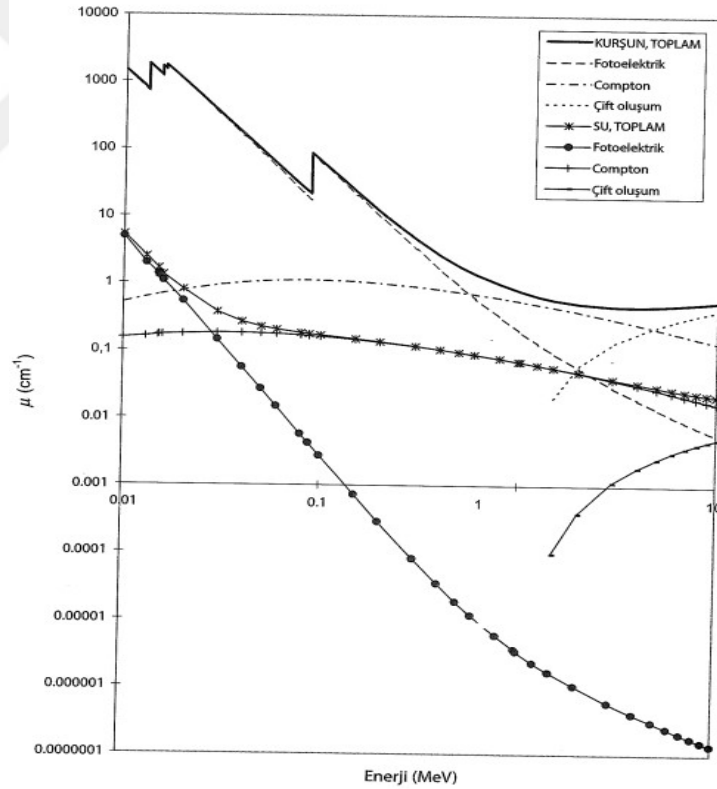


Şekil 1. 27. Soğurucu ortam boyunca ışıma ile kaybedilen enerjinin, foton azalma katsayısı μ ; enerji transfer katsayısı $\mu_{tr} = \mu - \sigma_s$, enerji soğurma katsayısı μ_{en} ile ilişkisi [14]

Kütle enerji soğurma katsayısı μ_{en}/ρ (cm^2/g birimli), x- veya gama ışınlarının akısı biliniyorsa radyasyon pozu veya dozunu belirlemede lineer azalma katsayısından daha kullanışlıdır [14].

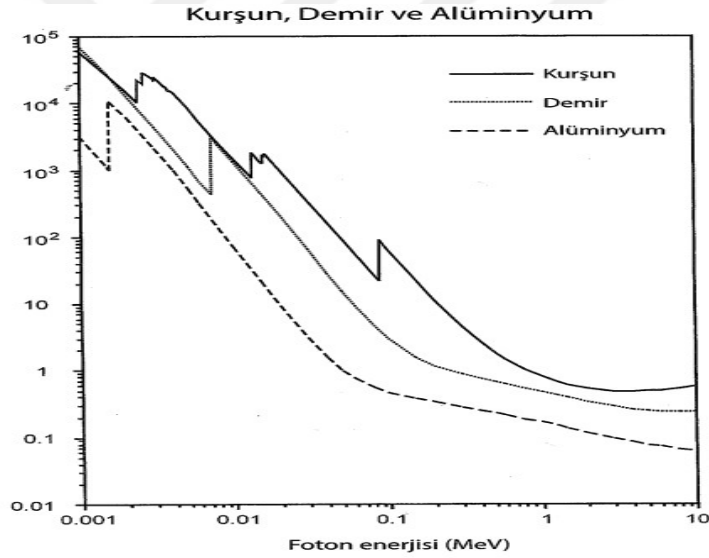
1.3.4.7. Foton Azalma/Soğurmaya E ve Z'nin Etkisi

Çoğu radyasyondan korunma çalışmaları, tek tek etkileşme katsayıları yerine, toplam azalma katsayısı μ (radyasyon zırlama için) veya toplam kütle enerji soğurma katsayısı μ_{en}/ρ (radyasyon doz hesaplamaları için) ile yapılır; ancak, farklı maddelerde değişik enerjilerde önemli olan her bir etkileşme süreci belirlenmelidir. Fotonları azalması (veya soğurulması), foton enerjisi ve soğurucu ortamın Z'si ile değişir. Bu durum su (doku için benzerdir) ve kurşun için Şekil 1.28'de gösterilmiştir[14].



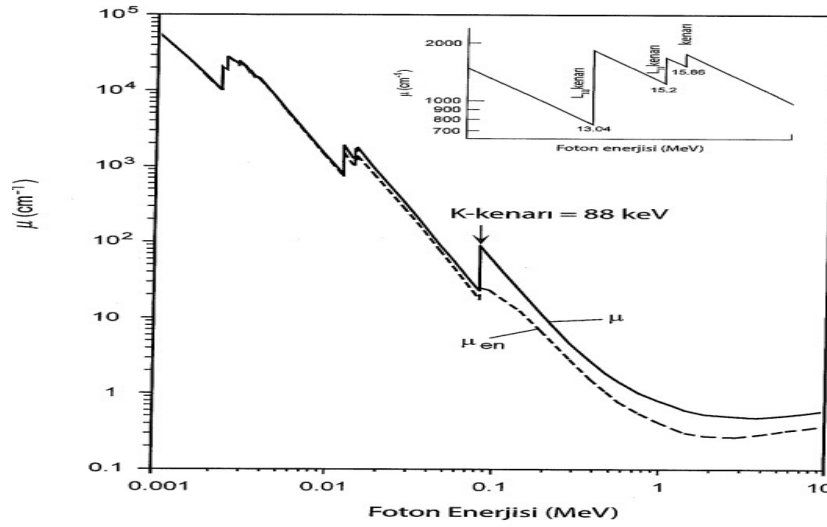
Şekil 1. 28. Su ve kurşun için, foton azalma katsayıları ve foton enerjinin fonksiyonu olarak fotoelektrik, Compton ve çift oluşum etkileşmelerinin bağıl katkıları [14]

Düşük enerjilerde (<15 keV), sudaki etkileşmelerin tamamı fotoelektrik olay gibi hesaba katılır. Foton enerjisi artarken, fotoelektrik azalma katsayısı (τ) hızla düşer ve Compton saçılma etkileşmeleri (σ), suda 100 keV civarında ve kurşunda 500 keV civarında baskın olur. Compton saçılma etkileri, birkaç yüz keV'e kadar baskın kalır ve bu durum çift oluşum baskın oluncaya kadar devam eder. Kurşun gibi büyük Z'li hedeflerde, düşük enerjilerde fotoelektrik olay baskındır. Fotoelektrik soğurma artan foton enerjisiyle hızla azalır, fakat foton atomun K kabuğundan bir elektronu koparacak kadar yeterli enerjiye sahipse, fotoelektrik soğurma keskin şekilde artar (Şekil 1.28). Birkaç yüz keV üzerindeki foton enerjileri için, Compton saçılma etkileşmeleri baskındır ve bu durum foton enerjisi çift oluşum eşiği 1.022 MeV üzerinde oluncaya kadar devam eder. Şekil 1.29 artan Z'nin (sırasıyla alüminyum, demir ve kurşun) foton azalma katsayısına etkisini göstermektedir [14].



Şekil 1. 29. Keskin kenar oluşturan rezonans soğurulmasına Z'nin etkisini gösteren μ 'nün Z ile değişimi [14]

Kurşun için μ ve μ_{en} değerleri arasındaki ilişki Şekil 1.30'da gösterilmiştir. Bu ilişkiler Z/E 'nin Compton olayına etkisinden dolayı orta enerjilerde benzerdir, ancak μ_{en} K soğurma kenarı üzerindeki enerjiler için düşük ve çift oluşum eşiği üzerinde ise aynı kalır. Hem μ hem de μ_{en} kurşunda tüm foton enerjileri için büyüktür. Bu durum kurşunun zırhlama materyali olarak kullanımını sağlar. Hava ve doku için μ ve μ_{en} değerleri, benzer elementlerden oluşmalarından dolayı, beklendiği gibi H_2O 'nunki ile hemen hemen aynıdır [14].



Şekil 1. 30. Kurşunda foton azalma(μ) ve enerji(μ_{en}) soğurma katsayılarının enerjiye göre değişimi [14]

1.3.4.8. Soğurma Kenarları

Fotonun enerjisi K elektronunu koparmak için yeterliyse, kuvvetli rezonans soğurulması oluşur. Azalma (veya soğurma) tesir kesiti, soğurma kenarının olduğu bu enerjide keskin olarak artar (Şekil 1.29 ve 1.30). Foton enerjisi bu miktarın altında ise K rezonans soğurması oluşmaz ve fotoelektrik ve Compton etkileşmelerinden dolayı soğurma tesir kesitleri artan foton enerjisi ile azalır. Tam $K_{\alpha 1}$ enerjisinde bile, rezonans soğurulması olanaksızdır. Çünkü, elektronu K kabuğundan Pauli prensibi ile dolu olan L kabuğuna kadar hareket ettirmek için yeterli foton enerjisi vardır; bu yüzden rezonans soğurulması sadece foton enerjisi elektron bağlanma enerjisine eşitse gerçekleşir. Foton enerjisi, soğurma kenarı enerjisine göre büyüdükçe azalma katsayısı azalır. Benzer etkileşmeler, kurşun için Şekil 1.30'da ayrıntılı olarak gösterildiği gibi L soğurma kenarları da üretir (bu kenarlar diğer maddelerde de oluşur, fakat gözlenmesi zordur). Kurşun için M soğurma kenarları da mevcuttur fakat bunların ayrıntılı gözlenmeleri özel teknikler gerektirir. Bunlar gözlenmesi zor olan çoğu maddelerde düşük enerjilerde oluşur. Soğurma kenar enerjileri, soğurucunun atom numarası ile tespit edildiğinden uygulanabilir değerlere sahiptir. Komşu atom numaralı elementlerden yapılan soğurucular, x-ışını demeti kalitesinde çok önemli olan, sadece dar bant enerjili fotonların geçişine izin veren “keskin” foton demetlerinin kullanılmasını mümkün kılar. Karakteristik x-ışınları, soğurma kenarı

ve üzerindeki enerjilere sahip fotonların soğurulmasını takiben elektron boşlukları dolarken yayınlanırlar. Bunların enerjileri, soğurma kenar enerjisinden küçüktür. Bunlar daha küçük atom numaralı maddede etkin olarak soğurulabilirler, tekrar karakteristik x-ışınları yayınlanabilir ve bunlar da tekrar soğurulabilir. Bu döngü, x-ışını yayınlama spektrumunun düşük enerjili kısmını çıkararak x-ışını tüpü ile “sert” ışın demetlerinin üretilmesinde kullanılır. Örneğin, 100 kV üzerinde çalışan bir x-ışını tüpünde 0.2-0.5 mm’lik bakır bir filtre, düşük enerjili olanların büyük kısmını etkin olarak engelleyecektir, fakat böyle yaparken, bakırdan 8 keV’lik K_{α} ışınları üretilir. Bunlar bir alüminyum ($Z=13$) filtresi ile soğurulabilir, ancak alüminyumdaki fotoelektrik soğurma bakalit filtrede ($Z=6$) soğurulabilen 1.5keV enerjili K_{α} fotonları üretecektir. Etkin olması için, filtre kombinasyonları, uygun düzende olmalıdır [14].

*Radyasyon ışınlama hızı ve soğurulan doz, akı ile orantılı olduğundan, azalma katsayısı ve soğurucu kalınlığı gelen demetin akısında (poz ve dozda da) nasıl bir azalma olacağını belirler.

* μ soğurucu ortama ve fotonların enerjisine bağlıdır; akı değişimi hesaplamaları için, μ tablolarına ihtiyaç duyulur.

* μ değerleri “ideal geometri” için verilir. İdeal geometri, saçılan fotonların alıcıya (dedektör veya bir kişi) ulaşmayacak kadar dar olan foton demetini tanımlar. Gerçek durumların çoğu bu ideal şartları sağlamaz ve bu “zayıf geometri” olarak adlandırılır.

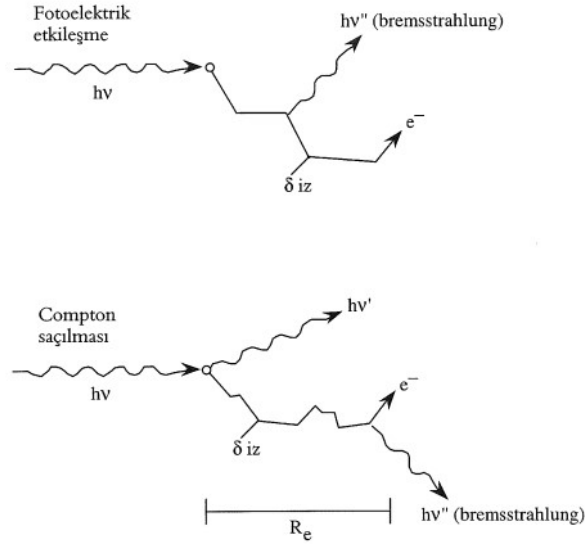
* μ_{en} değerleri sadece ortamda soğurulan enerjiye dayanır; bu yüzden Compton saçılmasına uğrayan fotonlar, bremstrahlung ve diğer ışımalı süreçlerden kaynaklanan enerji kayıpları göz önüne alınmaz, çünkü bunların ortamdan kaçmaları çok olasıdır.

*Soğurucu ortamda depo edilen enerjiyi bulmada μ_{en}/ρ (cm^2/g) ve radyasyon zırlama hesaplamaları için μ (cm^{-1}) foton azalma katsayılarının en kullanışlı biçimleridir [14].

1.3.4.9. Fotonların Soğurulması ve Enerji Transferi

Bir foton demetinden enerji aktarımı veya soğurma (Şekil 1.31) gösterildiği gibi iki aşamada meydana gelir. Birincisi elektronların üretildiği belli bir olasılıkla gerçekleşen foton etkileşmesi; ikincisi, üretilen elektronların yolları boyunca uyarma

ve iyonlaştırma ile ortama enerji aktarmasıdır. Birinci süreç kerma (ortama aktarılan kinetik enerji) ile, ikincisi soğurulan doz terimi ile tanımlanır. Kerma, ortama transfer edilen kinetik enerji E_{tr} 'ye ve soğurulan doz da soğurulan enerji $E_{soğ}$ 'ye karşılık gelir. Her iki nicelik, farklı foton enerjileri için havada, değişik dokularda ve kurşun için literatürde tablolar halinde gösterilmiştir [14].



Şekil 1. 31. Fotonların madde ile etkileşmesi [14]

Kerma, foton akışı ve etkileşme olasılığı (μ/ρ) ile doğrudan ilişkilidir. Kerma, foton akışı ϕ ile enerji aktarımından hesaplanır.

$$K = \phi \left(\frac{\mu}{\rho} \right) \bar{E}_{tr}(hv) \times 1.6022 \times 10^{-6} \text{ erg/MeV} \quad (1.37)$$

Burada ϕ akış (foton/cm²), (μ/ρ) ortamın kütle azalma katsayısı, $\bar{E}_{tr}(hv)$ elektronlara aktarılan ortalama foton enerjisidir (Şekil 1.31).

Şekil 1.31'de gösterildiği gibi, enerji fotoelektrik ve Compton etkileşmeleri ile elektrona aktarılır fakat enerjinin tümü ortamda depo edilmez. Çünkü, oluşan bremsstrahlung ve karakteristik x-ışınları yoluyla enerji ortamdan kaçabilir. Herhangi bir çift üretim etkileşmesi ortamda ($h\nu - 1.022 \text{ MeV}$) kadar kinetik enerji depo eder ve her iki yok olma fotonu ortamda soğuruluyorsa $h\nu$ enerjisinin tümü depo edilir. Elektron izlerinin uzunluğu ayırt edilebildiğinden, kerma ve soğurulan doz aynı yol uzunluğunda oluşmaz. Soğurulan doz birimi kilogram başına joule (veya geleneksel

birimlerde gram başına erg) dır. Kerma da aynı birimlere sahiptir. Kerma, tam olarak ortamın birim kütlesi başına aktarılan kinetik enerjidir. $h\nu$ enerjili fotonlar tarafından bir ortama aktarılan enerji miktarını gösteren enerji transfer katsayısı μ_{tr} , μ_{en} 'nin listelenen değerlerinden hesaplanabilir:

$$\mu_{tr} = \frac{\mu_{en}}{1-g} \quad (1.38)$$

Burada g ışıma işlemleri ile kaybedilen enerji kesridir, sayısal olarak $(E_{tr}-E_{soğ})/E_{tr}$ ye eşittir. Benzer biçimde, kütle enerji transfer katsayısı (μ_{tr}/ρ) , μ_{tr} 'yi soğurucu ortamın yoğunluğu ile bölerek hesaplanabilir. $E_{tr}-E_{soğ}$ değerleri 1 MeV'in altında özdeş ve 1.5MeV'e kadar yaklaşık aynı olduğundan, belirli bir ortam için μ_{tr} ve μ_{en} ya özdeş ya da yakındır. Ancak, μ_{tr} ve μ_{en} nükleer etkileşmeler veya hızlandırıcılarda üretilen yüksek enerjili fotonlar için farklıdır ve kerma veya soğurulan doz hesapları için uygun bir E_{tr} (μ_{tr} kullanılmışsa) belirlemek gereklidir. $(1-g)$ değerleri aşağıdaki gibi artan foton enerjisiyle yavaşça azalır:

Çizelge 1. 4. Enerji kesri ve enerji değerleri [14]

E(MeV)	1-g
0.662	0.9984
1.25	0.9968
1.5	0.996
2.0	0.995
3.0	0.991
5.0	0.984
10.0	0.964

$(1-g)$ 'nin tam değerleri, ^{137}Cs fotonları ($h\nu=0.622$ MeV) ve ^{60}Co fotonları ($h\nu=1.332$ MeV ve 1.72 MeV için) kullanılarak sırasıyla 0.9984 ve 0.9968 bulunur. ^{137}Cs ve ^{60}Co dozimetri için önemli gama kalibrasyon kaynaklarıdır [14].

1.4. Nükleer Etkileşimler

Nükleer etkileşimler, bombardıman edici bir parçacık ve bir hedef çekirdek gerektirirler(x-ışını üretiminde elektron çekirdek tarafından soğurulmaz). Nükleer

etkileşimlerde kullanılan mermi parçacıklar, alfa parçacıkları (α), protonlar (p), döteronlar (d), nötronlar (n) veya trityum (^3H) ve (^3He) gibi hafif çekirdekler olabilir. Bir merminin, bir hedef atomla etkileşmesi ilk olarak bileşik çekirdek meydana getirir, daha sonra bileşik çekirdek son ürünleri oluşturmak üzere parçalanır:

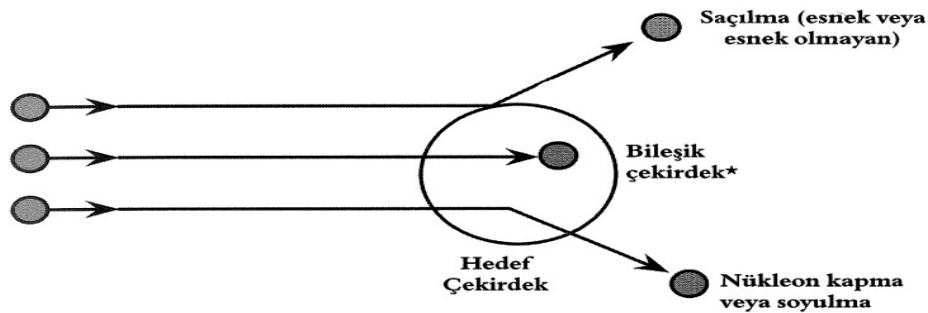


Burada X ;hedef çekirdeği, x ;mermi parçacığı, Y ;ürün çekirdeği ve y ise yayınlanan ürünü(bir parçacık, bir çekirdek veya bir foton olabilir) gösterir. Birçok reaksiyon aşağıdaki gibi kapalı formda da gösterilir [16].

1.4.1. Hedef (mermi, yayınlanan parçacık) Ürün

Reaksiyondan önce ve sonra toplam yük (toplam Z) ve toplam nükleon sayısı (toplam A) aynı kalır ve bu sırada enerji ve momentum da korunmalıdır. Şekil 1.32’de gösterildiği gibi etkileşimler üç şekilde meydana gelebilir:

(a) Saçılma; bu durumda mermi parçacık hedef çekirdekten sekerek enerjisinin bir kısmını ona aktarır; (b) kapma ve soyulma reaksiyonları; bu durumda yüksek enerjili bir mermi hedef atomdan ya nükleon kapar (pickup) ya da kendisi nükleon kaybeder (stripping); (c) mermi parçacığının sonradan değişime uğrayan yeni bir (veya uyarılmış) atom oluşturmak üzere hedef çekirdek tarafından soğurulması. Bu etkileşimlerin her biri, momentum ve enerji değişimi ile çekirdeğin geri tepmesine ve parçacığın yavaşlamasına (veya durmasına) yol açacaktır [16].



Şekil 1. 32. Bombardıman parçacığının hedef çekirdekten saçılmasındaki nükleer etkileşimler; fazla enerjili bileşik çekirdeğin oluşması, nükleon kapma(pickup) veya soyulma(strip) [16]

Saçılma reaksiyonları, esnek veya esnek olmayan saçılma yoluyla merminin enerjisinde bir azalmaya yol açar. Kalan çekirdek en küçük veya taban durumda bulunuyorsa saçılma esnek, uyarılmış durumda bulunuyorsa, esnek olmayan saçılma olarak adlandırılır. Kapma ve Soyulma reaksiyonları, genellikle merminin yüksek enerjiye sahip olduğu durumlarda meydana gelir ve bu tür reaksiyonlarda nükleon hedefteki diğer nükleonları rahatsız etmeden hedef çekirdeğin belirli bir “kabuğuna” girer veya terk eder. Rutherford’un azot için uyguladığı (α, p) reaksiyonu bir soyulma reaksiyonu olarak düşünülebilir. Soğurma reaksiyonları, mermi parçacığın hedef atom tarafından yeni bir bileşik çekirdek oluşturacak şekilde tamamen soğurulmasıyla meydana gelir. Bileşik çekirdek çok kısa bir zaman sürecinde uyarılmış durumda kalır ve parçalanır. Yeni çekirdek sadece yaklaşık 10^{-16} s varlığını sürdürür; böylece doğrudan gözlenemez, fakat bu süre yine de bir merminin çekirdeği geçmesi için gerekli 10^{-21} saniyelik süreden oldukça uzundur. Bu nedenle bileşik çekirdek, nasıl oluştuğunu “hatırlamaz” ve dolayısıyla sadece mevcut uyarılma enerjisine bağlı olarak herhangi bir yolla parçalanır. ^{64}Zn bileşik çekirdeğinin oluşması ve parçalanması buna bir örnektir:



İlk parçacıklar farklı olsalar bile, $^{64}\text{Zn}^*$ bileşik çekirdeğinden meydana gelen ürünlerin herhangi birisinin oluşmasının bağlı olasılıkları aslında aynıdır. Lityumun protonlarla bombardımanı, bileşik çekirdeğin parçalanarak farklı ürünler meydana getirebileceği bir başka örnektir [16].

1.4.2. Tesir Kesiti

Bombardıman edici (veya mermi) parçacığın yükü, kütlesi ve enerjisi durgun olduğu kabul edilen hedef bir atomla etkileşme olasılığını belirler. Hedefin kütle ve yükü de bu etkileşme olasılığını etkiler. Bileşik çekirdekten yayınlanan parçacık veya

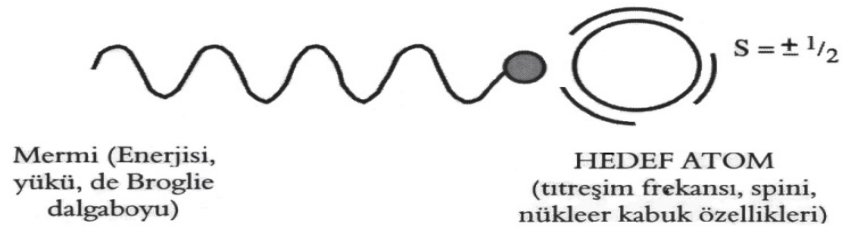
parçacıklar da reaksiyon olasılığına etki eden kütle, yük ve kinetik enerjiye sahiptir. Bu etkilerin tümü, etkileşmenin tesir kesiti olarak tanımlanır ve σ_i ile gösterilir. Buradaki i indisi etkileşmenin türüne karşılık gelir. Bombardıman edici parçacığın belirli bir reaksiyonu meydana getirmek üzere hedef çekirdekle etkileşeceğinin garantisi yoktur; böylece, σ sadece bu olayın meydana gelme olasılığının bir ölçüsünü verir. Tesir kesiti, hedef materyale ve gelen parçacığın özelliklerine bağlıdır ve bu foton bile olabilir. Bu özellikler, Şekil 1.32’de gösterildiği gibi merminin enerjisini, yükünü, kütlesini ve de Broglie dalga boyunu ve ayrıca hedef atomdaki nükleonların titreşim frekansını, spinini ve enerji durumlarını kapsamaktadır. Bunlar, nükleer teori ile doğrudan öngörülemez; böylece, verilen herhangi bir mermi ve hedef düzeneğine ait tesir kesitleri; genellikle, N tane atom içeren bir hedef ile merminin çarpışmadan önceki ve Şekil 1.33’de görüldüğü gibi, hedefi geçtikten sonra parçacık akısındaki azalma miktarı, hedefte meydana gelen etkileşme sayısının doğrudan bir ölçüsüdür ve bu büyüklük, hedef atomlarının σN ile gösterilen etkileşme olasılığı ve ϕ ile gösterilen akının bir fonksiyonudur:

$$\frac{-d}{dx} = \sigma N \phi \quad (1.43)$$

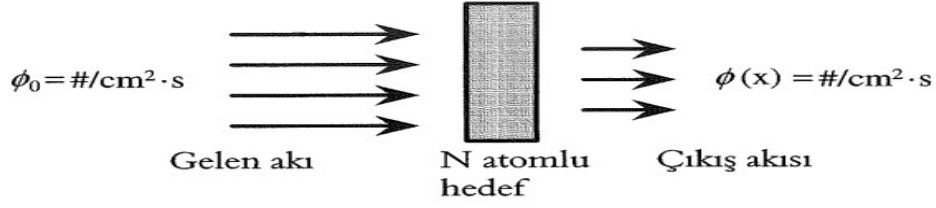
ifadesinin integrali alındığında

$$\phi(x) = \phi_0 e^{-\sigma N x} \quad (1.44)$$

elde edilir.



Şekil 1. 33. Hedef çekirdeklerle parçacıkların etkileşmesine ait parametreler [16]



Şekil 1. 34. Birim hacminde N tane atom içeren hedefe ($N \text{ atom/cm}^3$) gelen ϕ_0 akısının $x(\text{cm})$ kalınlığını geçtikten sonra azalarak $\phi(x)$ olması [16]

σ 'nın birimi, hedef atom başına alan (m^2 veya cm^2) olarak verilir. Tesir kesiti, alan boyutunda olmasına rağmen, gelen parçacığa çekirdek tarafından gösterilen fiziksel bir alan anlamında değildir; daha ziyade, reaksiyonun elverişli olup olmadığını belirleyen bütün nükleer özelliklerin toplamı şeklinde tanımlanabilir. Bu ölçüm ve hesaplamalar bir dizi element için ilk yapıldığında, hesaplanan σ değerlerinin gözlenen değerler kadar büyük olması şaşırtıcıdır. 1 barn (b), $1\text{b}=10^{-24} \text{ cm}^2$ veya 10^{-28} m^2 'dir ve bir nükleer yarıçapın karesi mertebesinde. Tesir kesitleri, bombardıman edici parçacığın enerjisi, hedef çekirdek ve etkileşmenin türüyle değişir [16].

Tesir kesitleri, büyük ölçüde gelen parçacığın enerjisine ve hedef malzemeye bağlıdır, bu durum kadminyum ve bor üzerine gelen nötronlar için Şekil 1.35'de gösterilmektedir. Bu grafikler, gelen nötron enerjisinin artmasına karşılık σ 'nın nötron hızı üzerindeki bağıllığı $1/v$ şeklindedir. Bu grafikler ayrıca tesir kesitlerinin çok yüksek olduğu rezonans enerjilerini de içermektedir. Tesir kesitleri büyük ölçüde Şekil 1.14'teki gibidir [16].

1.4.3. Fotonlarda Tesir Kesiti ve Doğrusal Soğurma Katsayısı Arasındaki İlişki

Radyasyon foton şeklindedir. Fotonların madde ile etkileşimine bakıldığında düşük enerjilerde elastik çarpışma olayları, biraz daha büyük enerjilerde elastik olmayan çarpışmalardan kaynaklanan olaylar, fotoelektrik olay, Compton olayı ve daha yüksek enerjilerde çift oluşum ve üçlü oluşum olayları baskındır. Bu olayların her birinin gerçekleşme etkileşim tesir kesiti (σ) ile ifade edilir [16].

$$\mu = \tau + \sigma + \kappa \quad (1.45)$$

$$\mu = n\sigma \quad (1.46)$$

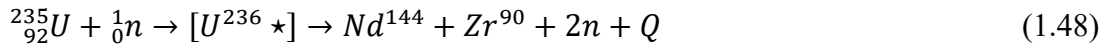
Burada n birim hacimde bulunan tanecik sayısıdır. Bir materyaldeki tanecik sayısı materyalin kütlesi biliniyorsa kolaylıkla hesaplanabilir.

$$n = \frac{m \cdot N_A}{A} \quad (1.47)$$

Burada m materyalin kütlesi, N_A avagadro sayısı, A materyalin atom ağırlığıdır.

1.5. Fisyon

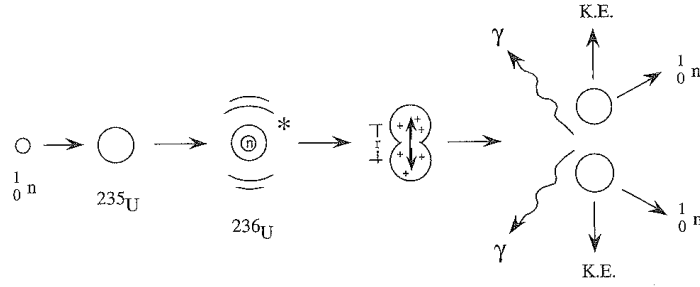
^{235}U veya ^{239}Pu gibi fisyon yapabilen çekirdekler bir nötron soğurup, fisyon yapan çekirdekten daha sıkı bağlı ve daha küçük iki parçaya bölünürse fisyon oluşur. Bu reaksiyonda iki fisyon ürününün yanı sıra iki veya üç nötron ve önemli miktarda enerji açığa çıkar. Bir fisyon reaksiyonu ekzoerjik olduğundan enerji kaynağıdır. Fazla nötron açığa çıktığı için bu reaksiyonlar aynı zamanda nötron kaynaklarıdır. Tipik bir fisyon reaksiyonu,



şeklinde. Bu reaksiyonun Q -değeri $+205.4\text{MeV}$ 'dir. Bir nötron soğuran uranyum çekirdeği birçok yolla bölünebildiğinden, farklı reaksiyonlar gerçekleşebilir [16].

1.6. Nükleer Fisyon ve Ürünleri

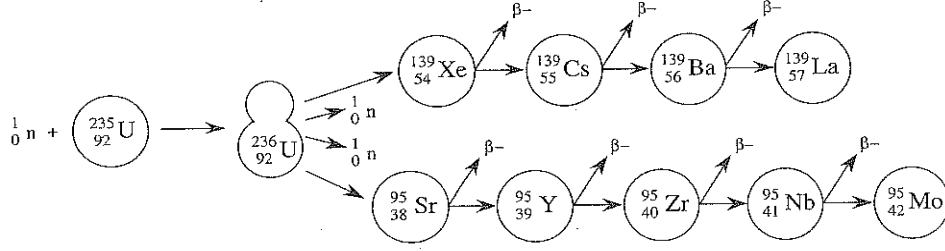
Radyasyondan korunma önlemlerinin çoğu fisyon ürünleri ile ilgilidir. Fisyonla uğrayan pek çok izotop vardır; fakat bunların en önemlileri ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu 'dur. Şekil 1.36'da gösterildiği gibi, bir çekirdek nötron soğurduğu zaman, fisyon meydana gelebilir [17].



Şekil 1. 35. Fisyon olayının şematik gösterimi [17]

Bohr ve Wheeler tarafından geliştirilen sıvı damlası modeli fisyonu açıklamak için kullanılabilir. Bir nötronun uranyum gibi ağır bir çekirdek tarafından soğurulması, çekirdeğin titreşimine neden olan uyarılma enerjisini sağlar ve bir sıvı damlasında gözlenene çok benzer şekilde çekirdeğin uzamasıyla sonuçlanır. Şekil 1.36'da gösterildiği gibi, uzama bir r uzaklığı ile ayrılmış boğumlu yorumlara neden olursa, her yarımdaki pozitif yükler tarafından uygulanan itici kuvvetler, çekirdeğin iki parçaya ayrılmasına yani fisyonla neden olur [17].

Kritik r uzaklığı için gerekli olan bariyer enerjisi E_b , ayrılmanın oluşabilmesi için gerekli enerjidir. Bir nötron soğuran ${}^{235}\text{U}$ ve ${}^{239}\text{Pu}$ için E_b , sırasıyla 5.2 ve 4.8 MeV'dir; ${}^{238}\text{U}$ için ise 5.7 MeV'dir. Bir termal nötron soğurulması ${}^{235}\text{U}$ 'in 6.55 MeV'lik, ${}^{239}\text{Pu}$ 'un 6.4MeV'lik, ${}^{238}\text{U}$ 'in ise yalnızca 4.8 MeV'lik uyarılma enerjisi kazanmasına sebep olur. ${}^{235}\text{U}$ ve ${}^{239}\text{Pu}$ termal nötronları soğurduğu zaman hemen fisyon yaparken, ${}^{238}\text{U}$ gelen nötronun kinetik enerjisi en az 1.3MeV ise fisyon yapabilir. ${}^{235}\text{U}$ bir termal nötron soğurduğu zaman, çekirdeğin kazandığı uyarılma enerjisi reaksiyonun Q değerine eşittir. ${}^{235}\text{U}$ 'in bir nötron soğurmasıyla uyarılmış ${}^{236}\text{U}$ çekirdeği meydana gelir; oluşan 6.55 MeV'lik enerji ${}^{236}\text{U}$ çekirdeğinin taban durum enerjisinden büyüktür. Çekirdek bu fazla enerjisini, ya bir gama yayınlarak veya fazla enerji bariyer enerjisinden (5.2MeV) büyük olduğu için fisyon yaparak salabilir. Bunlar birbirleriyle yarışan süreçlerdir, ancak fisyon daha olasıdır ve %85 oranında meydana gelir. Fisyon sonucunda, enerji, yüksek hızlı nötronlar, ani gama ışınları ve oldukça yüklü fisyon parçaları veya daha yaygın adlandırıldıkları şekliyle fisyon ürünleri ortaya çıkar. Bu bileşenlerin hepsi fisyon anında ortaya çıkarlar [17].



Şekil 1. 36. ^{235}U 'in fisyonu ve beta bozunumu ile 95 ve 139 kütle numaralı kararlı fisyon ürünlerine ulaşmaya kadar gerçekleşen bir dizi radyoaktif dönüşüm [17]

Uranyum, plütonyum ve diğer ağır çekirdekler nötron zengindirler. Bu fazla nötronlar çekirdekteki protonlar arasındaki itici kuvvetlere karşı bir denge oluştururlar. Nötronların protonlara göre bu fazlalığı fisyon ürünlerinin özelliklerini belirler. Dolayısıyla, oluşan her bir fisyon ürünü nötron zengini olacak ve kararlılık çizgisinden uzaklaşacaktır. Sonuç olarak, kararsız olan fisyon ürünleri beta parçacıkları yayınlamaya, daha düşük nötron sayılı kararlı çekirdekler haline gelecektir. Bu dönüşüm esnasında gama ışınları da yayınlanır. Kararlı son ürünleri oluşturan radyoaktif dönüşüm serilerinin iki tipik kütle zinciri Şekil 1.37'de gösterilmiştir. İlk fisyon ürünleri ile dönüşüm serileri sonucu oluşan son kararlı ürünlerin kütle numaraları aynıdır [17].

1.7. Fisyon Enerjisi

^{235}U 'in fisyonu ile ortaya çıkan iki ürünü, iki nötronu ve enerjiyi gösteren reaksiyon,

$$^{235}_{92}\text{U} + {}^1_0\text{n} \rightarrow [^{236}_{92}\text{U}^*] \rightarrow X + Y + 2{}^1_0\text{n} + \gamma + Q \quad (1.49)$$

'dir. Burada X ve Y fisyon ürünleridir. ^{235}U çekirdeği birçok şekilde bölünebilir, bu yüzden verilen herhangi bir fisyon reaksiyonunda fisyon ürünlerinin ne olacağını söylemek imkansızdır. Kararlı son ürünleri ^{95}Mo ve ^{139}La olan tipik bir fisyon reaksiyonu Şekil 1.37'de gösterilmiştir. Bu reaksiyon şu şekilde de yazılabilir.

$$^{235}_{92}\text{U} + {}^1_0\text{n} \rightarrow [^{236}_{92}\text{U}^*] \rightarrow {}^{95}_{42}\text{Mo} + {}^{139}_{57}\text{La} + 2{}^1_0\text{n} + 7\beta^- + Q \quad (1.50)$$

Reaksiyonda ortaya çıkan enerji basitce Q-değeridir. Kütle farkı 0.21526 u'dur ve şu şekilde hesaplanır:

<u>Fisyon öncesi kütleler</u>		<u>Fisyon sonrası kütleler</u>	
²³⁵ U	235.043923 u	⁹⁵ Mo	94.905841 u
1 n	<u>1.008665 u</u>	¹³⁹ La	138.906348 u
Toplam	236.052588 u	2 n	2.017330 u
		7β⁻	<u>0.003840 u</u>
		Toplam	235.837331 u

Fisyon başına açığa çıkan enerji,

$$E = 0.21526 u \times 931.5 \frac{MeV}{u} = 200.5 MeV \quad (1.51)$$

'dir. Bu hesap ²³⁵U'in fisyonu için yapılmasına rağmen, tipik olarak kabul edilebilir. Her bir fisyon, çok az farklı Q değerleri ile kendi ürünlerini oluşturur ve fisyonla uğrayan her bir ²³⁵U çekirdeği için ortalama 200 MeV'lik bir enerji açığa çıkar. Bu enerjinin büyük bir kısmı (%85 veya daha büyük), fisyon ürünlerinin kinetik enerjisi olarak ortaya çıkar. Yüklü fisyon parçaları yakıt matrisinde soğurulurken enerji ısıya dönüşür (fisyon ürünü çekirdekler yörüngesel elektronlarını kaybedecek kadar yüksek enerjiyle yayınlanırlar; bunlar yaklaşık 20-22 birimlik pozitif yüke sahiptirler ve yakıt içerisinde önemli derecede ısı oluşturabilecek birkaç mikrometrede soğurulurlar). Kalan enerjinin bir kısmı gama ışınları ve fisyon nötronları ile açığa çıkar; diğer kalanı ise beta parçacıkları, nötrino ve gama ışını yayınlayan fisyon ürünlerinin radyoaktif dönüşümleri ile kademeli olarak salınır. Bu süreçlerin her birinin enerji değerleri Çizelge 1.5 'de gösterilmiştir [17].

Çizelge 1. 5. ^{235}U fisyonu ile yayınlanan ve yararlanılabilen enerjiler [14]

Form	Yayınlanan Enerji (MeV)	Yararlanılabilen Enerji (MeV)
Fisyon ürünleri	168	168
Fisyon nötronları	5	5
Fisyon ürünlerinin bozunumu		
Beta ışınları	8	8
Gama ışınları	7	7
Nötrinolar	12	-
Ani gama ışınları	7	7
Nötron yakalama gama ışınları	-	3-12 ^[a]
Toplam	207	198-207

a fisyon ile ilişkili değildir.

Ani gama ışınları, aşırı uyarılmış bileşik çekirdekteki fazla enerjinin bir kısmını dışarı atmak için fisyon anında bölünen çekirdekten yayınlanırlar. Bunlar farklı enerjilere sahiptir ve ortalama enerji 7 MeV civarındadır. Radyoaktif fisyon ürünleri tarafından az bir enerji farkıyla yayınlanan gecikmeli gama ışınlarından ayırt edilebilmeleri için, genellikle ani gama ışınları olarak adlandırılırlar. Nötron yakalama gama ışınları ^{235}U ve ^{238}U 'in nötron soğurmasıyla fisyon oluşmadığında (^{235}U 'de %15 oranında yayınlanırlar. Bunlar, fisyon oluşmamasına rağmen ^{235}U 'in (n,γ) reaksiyonu ile ^{236}U 'ya dönüşümü sırasında oluşurlar ve fisyon reaktörlerinde yayınlanan ve yararlanılabilen enerjiye katkıda bulunurlar. Tablo 1.3.3.7'de, fisyon yayınlanan enerjinin hepsinin ısıya dönüşmediğini göstermektedir. Özellikle nükleer reaktörlerde, fisyon ürünlerinin enerjileri, beta parçacıkları ve gama ışınları, ani ve gecikmiş nötronlar, nötron yakalama gama ışınları ve ani gama ışınları genellikle soğurulurlar ve bunlardan enerji olarak yararlanılır. Radyoaktif fisyon ürünlerinin beta dönüşümlerinde yayınlanan nötrinolar, fisyon başına 12 MeV civarında enerji oluştururlar; ancak, bunlar ortamda kalmazlar ve bunların enerjilerinden yararlanılamaz. 1 gram ^{235}U 'in tamamının fisyonla uğraması sonucu 1MW civarında termal enerji açığa çıktığı gösterilebilir. Nükleer fisyonun çeşitli uygulamalarında

radasyondan korunma ilkelerini de aynı fizik yasaları belirler. Söz konusu uygulamalar, nükleer santrallerde yapılan araştırmalardan, enerji elde etmek için kontrollü zincir reaksiyon uygulamalarına , nükleer silah yapımına ve radyoaktif izotopların üretilmesine kadar uzanır [17].

Radyoaktif fisyon ürünleri ve aktivasyon ürünleri bu reaksiyonların yan ürünleridir. Fisyon enerjisi fisyonla uğrama hızıyla belirlenir ve watt cinsinden reaktör termal gücü, reaktör yakıtındaki fisyon ürünlerini hesaplamak için önemli bir parametredir. 1W, 1 J/s'dir ve her bir fisyon 200 MeV civarında enerji açığa çıkardığından, 1W'lık reaktör gücü fisyon hızına karşılık gelir,

$$\text{Fisyon hızı} = \frac{1 \text{ J/sW}}{(1.6022 \times 10^{-13} \text{ J/MeV})(200 \text{ MeV/fisyon})} \quad (1.52)$$

$$= 3.12 \times 10^{16} \text{ fisyon/s}$$

ve 1MW termal enerji için;

$= 3.12 \times 10^{16}$ fisyon/s 'dir. Oluşan fisyon sayısı ile doğrudan ilişkili olan en çok kullanılan enerji üretim birimi megawatt gündür (MWgün);

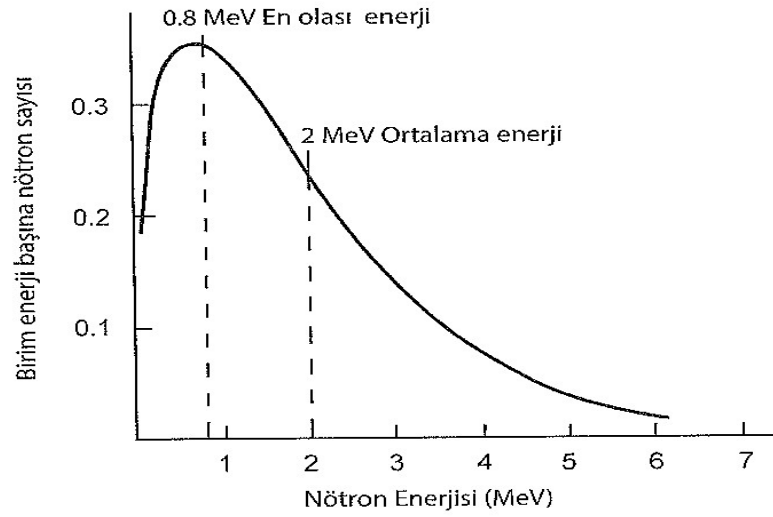
$$= 3.12 \times 10^{16} \text{ fisyon/s} \times 86400 \text{ s/gün} = 2.696 \times 10^{21} \text{ fisyon [17].}$$

1.8. Nükleer Fisyon Fiziği

Uranyumun (veya diğer fisyon yapabilen malzemelerin) fisyonundan büyük miktarda enerji salınması, fisyonun başlamasından sonra, reaksiyonun sürdürülebilirliğine bağlıdır. Bu, fisyon oluştuğunda salınan nötronların dikkatli yönetilmesini gerektirir. ^{235}U 'in fisyonunda fisyon başına ortalama 2.44 nötron açığa çıkar. Şartlar uygunsa bu nötronlar fisyon zincirinin devamını sağlar. Başarılı ve sürdürülebilir kontrollü bir zincir reaksiyonu, Şekil 1.38, 1.39, 1.40, Çizelge 1.3.3.8'de gösterilen verilerle temsil edilebilir [17].

Çizelge 1.6. ^{235}U ve ^{238}U 'in nötron tesir kesitleri [17]

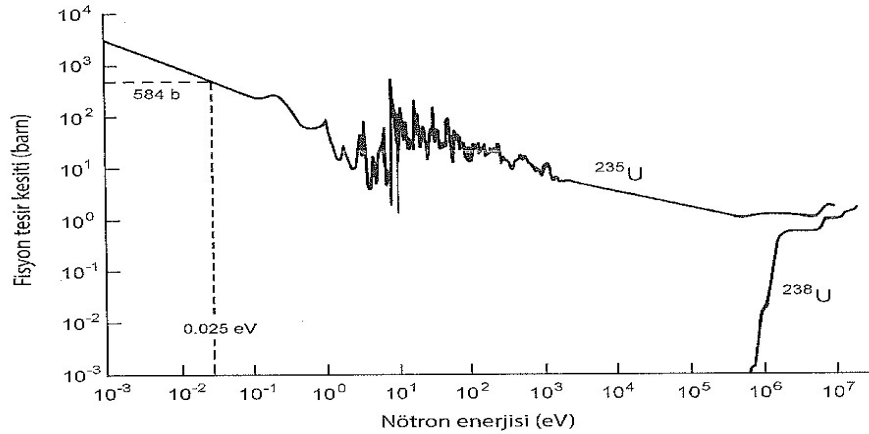
Tesir kesitleri	$^{235}\text{U}(\text{b})$	$^{238}\text{U}(\text{b})$
$\sigma_f(\text{termal})$	584	0
$\sigma_f(\text{hızlı})$	~ 1.1	~ 0.55
$\sigma_s(\text{termal})$	107	0.05
$\sigma_s(\text{elastik})$	9.0	4.55
$\sigma_s(\text{inelastik})$		2.10



Şekil 1. 37. Uranyum fisyonunda yayınlanan nötron enerjilerinin spektrumu [17]

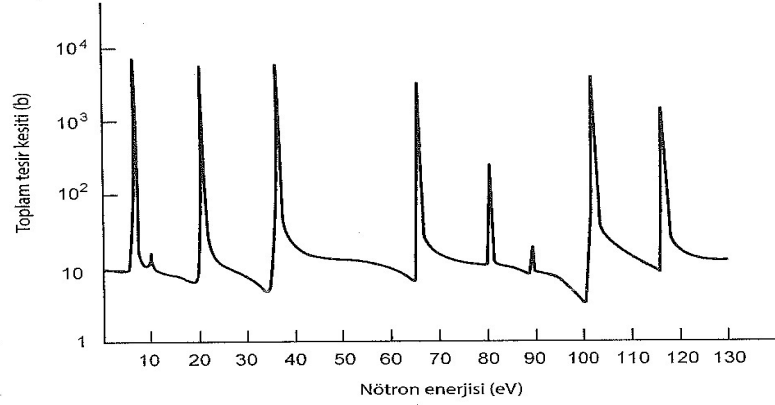
Şekil 1.38'de gösterildiği gibi, fisyon'da üretilen nötron enerjilerinin çoğu 1-2 MeV'den yaklaşık 5 MeV'e kadar değişir. Böylece, diğer ^{235}U atomlarının fisyonu için kullanılabilir nötronların çoğu hızlı nötronlardır ve oldukça düşük fisyon tesir kesitine sahiptirler (~ 1 b). Şekil 1.39'da gösterildiği gibi, modern fisyon reaktörleri ^{235}U 'in (584b) fisyonu için gerekli olan termal nötronları elde edebilmek için hızlı nötronları yavaşlatma özelliklerine sahiptir. Şekil 1.39'de görüldüğü gibi, doğal uranyumun %99.3'ünü içeren ^{238}U izotopu sadece 1.4 MeV üzerindeki nötronlarla fisyon yapabilir ve etkin eşik değeri 0.55b'dir. Tablo 1.3.3.8.'de gösterildiği gibi, ^{238}U 'e çarpan hızlı bir nötron, çok yüksek orandaki elastik ve inelastik saçılma tesir kesitleri nedeniyle soğurulmadan ziyade, saçılmaya uğrar(fisyon için 0.55b'ye

karşılık 4.55b ve 2.1b). Böylece ^{238}U fisyonunu başlatmak için yeteri enerjili(>1.4MeV) hızlı bir nötron, fisyon üretmek için soğurulmadan ziyade saçılmaya uğrar ve sadece böyle bir etkileşme nötron enerjisini fisyon eşiğinin altına düşürecektir. Aynı zamanda bir nötron 1.4 MeV'lik fisyon eşik değerinin altına yavaşlatıldığı zaman, muhtemelen bir orta enerjide soğurulacaktır; çünkü ^{238}U 'in rezonans soğurma tesir kesiti yüksektir, fakat bolluğu düşük (%0.72) tesir kesiti büyük (584 b) uranyum-235'de fisyonu başlatamadan ortamdan çıkar. Bu faktörler nedeniyle büyük bir doğal uranyum bloğu kullanılsa bile bir nükleer zincir reaksiyonu meydana gelmez. Nötronlar ^{238}U 'de soğurulmadan termal enerjilere yavaşlatılabilirse, doğal uranyumda zincirleme reaksiyonu devam ettirebilecek kadar $^{235}\text{U}(\sigma_f = 584 \text{ b})$ atomu vardır. Doğal uranyumda sürdürülebilir bir nükleer zincir reaksiyon olması için, nötronları uranyum bloğu dışına almak gereklidir, böylece nötronlar ^{238}U 'deki rezonans yakalaması nedeniyle kaybedilmeden iyi bir moderatör içinde yavaşlatılabilirler [17].



Şekil 1.38. ^{235}U için termal fisyon etkisini ve ^{238}U için hızlı fisyon etkisini nötron fisyon tesir kesitleri [17]

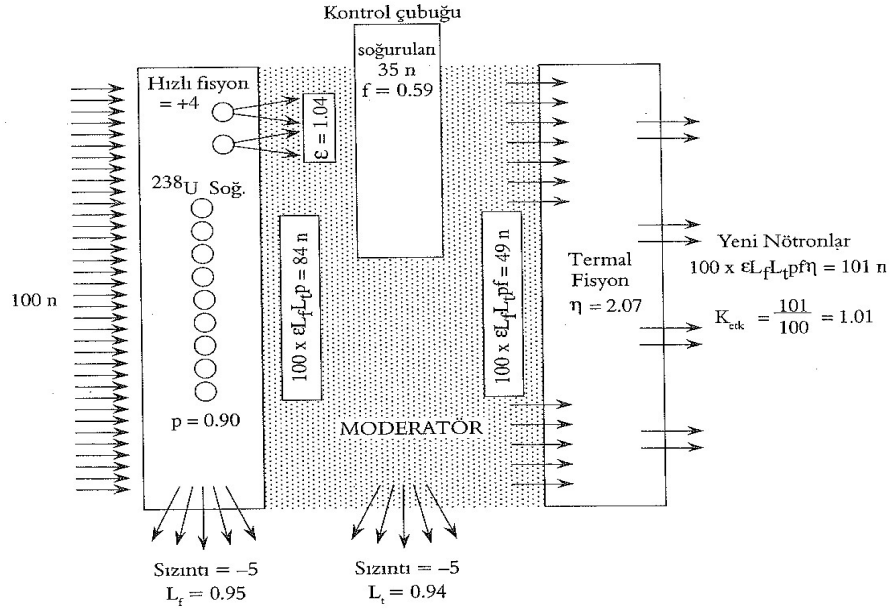
Herhangi bir enerjideki nötronlar ^{235}U 'de fisyon oluşturabilirler ve rezonans enerjilerinde σ_f , σ_a 'dan daha büyük olduğu için rezonans bir sorun olmaz. Bu durum σ_f 'yi artırır(bu ^{238}U 'in bir nötron soğurması ile oluşan, ^{239}Pu 'un fisyonu için de doğrudur). Nötronlar termal enerjilere kadar yavaşlatılırlarsa, ^{235}U 'in yüksek fisyon tesir kesiti, ^{235}U miktarı çok küçük olsa bile doğal uranyum kullanımını mümkün kılar. Fisyon sonucu ortaya çıkan nötronların yavaşlatılmaları doğal uranyum yakıtının çevresinde küçük Z'li yavaşlatıcıları kullanmakla mümkün olur [17].



Şekil 1. 39. ^{238}U 'in nötron yakalama rezonansları [17]

Bir nükleer reaktör fiziksel olarak, fisyon yapabilen malzeme ile nötronların etkileşme özellikleri göz önüne alınarak tasarlanır. Şekil 1.41, bir yavaşlatıcı malzemenin içerisine serpiştirilmiş uranyum çubuklarında 100 nötron için, başlıca saçılma ve soğurulma etkilerini gösterir. Şekil 1.41, bir yakıt elemanı içinde (soldaki) oluşan hızlı 100 nötron'un etkileşmesini gösterir. Bu şekil sonraki yakıt elemanına girmeden önce (sağdaki) yavaşlatılan nötronların sayısını belirlemede soğurmanın, sızıntının ve kontrol çubuklarının ortalama etkisini de gösterir. Bu nötronlar sonraki yakıt elemanı içerisine girdiklerinde zincir reaksiyonun devam edebilmesi için gerekli 101 nötronu oluştururlar. Birinci gereksinim, zincir reaksiyonun sürdürülebilmesi için fisyon yapan malzemenin kritik kütle miktarının belirlenmesidir. Bu, fisyonun başladıktan sonra devam edebileceği en küçük kütle miktarıdır yani; fisyonu oluşturmak ve devam ettirmek için en az bir nötron soğurabilmelidir. Kritik kütle, fisyon oluşturma biçiminin bir fonksiyonudur ve fisyon üretmeksizin yakalama olasılığına ve sızıntı kesrine bağlıdır. Bir yakıt elemanında ortaya çıkan 100 nötron hızlı nötrondur ve iki veya daha fazlası hızlı fisyon etkisi (ϵ) ile ^{238}U 'e fisyon yaptırarak nötron sayısını yaklaşık 104'e çıkarır; ancak yaklaşık 5 tanesi hızlı sızıntı etkisi ($L_f=0.95$) ile tanımlanan sızıntı nedeniyle kaybolur. Uranyum yakıtı içinde kalan bir hızlı nötronun, ^{238}U ile fisyon yapmak yerine saçılmaya uğraması daha olasıdır, çünkü fisyon tesir kesiti düşüktür. Saçılma reaksiyonu, hızlı nötronun enerjisini, rezonans yakalamasının daha olası olduğu fisyon eşik değeri altına düşürecektir. Elastik saçılmanın (4.55 b) hızlı nötronlar üzerinde çok az etkisi vardır; ancak, inelastik saçılma ($\sigma=2.1$ b) nötron enerjisini, bir çarpışmada 1.4 MeV'lik eşik değerinin altına düşürür. Bir nötronun ^{238}U atomları tarafından yakalanmadan termal enerjiye ulaşma olasılığı, rezonans kaçış olasılığı, ρ ,

olarak tanımlanır. ρ 'nin tipik bir değeri 0.9'dur. Nötron sayısı hızlı fisyon etkisi ϵ ile ani olarak 104'e çıkarılmasına rağmen, hızlı sızıntı etkisi ve rezonans kaçış olasılığı ρ , moderatöre giren nötronların sayısını yaklaşık 89'a düşürür [17].



Şekil 1. 40. Kontrol çubuklarının fonksiyonunu gösteren şekil [17]

Moderatöre giren 89 nötron termal enerjilere kadar yavaşlatılır; bu süreçte, termal sızıntı etkisi (L_t) nedeniyle 5 ya da daha fazlası kaybolur ve nötronların sayısı yaklaşık 84'e düşer. 100'den fazla nötron mevcut ise zincir reaksiyon devam edecektir; böylece, ^{235}U fisyonuna sebep olmak için yaklaşık 49 nötrona ihtiyaç duyulur. Kontrol çubukları mevcut nötronların sayısını, yaklaşık 35'ini soğurarak 49 nötrona düşürmek için kullanılır. Kalan 49 nötronun yaklaşık %85'i fisyon başına ortalama 2.44 nötron verir. Bu durumda termal faydalanma katsayısı h , $2.07(2.44 \times 0.85 = 2.07)$ 'dir. Böylece, kalan 49 nötron komşu yakıt çubuğundaki ^{235}U atomlarını fisyonla uğratarak 101 yeni nötron üretir. Bu sayı, altı-faktör ile başlangıçtaki 100 nötronun çarpılmasıyla elde edilir [17].

$$\epsilon L_f L_t \rho f \eta (100 \text{ nötron}) = 101 \text{ nötron} \quad (1.53)$$

$\epsilon L_f L_t \rho f \eta$ çarpımı yaygın olarak "altı-faktör formülü" olarak adlandırılır. Sistem büyükse ve hem hızlı hem de termal nötronların sızıntısı çok az ise, L_f ve L_t

çarpanları esas olarak 1.0'dir ve nötronların sayısı “dört-faktör formülü” diye adlandırılan $\epsilon\rho f\eta$ ile verilir.

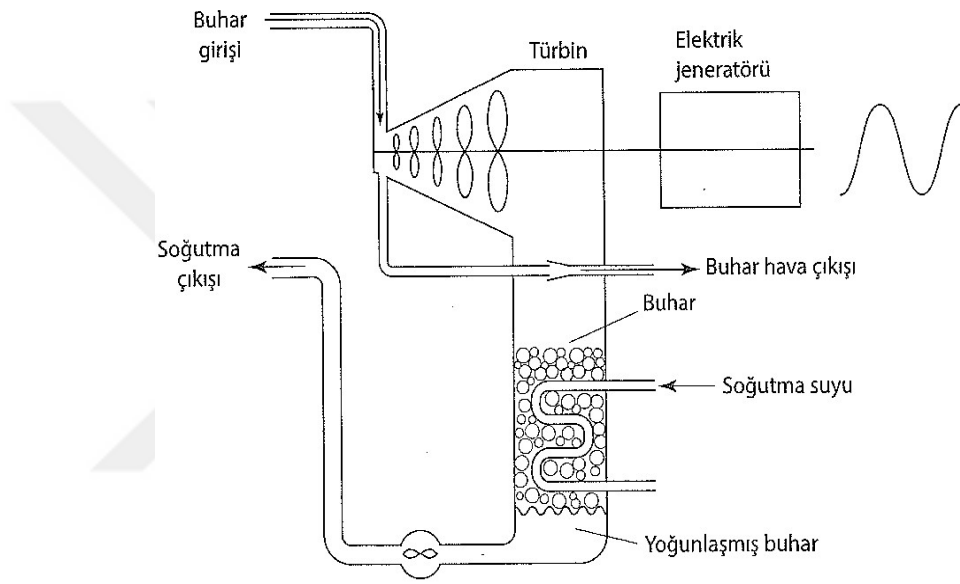
$$\epsilon\rho f\eta \times 100 \text{ nötron} = 101 \text{ nötron} \quad (1.54)$$

Nötronları soğurmayan bir moderatör kullanılsa bile, bu çarpanlar, doğal uranyumda zincirleme reaksiyonu sürdürmek için göz önüne alınabilir; hafif su hem moderatör hem de soğutucu olarak kullanılırsa, soğurma kayıplarının üstesinden gelmek için, ^{235}U atomlarının sayısının artırılması gerekir [17].

1.9. Nükleer Güç Reaktörleri

Elektrik enerjisi, bir iletkenin, kararlı bir mıknatısın kutupları arasında oluşan manyetik alan içinde döndürülmesiyle üretilir. Manyetik alan iletken tel içindeki elektronları hareket ettirerek bir potansiyel fark veya voltaj üretir, yani bir elektromotor kuvvet oluşmasına neden olur. Manyetik alan içinde, iletkeni (çok sayıda) döndürmek için bir kuvvet gereklidir. Bu kuvvet, genellikle buhar olan yüksek basınçlı bir gazla sağlanır. Bu yüksek basınçlı gaz iletkenleri döndüren eksene bağlı türbine yönlendirilir. Gerçekte, buhar gücüyle üretilen mekanik enerji elektrik enerjisine dönüşür. Böyle birbirine bağlı sistemler bir turbojeneratör meydana getirirler. Bu, iletkenleri döndürmek için kullanılan enerji kaynağına bakılmaksızın, tüm elektrik üreten santrallerin özüdür. Şekil 1.42'de, aşırı ısıtılmış yüksek basınçlı buhar tarafından çalıştırılan tipik bir turbojeneratör gösterilmiştir. Bir türbin, yüksek ve alçak basınç evrelerine sahip olabilir ve türbini döndürmede tüketilen enerji, türbindeki basınç düşüşüyle doğru orantılıdır. Bu etkiyi artırmak için türbinin düşük basınçlı tarafında bir vakum meydana getirilir; böylece, mümkün olan en büyük basınç düşüşü ortaya çıkarılır. Türbinin düşük basınçlı tarafındaki vakum, radyoaktif olanlar dahil her gazı içeren bir buhar püskürtmeli hava boşaltıcı ile devam ettirilir ve gaz buhar sisteminden dışarı atılır. Enerji transferi, sıcaklık düşüşünün de bir fonksiyonudur; bir yoğunlaştırıcı, buharın sıcaklığını düşürmeyi sağlar. Yoğunlaştırıcı içindeki soğutucu döngü, kullanılmış buhardan arta kalan ısı enerjisini ortadan kaldırır, böylece buhar yoğunlaştırılarak suya dönüştürülür ve ısı kaynağına geri pompalanır. Şekil 1.42'de gösterilen turbojeneratör/hava

boşaltıcı/yoğunlaştırıcı sistem, ısı enerjisinin fosil yakıtlardan veya nükleer yakıtlardan sağlanıp sağlanmadığına bakılmaksızın, modern santrallerin tipik bir örneğidir. Farklı tasarımlarda nükleer reaktörler olabilir ve turbojeneratör sistemlere ısı enerjisini üretmek için kullanılır. Hafif su-soğutmalı basınçlı-su reaktörleri (PWR), kaynar sulu reaktörler (BWR); ağır su reaktörleri (HWR); sıvı-metal hızlı üretim reaktörleri (LMFBR) ve yüksek sıcaklık gaz soğutmalı reaktörler (HTGR) başlıca reaktör tasarımlarıdır. Çizelge 1.6'da listelendiği gibi her tasarım belirli özelliklere sahiptir [17].



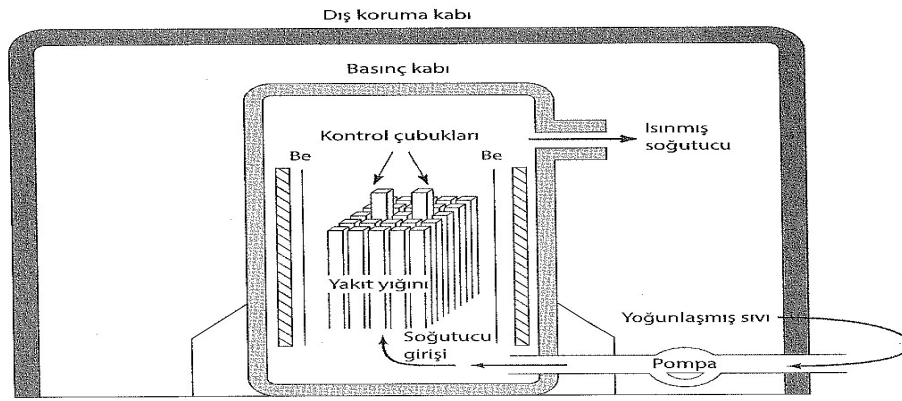
Şekil 1. 41. Bir turbo jeneratör şeması [17]

Çizelge 1. 6. Farklı reaktör tipleri için genel parametreler [17]

	BWR	PWR	CANDU	HTGR	LMFBR
Yakıt	%3-4 UO ₂	%3-4 UO ₂	Doğal U	HEU ^[a]	HEU ^[a]
Moderatör	H ₂ O	H ₂ O	D ₂ O	Grafit	Yok
Soğutucu	H ₂ O	H ₂ O	D ₂ O	PeCO ₂	Na
İç sıcaklık	260	290	266	405	-300
Dış sıcaklık	290	325	310	775	500
Basınç	1100	2200	1500	100-400	-atm
Verim	33	32-33	29	-40	-40

1.10. Reaktör Tasarımı: Temel Sistemler

Şekil 1.51’de gösterildiği gibi nükleer reaktörler, birkaç temel bileşen içerir. Yakıt, kontrol çubukları, moderatör ve soğutucu’yu içeren reaktör korunda(kalbinde), fisyon enerjisi ısı enerjisi olarak salınır. Bu dinamik sistem, malzeme ve kişilerin korunmasını sağlayan, yakıttaki bölünmeyi artıran, bu oranı kontrol eden ve ısı enerjisini açığa çıkaran çeşitli bileşenleri ve alt sistemleri içinde bulunduran bir koruma kabından oluşur [17].



Şekil 1. 42. Bir nükleer reaktörün ana bileşenlerinin şematik gösterimi [17]

Soğutucu, fisyon sonucu oluşan sıcaklığı azaltmak ve yakıtı erime noktasının altında tutmak için gereklidir. Soğutucuya gönderilen ısı, ya doğrudan ya da bir ısı düzenleyicisi ile buhar üretiminde kullanılır. Soğutucu genel olarak sudur ama gaz, sıvı metal ya da nadiren başka bir iyi ısı transfer malzemesi de olabilir. Yakıt, hafif su reaktörleri için kararlılığı ve ısı iletkenlik özellikleri iyi olan seramik topaklar halinde üretilen UO_2 'dir. Yakıt çubukları bu topakların zirkonyum alaşımlı borulara yerleştirilmesi ile oluşturulur. Tipik bir 1000MWe'lik santralde bu çubuklardan yaklaşık 5000 tane bulunur. Çubuklar ısı transferini sağlamak ve nötronun akışı üzerindeki etkiyi azaltmak için ince yapılıdır. Çok sayıdaki çubuk ve her birinin ince duvarı, ne kadar güvenilir olsa da bazı kusurları olması sebebi ile kaçan fisyon ürünleri, dolaşan soğutucuya karışabilir [17].

Moderatörler, genellikle ağır su, hafif su ya da grafitlerdir ve nötronları termal enerjiye yavaşlatmada kullanılır. Su moderatörü, üretilen ısıyı çıkarmak ve yakıtı soğutmak için de kullanılabilir. Eğer hafif su kullanılırsa, yakıt, nötron

soğurulmasının üstesinden gelmek için su içerisindeki hidrojen tarafından %3-4 oranında zenginleştirilir. Tipik moderatörlerin özellikleri Çizelge 1.7’de gösterilmiştir. Berilyum ($Z=4$) gibi hafif metalden yapılmış çekirdek yakınındaki bir reflektör, fisyonu neden olabilecek nötronların çekirdeğe geri yansıtılmasını sağlar. Reflektör içerisindeki nispeten hafif atomlar, nötronları yavaşlatmaya da yardımcı olur. Basit su, iyi bir reflektör özelliği taşır ve bu özellik hafif su-soğutmalı reaktörlerde nötron miktarı için dikkate alınır [17].

Çizelge 1. 7. Moderatörlerin yavaşlatma özellikleri [17]

Moderatör	Yavaşlatma gücü(cm^{-1})	Moderatörlük oranı ^[a]
H ₂ O	1.28	58
D ₂ O	0.18	21,000
He(NŞA)	10-5	45
Berilyum	0.16	130
Grafit	0.065	200

a Moderatörlük oranı, nötronları termal enerjilere yavaşlatmak için gerekli çarpışmaların minimum sayısının ve soğurulma nedeniyle kaybolmalarının bir bileşimidir.

Kontrol çubukları, nötron sayısının dengelenmesi için kullanılan hareketli kadmiyum veya bor parçalarıdır. Bu çubuklar, geri çekildiğinde çoğaltma katsayısı ve dolayısıyla güç seviyesini arttırır; eklendiğinde ise azalır. Tüm fisyon reaksiyonu basınç kabında gerçekleşir ve bu kap basınç ve ısı gerilimlerine karşı yeterince güçlü ve dayanıklı olmalıdır. Termal zırh, radyasyonun soğutulmasını sağlar ve kabın kırılabilirliğini azaltır. Biyolojik zırh, radyasyon seviyesini azaltmak için basınç kabının dışına yerleştirilir. Dış koruma kabı, çevreye özellikle radyoaktif ürünlerin kaçmasını önlemek için tüm reaktör sistemini içine alır. Bu, buhar sistemi etrafındaki birincil korumayı ve reaktör yapısı ile ilgili ikincil korumayı içerir [17].

2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR

Bircan ve ark.(2017) NIST standartlarına uygun olarak literatürden alınan kurşun, alüminyum hava ve suyun kütle soğurma katsayı değerleri kullanılarak X-Işını ve Gama radyasyon soğurma kalınlıkları hesaplanmıştır. [0,001-20] MeV enerji aralığında yarı değer soğurma kalınlıklarının direk hesaplanabileceği bir denklem önerilmiştir. Denklemin sabitleri radyasyonu soğuran madde için özeldir. Yarı değer kalınlık değerlerinin enerjiyle değişimi gösterilmiştir. Yarı değer kalınlık değerleri kullanılarak onda bir kalınlık değerleri ve tekrarlama kalınlık değerleri hesaplanabilir. Bu çalışmada önerilen eşitlik radyasyon zırhlama kalınlıklarını pratik bir şekilde hesaplayabilir [15].

Büyük ve ark.(2013) Yaptıkları çalışmada titanyum diborür (TiB₂) katkılı bor karbür (B₄C)-silisyum karbür (SiC) kompozit malzemelerin Co-60 gama radyoizotop kaynağı karşısındaki radyasyon zayıflatma davranışlarını incelemişlerdir. Deneylerde TiB₂ katkısı olmayan B₄C-SiC kompozit malzeme ile hacimce %2 ve %4 TiB₂ katkılı B₄C-SiC kompozit malzemeler kullanılmıştır. Bütün malzemelerde hacimce B₄C/SiC oranı 6/4'tür. İki farklı enerji pikine sahip olan (1.17 ve 1.33 MeV) Co-60 gama radyoizotop kaynağına ilişkin malzemelerin zayıflatma eğrileri çizilmiş ve lineer zayıflatma katsayıları hesaplanmıştır. Buradan hareketle malzemelerin kütle zayıflatma katsayıları ve yarı-değer kalınlıkları (YDK) elde edilmiştir. Deneylerden elde edilen kütle zayıflatma katsayıları, XCOM bilgisayar programı kullanılarak hesaplanan teorik kütle zayıflatma katsayıları ile karşılaştırılmıştır. Sonuç olarak tungstenborürün etkin bir radyasyon zırh malzemesi olarak uygunluğu gösterilmiştir [18].

Kaçar (2006), yaptığı tez çalışmasında, radyasyon zırhlama problemlerinin çözümüne katkı sağlamak amacıyla bilgisayar ortamında zırh kalınlığı hesabı yapmıştır. Bu çalışmada radyasyon zırhlamasında kullanılacak radyasyon kaynağı olarak bir gama kaynağı olan ⁶⁰Co seçilmiştir. Literatürden alınmış veriler doğrultusunda üç yapı malzemesine ait hesaplar yapılmıştır. Bunlar, yüksek yoğunluklu barit agregalı ağır beton (3.2 g/cm³) normal beton (2.35g/cm³) ve kurşun (11.34g/cm³)'tür. Hesaplamalar için enerji aralığı 1Mev ile 100Mev olup bu enerji

aralığında ilgili malzemeler için zırh kalınlığı hesaplama programı Delphi programlama dili kullanılarak oluşturulmuştur. El ile çözülen örnekler ile sonuçlar karşılaştırılmış ve aynı değerlerin tespiti sağlanmıştır. Ayrıca zırh malzemesi kalınlığının kullanılan kurşun, baritli ağır beton ve normal beton'un yoğunluğu ters orantılı olarak azaldığı görülmüştür [19].

Calzada ve ark. (2011), yılında yaptıkları çalışmada, yüksek kaliteli ölçümler yapmak ve radyasyondan korunma gereksinimlerini karşılamak için nötron ve gama radyasyonunun arka planını olabildiğince azaltmak için tüm dünyadaki nötron araştırma tesislerinde radyasyon korumaları uygulanmakta olduğunu, bununla birlikte çimento bazlı bileşiklerle mevcut yaklaşımda bazı eksiklikler bulunduğunu kaydetmişlerdir. Nötron radyografi tesislerinin yeniden tasarımı için demir, hidrojen ve bor gibi yüksek yoğunlukta istenen çekirdek yoğunluğuna sahip bir koruyucu malzeme geliştirmişlerdir. Malzemenin bileşimini Monte Carlo MCNP5 koduyla optimize etmişlerdir. Ağır betonla karşılaştırıldığında, bu koruyucu malzeme ile arka planda önemli derecede zayıflama gözlemlendiğini ortaya koymuşlardır [20].

Gencel ve ark.(2011), yaptıkları çalışmada, hematit yüklü beton numuneleri için gama ve nötron zayıflatma özelliklerini elde etmek için deneysel ölçümler ve Monte Carlo simülasyonları gerçekleştirmiştir. Bu çalışmada numunelerin mekanik mukavemeti incelenmiştir. Bununla birlikte, nötron zayıflaması sonuçları, nötron soğurma kabiliyetine göre betonda hematit içeren etkisinin bulunmadığını ortaya koymaktadır. Hematit yüzdesi arttıkça γ ışını zayıflama kapasitesi ve mekanik mukavemetin arttığı gözlemlenmiştir [21].

Yılmaz ve ark.(2011), yaptıkları çalışmada, γ ışınlarının ve nötronların mineral katkılı ve mineral içermeyen 12 somut numuneye maruz kalması araştırılmıştır. Bu çalışmada 59.5keV ve 661keV foton enerjilerindeki toplam kütle zayıflaması ve doğrusal zayıflama katsayıları, yarı değerli kalınlıkla, etkili atom numarası, etkili elektron yoğunluğu ve atomik en kesitleri ölçülmüş ve hesaplanmıştır. Ölçülen ve hesaplanan değerler karşılaştırıldığında kaydedilen değerler, beton numunelerinin enerjisi ve bileşimi ile bir değişim göstermiştir. Buna ek olarak, nötron ekranlama makroskopik kaldırma kesiti (RR, cm^{-1}) kavramı açısından ele alınmıştır. WinXCom

ve NXcom programları sırasıyla gama ışınlarının ve nötronların zayıflama katsayılarını hesaplamak için kullanılmıştır [22].

Gülbiçim(2015), tez çalışmasında, Sivas ili Yıldızeli ilçesi Gönenbaba Madencilik Şirketinden temin ettiği, düşük yoğunluklu saf bor ile katkılandırılmış vermikülitte 5 adet pellet örneği oluşturarak, bunları N1, N2, N3, N4, N5 olarak adlandırmış ve bu örneklerin gama radyasyonu zırlama özelliklerini (^{60}Co , ^{152}Eu ve ^{226}Ra) radyoaktif kaynaklarından yayınlanan 0.186, 0.244, 0.262, 0.342, 0.600, 0.78, 1.173, 1.332, 1.408 ve 1.728 MeV enerjili γ ışınları kullanarak incelemiştir. KİTAM (Karadeniz İleri Teknoloji ve Araştırma Merkezi) laboratuvarında X-ışını toz kırınımı analizi ile vermikülitin kimyasal içeriği belirlendikten sonra toz vermikülit Specac marka pres yardımıyla 15 tonluk basınç uygulanarak pellet haline getirilmiş, elde edilen farklı kalınlıklardaki örneklerin gama radyasyonu soğurma özellikleri 19 Mayıs Üniversitesi, Fen-Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümüne kurulu olan NaI(Tl) dedektörlü gama spektrometre sisteminde belirlenmiştir. Saf ve bor katkılı vermikülit için teorik veriler ise XCom adlı bilgisayar programıyla hesaplanmış ve sonuçlar birbiriyle karşılaştırılmıştır. Demir, borsilikat, beton, kurşun gibi farklı elementlerle ilgili teorik hesaplamalar yapılarak vermikülit ile kıyaslanmış ve vermikülitin gama radyasyonuna karşı yeni bir zırh malzemesi olarak tercih edilebileceği görülmüştür[23].

Sarıyer(2017), doktora tezi çalışmasında, FLUKA Monte Carlo benzetim kodunu kullanarak, yüksek enerjili protonlar için oluşturulan tünel zırh tasarımı yapmış ve iki farklı ferrobör oluşumu olan FeB ve Fe₂B'u, ayrıca ferrobör katkılı standart betonu tünel zırh maddesi olarak kullanmıştır. Proton hızlandırıcılarında ($E_p < 1$ GeV), etkin olan parçacık nötronlardır. Bu sebeple tünel zırh tasarımı nötronlara göre yapılır. Nötronlar ise hızlandırılan protonların bakır hedef ile etkileşmesi sonucu oluşur. Zırh tasarımında seçilen küresel geometrinin yarıçapı 25 m olarak tanımlanmıştır. Bu küresel geometrinin en dış katmanı 1 m kalınlıkta siyah cisim seçilmiştir. Bu geometri içinde 5m x 5m x 10m boyutlarında içi hava dolu bir tünel tasarlanıp, tünel içerisinde yol alan protonlara 5cm x 5cm x 5 cm boyutlarında olan paralel yüzlü bakır, hedef madde olarak seçilmiştir. Bakır hedefin tam orta noktasına nokta kaynak yerleştirilmiştir. Zırh tasarımında demet eksen merkezli küresel geometrili çok kalın

zırh maddesi seçilerek ortamdan kaçış engellendiği gibi doz dağılımları da izin verilen değerlerden daha düşük olması sağlanmıştır. Zırh kalınlıkları yerleşim alanları, denetimli alanlar ve kontrollü alanlar için belirlendi. Proton enerjileri, tekli zırh için 50-1000 MeV standart beton karışımı için 1000 MeV seçilmiştir. Zırh kalınlıkları yüksek enerjilerde yoğunlukla, düşük enerjilerde ise soğurucu madde miktarı ile değişkenlik göstermektedir. 50 MeV - 1000 MeV enerjili protonlar için olası doz dağılımları FLUKA kodunun FLAIR ara yüzü kullanılarak elde edilmiştir. Bu çalışmadaki benzetimler TR-Grid kümesi üzerinden hesaplanmıştır. Her bir zırh maddesinin kalınlığını belirlemek için gerekli olan doz dağılımları için USBIN dedektörü kullanılmıştır. Sonuçta bor miktarı daha fazla olan FeB'un, düşük enerjilerde Fe₂B'dan daha iyi zırh malzemesi olduğu gözlemlenmiştir [24].

Özdemir ve ark.(2018), tarafından yapılan çalışmada, tıbbi ışınlama sırasında hastaların ve radyasyon işçilerinin radyasyondan korunmasını garanti altına alacak sağlam bir ürün imal etmek için, kolaylıkla kopmayan bir zırh malzemesinin dizayn edilmesi çalışması gerçekleştirilmiştir. Nano boyutlu kurşun oksit (PbO) partikülleri, silan bağlayıcı madde ile yüzey modifikasyonundan sonra radyasyondan korunma için fonksiyonel malzeme olarak kurşun oksit nano partiküllerinin kullanıldığı bir elastomerik kompozit malzeme elde etmek için ilk kez kullanılmıştır. Buna ek olarak, ağırlıkça % 1, % 5, % 10, % 15 ve %20 nano boyutlu kurşun oksit içeren kompozit malzeme, bir gama ışını içinde 248 günlük bir ışınlama periyoduna kadar 81, 100 ve 120 kGy'lik dozlar ile ışınlanmıştır. Başlangıç dozu 21,1 Gy/h olan bir kaynaktır. Işınlanan malzemelerin mekanik, termal özellikleri DSC, DMA, TGA ve çekme testleri kullanılarak araştırılmış ve nano kurşun oksit içeren gama ışınlaması ile kompozit malzemenin termal ve mekanik özelliklerinde modifikasyonlar bildirilmiştir. Ayrıca, kompozit malzemenin radyasyon zayıflamasında bizmut-III oksit ilavesi de araştırılmıştır. Nano kurşun oksit ve bizmut-III oksit parçacıkları, farklı ağırlık oranları ile karıştırılmıştır. Geliştirilen kompozit malzeme için kurşun eşdeğer değerlerini belirlemek için zayıflatma testleri yapılmıştır. 0,07 - 0,65 arası (2-6 mm numune kalınlığı) kurşun eşdeğer kalınlık değerleri elde edilmiştir.

Ripin ve ark.(2018), tarafından yapılan çalışmada, Mullite-barit seramik (MBC) malzemesi incelenmiştir. Mullite-barit seramik(MBC), gereksiz iyonize radyasyon

yayılımını engellemek için ortaya çıkan bir maddedir. MBC'yi yüksek performans gösteren yeni radyasyon koruma adayı yapan kompozisyona bağlı mekanik, termal ve mikro yapı özelliklerinin keşfedilmemiş olmasıdır. Bu çalışmada Malezya kaolin (AKIM-35) ve barit ($BaSO_4$) türevli seramik (MBC) sisteminin X-ışını koruma işlemi için kullanılma ihtimali araştırılmıştır. Konvansiyonel presleme ve sinterleme yöntemini kullanarak, altı seramik numunesi, değişen muhteviyatlarda (0, 10, 20, 30, 40 ve 50 wt %) barit ile AKIM-35 karıştırılarak hazırlanmıştır. Sentezlenmiş preslenmiş karışımlar $400^{\circ}C$ 'de 30 dakika kalsine edilmiş ve daha sonra $10^{\circ}C$ dakika'lık bir ısıtma hızında 120 dakika boyunca $1300^{\circ}C$ 'ye sinterlenmiştir. Sinterlenmiş örnekler, X-ışınları (XRD) Difraksiyonu Alan Emisyon Taramalı Elektron Mikroskobu (FESEM), kurşun eş değeri (LE), tek düzelik ve doz azaltma analizleri ile karakterize edilmiştir. Hazırlanan seramiklerin XRD paterni, ana kalkanlama bazı olan monoklinik baryum alumino silikat (BAS) ve ortorombikmulletin barit ve altıgen kuvars (SiO_2) yapılarının diğer küçük safhaları ile birlikte varlığını ortaya koymuştur. Dahası, Ceramik'lerin FESEM görüntüleri (Ağırlıkça %0-30), sıkıştırılmış BAS ve seramik mültik morfolojisinin (ağırlıkça % 40 ve % 50 seramikler) monoklinik plakalarının varlığını göstermiştir. Radyasyon testleri 50-120 kV'luk tüp potansiyel aralığında çıkan X-ışını radyasyonunu korumak için seramiklerin kapasitesini (ağırlıkça % 0 ve & 10) gösterir. En yüksek radyasyon zayıflaması 70 kV'de tespit edilmiştir; burada doz %99,11 ile %97,42 arasında belirgin bir şekilde azalmaktadır. Ağırlıkça % 0 ve %10 seramikler, en yüksek kurşun (Pb) eşdeğer kalınlığının (LE) 0.44 mm ve 0.34 mm olduğunu ortaya koymuştur. Bu MBC, radyolojik (X-ışını) doz aralığında iyonize edici radyasyondan korunma materyalini geliştirmesine katkıda bulunabilir bir malzeme olarak gözlenmiştir [25].

Zhang ve ark.(2018), tarafından yapılan bu çalışmada Boracik polietilen/polietilen balmumu harmanları ve açık hücreli nikel köpükler, nötron koruyucu kompozit mekanik özelliklerin, ısı iletkenliğinin ve sekonder gama ışını koruma yeteneğinin, açık hücreli nikel köpükler koruyucu kompozitlere gömüldüğü zaman önemli ölçüde iyileştirildiğini göstermektedir. Borik polietilen/polietilen balmumu harmanları ve açık hücreli nikel köpük kompozitler (PPNM) homojen karışık eriyik dolgu maddelerini açık hücreli nikel köpüklere nüfuz ederek tasarlanmış ve hazırlanmıştır.

Polietilen ve polietilen mum oranı daha yüksek doldurma oranına ulaşmak için araştırılmıştır. PPNM'lerin ve polietilen/polietilen mum karışımlarının yarı statik sıkıştırıcı tepki ölçülür ve kristalleştirme özellikleri diferansiyel tarama kalorimetresi ile incelenmiştir. PPNM'lerin nötron ve sekonder gama ışını koruma özellikleri de Monte Carlo parçacık taşıma yöntemine göre simüle edilmiştir. Sonuçlar, PPNM'lerin bor karbit ile sıkıştırma mukavemetinin polietilen/polietilen mum karışımlarına kıyasla biraz daha iyi olduğunu göstermektedir. PPNM kompozitlerindeki nikel köpükler, enerji emme verimliliğini %30 arttırmıştır. PPNM'lerin ısı iletkenliği, polietilen/polietilen mumdan %300 daha yüksek bulunmuştur. Hesaplanan sonuçlar, bor karbid içeriği arttıkça PPNM'lerin nötronla koruma özelliklerinin arttığını göstermektedir. Üstelik, bor karbit içeren PPNM'lerin sekonder gama ışını koruyucu özelliği açıkçası polietilen/polietilen wax'dan daha yüksek olduğu sonucu gözlenmiştir. Bor karbid nötron koruyucu malzemeler içeren PPNM'lerin iyi termal iletkenlik, mekanik özellikler ve radyasyona karşı koruyucu yetenekleri olduğu kanıtlanmıştır [26].

Turhan(2008), yaptığı tez çalışmasında, bor'un radyasyon zırhlamasında kullanılabilirliğini tespit etmeye çalışmıştır. Bu çalışmayı, AISI 304 paslanmaz çeliğin dış yüzeyini Ekabor 3 tozu ile 1200 santigrad derece sabit sıcaklıkta 3 saat süre ile katı ortamda borla kalası yapılmıştır. Borlanmış ve borlanmamış paslanmaz çeliklere çekme deney uygulamışlar, optik mikro yapı resmi çekilerek sertliklerini ölçmüşlerdir. Daha sonra borlanmış ve borlanmamış çelikleri, GeigerMüller sayacı kullanarak Co-60 ve Cs-137 gama kaynakları ile 652 keV ve 1250 keV enerjide üç adet ölçüm alınarak radyasyon soğurma katsayıları ölçülmüştür. Bu işlemler neticesinde; borlamanın radyasyon soğurma katsayısını olumlu yönde etkilediği ve borlanmış paslanmaz çeliklerin radyasyon zırhlamasında daha etkili sonuçlar verdiği sonucuna varılmıştır. Ayrıca nükleer santrallerde patlamanın olduğu çekirdek bölgesinin en iç kısmında kullanılan çelikler yerine, borla kaplanmış paslanmaz çeliğin kullanılmasının radyasyon geçirgenliğini azaltacağı ve böylece nükleer santrallerin güvenliğini artırmada olumlu etkisi olacağı kanısına varmışlardır [27].

Yılmaz (2009), tez çalışmasında, Muş ilinden temin ettiği baritin, betonun başta radyasyon geçirgenliği özelliği olmak üzere mekaniksel ve fiziksel özelliklerine nasıl

etki ettiđi araştırılmıştır. Bu çalışmada kullanılan numunelerin radyasyon geçirgenlikleri Türkiye Atom Enerjisi Kurumu'nda standart dozimetri cihazlarıyla ölçülmüştür. Deneysel çalışmalar kapsamında X ışını kaynağında, Cs-137 ışın kaynağından ve Co-60 ışın kaynağından yapılan okumaların sonuçları çizelgeler halinde ve grafiklerle verilmiştir. Küp ve dikdörtgen kalıplarda hazırlanan numunelerin fiziksel ve mekaniksel özellikleri ölçülmüş, sonuçlar karşılaştırmalı olarak tablo ve grafiklerle verilmiştir. Bu çalışmada, günümüzde yapı içerisinde en fazla kullanılan malzemelerden biri olan betonun içerisine farklı dozlarda barit agregası katılarak koruyucu bir beton oluşturulmuştur. Yoğunluğu yüksek dolayısıyla radyasyon geçirgenliği düşük olan barit agregasının ilavesiyle oluşturulan ağır betonun, koruma kalkanı olarak kullanımının sonuçları fiziksel, mekaniksel ve radyasyon deneyleri ile araştırılmıştır. Deneyler sonucunda farklı oranlarda Muş yöresi barit agregası kullanılarak oluşturulan betonun ağır beton yapımında kullanılabileceđi kanaatine varılmış ayrıca, edinilen baritin radyasyon geçirgenliğini azalttığını, bu bağlamda oluşturulan betonun kalkan görevi gördüğünü, ancak barit oranının artmasının malzemenin dayanıklılıđını azalttığını tespit etmiştir. Deneysel çalışmalar yapılırken Türk Standartlarından yararlanılmıştır [28].

Akyol(2015), yaptığı tez çalışmasında, radyoterapi merkezinin zırh kalınlığını normal beton ve ağır betona göre hesaplamış, bulunan kesit kalınlığına bađlı statik ve betonarme analizleri yapmıştır. Bu analizler için normal agrega ve barit agrega kullanılarak malzeme seçiminin radyoterapi merkezi inşaatı tasarımına etkisi incelenmiştir. Bu çalışmada kullanılan barit Isparta/Şarkikaraağaç barit tesislerinden, çimento ise Isparta-Göлтаş'dan temin edilmiştir. Çalışmanın başlangıcında bir radyoterapi merkezi mimarisi tasarlayıp, tasarım yapıldıktan sonra zırh kalınlıklarının belirlenmesi için zırh hesabı yöntemi kullanılmış olup zırh kalınlıkları bulunmuştur. Bulunan zırh kalınlıklarına göre STA4-CAP statik analiz programı ve SAP 2000 sonlu elamanlar programı ile analizleri yapılmıştır. Ayrıca seçmiş oldukları betonun ilk önce lineer zayıflatma katsayıları belirlenmiş, ağır beton için alınan lineer zayıflatma katsayısı yapılan deneyler sonucunda $\mu=0,078$ alınırken, normal beton için bu deđer literatürden alınarak $\mu=0,048$ şeklinde belirlenmiştir. Formülle bu deđerler hesaplanıp, döşeme kalınlıkları ve perde duvar kalınlıkları normal beton ve ağır beton için bulunmuştur. Beton malzemesine göre kesit boyutları

değişmekte olup, normal beton olarak seçilen ve tasarlanan radyoterapi merkezi ağır beton olarak seçilen ve tasarlanan radyoterapi merkezine oranla daha büyüktür. Bu çalışma sonucunda radyoterapi merkezi yapımında kullanılacak betonun barit agregalı ağır beton olması radyoterapi merkezi inşaatını olumlu yönde etkilemiştir[29].

Can(2016), tez çalışmasında, iyonlaştırıcı elektromanyetik radyasyonun (İEMR) zırhlıanmasında kullanılan kurşun ve kurşun katkı malzemelerin (kurşunun yüksek yoğunluğu, toksik özelliği, esnek olmaması gibi özelliklerinden dolayı) kurşunun dezavantajlarını giderecek alternatif bir malzeme olarak volfram (tungsten) kullanılması ile ilgili çalışma yapmıştır. Çalışmalarının sonucunda geliştirdikleri kompozit malzemelerin İEMR zayıflatma özelliğinin ortalama olarak kurşunun %60-100'üne ulaştığı kanısına varmışlardır. Çalışmalarında volframın pahalı olması ve tek başına metalik olarak işlenme zorluğu nedeniyle bu zorlukları gidermek için polimer matris içine saf volfram metali ve tuzları dağıtılarak çapraz bağ oluşumu sağlayacak katkı maddeleri de eklenerek, İEMR zayıflatıcı polimerik kompozit malzemeler üretmeyi amaçlamışlardır. Sunulan tez çalışmasında, İEMR den korunmak amacıyla hazırlanan ve üretilen kompozit malzemelerin esas maddesi olarak Polipol 381 kodlu izof-balik/neopentil glikol(NPG) polyester kullanılmıştır. Takviye malzemesi olarak farklı oranlarda %99'luk saf volfram metali, volfram (VI) oksit, volfram bor ve volfram karbür kullanılarak kompozitler hazırlanmıştır. Kompozit malzemelerin İEMR zayıflatma değerleri ölçülüp, bu değerler; % zayıflatma, deneysel ve teorik olarak bulunan doğrusal ve kütleli İEMR soğurma katsayıları olarak bulunmuş ve kurşunun zayıflatma değerleriyle karşılaştırılmıştır. Teorik zayıflatma katsayılarının bulunmasında Xcom bilgisayar programı kullanılmıştır. Bu çalışmada üretilen kompozit malzemelerin düşük, orta ve yüksek enerji seviyelerinde İEMR zayıflatma değerleri doğrusal, kütleli ve teorik soğurma katsayılarının bulunmasıyla incelenmiştir. Sonuç olarak; üretilen kompozit malzemeler ve kurşunun enerji değerlerine göre kütleli soğurma katsayıları incelendiğinde bu çalışmada üretilen kompozitlerin zırhlama malzemesi olarak kurşuna göre çok daha avantajlı olduğu bulunmuştur [30].

Labouriau ve ark. (2018), tarafından yapılan çalışmada nükleer reaktör radyasyonuna maruz bırakıldığında 10B doldurulmuş siroksanbazlı polimerlerin yapı özellik ilişkilerindeki değişimleri değerlendirmektedir. Yüksek derecede doldurulmuş polisiloksanlar, yüksek nötron etkilerini giderebilecek materyallerin imal edilmesi amacıyla sentezlenmiştir. Yeni formüle edilen malzemeler, doğal bor ve karbon nano bantları ile dolgulu çapraz bağlı polidifenil-metilsiloksandan oluşmaktadır. Bu polimer, siloksan omurgasında aromatik grupların varlığı sayesinde iyi termal ve kimyasal stabiliteleri ve iyonlaştırma tepkimesine direnci nedeniyle seçilmiştir. Oldukça az miktarda zenginleştirilmiş nötron radyasyon kalkanı sağlamak için yüksek oranda zenginleştirilmiş 10B dolgu maddesi kullanılmış ve mekanik mukavemeti arttırmak için karbon nanafiberler eklenmiştir. Bu yeni polimerik malzeme çok kısa zaman periyotlarında çok yüksek nötron etkilerinden oluşan farklı nötron/gama akışları için Sandia National Labs'daki Annular Çekirdek Araştırma Reaktöründe (ACRR) açığa çıkarılmıştır. Numunelerin üzerine yerleştirilen termokupllar, radyasyona maruz kalma esnasında yerinde sıcaklık değişiklikleri kaydetmiştir ve MCNP simülasyonlarından elde edilenlerle iyi bir uyum içindedir. Mikroyapısal, termal, kimyasal ve mekanik özelliklerde meydana gelen değişiklikler SEM, DSC, TGA, FT-IR NMR, solvent şişmesi ve tek eksenli basınç yük ölçümleri ile değerlendirilmiştir. Bulgular yeni formüle edilmiş materyallerin, eşzamanlı olarak gerçekleşen farklı iyonlaşma koşulları türlerine maruz kalmayı gerektiren uygulamalarda kullanılmak için uygun olduğunu göstermektedir [31].

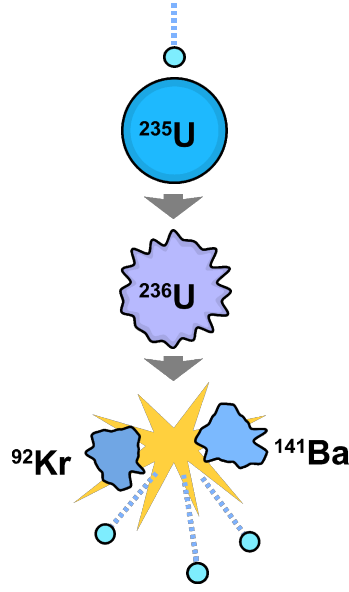
3. MATERYAL VE METOD

3.1. Kontrol Çubukları

Kontrol çubukları, bir nükleer reaktör içinde istenen fisyon reaksiyonlarının durumunu korumak için önemli bir teknolojidir. Fisyon zincir reaksiyonunu aktif tutmak ve kontrolün ötesine geçmesini önlemek için hayati önem taşıyan fisyon sürecinin gerçek zamanlı kontrolünü oluştururlar [32].

Nükleer fisyon zinciri reaksiyonu, nükleer reaktörlerin kullanılabilir enerji ürettiği temel süreçtir. En yaygın olarak Uranyum U-235, bu temel zincirin genel olarak uygulanabilir olmasına rağmen bu zincir reaksiyonunda kullanılan bölünebilir materyaldir. Bu süreçte, bir U-235 atomu, bir nötron tarafından vurularak, atomun iki küçük atoma (Krypton K-92 ve Barium B-141) bölünmesine neden olur ve aynı zamanda ortalama 2.5 yeni nötron yayınlar. Bu yeni nötronlar daha sonra aynı fisyon sürecine giren daha fazla U-235 atomuna çarpabilir ve her fisyon olayında önemli bir enerji açığa çıkaran bir zincir reaksiyonu oluşturur (Şekil 3.1) [33].

Bu nedenle, fisyon zinciri reaksiyonunu sürdürmenin anahtarı, gelecek nesil jenerasyonlara yayılan nötron miktarıdır. Bununla birlikte, fisyon tarafından üretilen nötronların tümü bir başka fisyon olayını tetiklemez (bazıları reaktörden kaçabilir veya parçalanamayan izotoplar tarafından absorbe edilebilir), bu nedenle, reaktörün her parametresinin dikkatli bir şekilde kontrol edilmesi gereklidir. Her fisyon olayından en az bir nötron bir başka fisyonu tetikleyebilir. Kontrol çubukları bu şekilde ayarlanabilir parametrelerdir [32].



Şekil 43.1. Uranyum U-235 nükleer fisyon sürecinin ana hatları [34]

Bir fisyon zinciri reaksiyonunun durumu, zincir reaksiyonunun ardışık jenerasyonları sırasında fisyon olaylarının toplam sayısındaki değişimi gösteren etkin çarpım faktörü k ile özet olarak özetlenebilir. Şöyle tanımlanır:

$$k = \frac{\text{belirli bir jenerasyonda toplam fisyon olay sayısı}}{\text{önceki jenerasyonda toplam fisyon sayısı}} \quad (3.1)$$

Sabit bir durumda olan bir reaktör ;

$k = 1$ her bir fisyon olayı ardından fisyon olayını tetikler; reaktör kritik durumdadır.

$k < 1$ reaktör subkritiktir ve zincir reaksiyonu sürdürülemez.

$k > 1$ reaktör süper kritiktir ve reaksiyon katlanarak büyür.

Bu nedenle, nükleer güç reaktörleri için en önemli sayı, çarpım faktörünün (k) diğer herhangi bir değeri, çok yararsız veya çok tehlikeli bir reaktöre işaret ettiği için 1'dir. Tam olarak $k = 1$ 'in korunması zordur, çünkü bu hassas denge çok sayıda faktörden etkilenmektedir. Bu faktörlerin bazıları, bir fisyon olayında üretilen nötronların sayısı veya yakıt çubuğu kılıfları veya moderatörlerine bağlı nötron absorpsiyon miktarı gibi, bölünebilir yakıt veya reaktör malzemelerinin kendileridir. Bununla birlikte, başlangıçta mükemmel dengeye getirilse bile, bir reaktörün çarpım faktörü zamanla değişecektir, çünkü fisyon reaksiyonunun birçok yan ürünü nötron emicidir (zehir olarak adlandırılır) ve toplam nötron popülasyonunu birikirler [32].

fazla yakıt yüklendiği gözden kaçmamalıdır.; böyle yapılmayıp dareaktöre yalnızca minimum kritik kütle kadar yakıt yüklenseydi reaktör ilk fisyon sonra kritik-altı duruma düşerdi. Fazla yakıtı dengelemek üzere, kora, kontrol çubukları, borik asit, gadolinyum ve diğer nötron soğurucular yerleştirilir. Daha sonra fisyon meydana geldikçe, yakıt tüketilir, gadolinyum tükenir ve reaktörü kritik halde tutmak amacıyla kontrol çubukları yavaş yavaş dışarı çekilir veya H_3BO_3 konsantrasyonu azaltılır (Şekil 3.2) [13].

Her fisyon iki fisyon ürünü nüklid meydana geldiğinden yakıt tüketildikçe fisyon ürünlerinin birikimi söz konusudur. Bu nüklidlerden bazılarının (özellikle ^{135}Xe ve ^{149}Sm 'un) soğurma tesir-kesiti çok büyük olduğundan bu nüklidlerin reaktördeki varlığı k değeri üzerinde büyük bir etkiye neden olabilir. Diğer fisyon ürünlerinin çoğu çok daha küçük σ_a (absorplama tesir kesiti) değerlerine sahiptir ve kor ömrü boyunca k 'yi daha yavaş bir şekilde azaltma eğilimi gösterir [13].

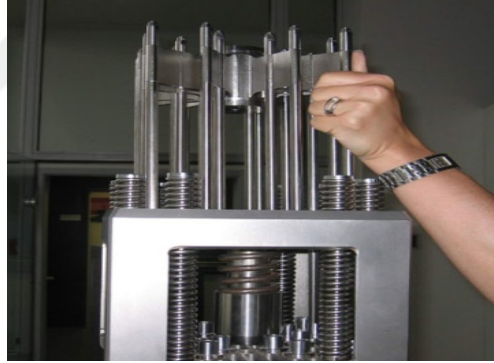
Doğurgan malzeme içeren reaktörlerde, dönüşüm yoluyla yeni fisil malzeme üretimi, yakıtın tükenmesi ve fisyon ürünü oluşumu etkilerini bir dereceye kadar dengeler. Bir reaktörün özelliklerinde zamanla meydana gelen bu değişiklikler, bir kordan elde edilebilecek toplam enerjinin fayda ömrünü saptamada belirgin bir etkiye sahiptir; dolayısıyla toplam enerji maliyetini yakından ilgilendirir [13].

Tabii ki, bir kontrol çubuğu malzemesinin seçiminde tek başına absorpsiyon kesitinden daha birçok husus vardır; Mekanik özellikler ve maliyet iki önemli faktördür. Çizelge3.1.'da görüldüğü gibi, Bor B-10 en iyi nötron emicilerden biridir. Bununla birlikte, Bor'un mekanik özellikleri, kırılkan, tuz benzeri bir malzeme olduğu için bir kontrol çubuğu yapısı oluşturmak için istenenden daha azdır. Ayrıca, B-11 doğal borun çoğunluğunu oluşturur ve ihmal edilebilir bir absorpsiyona sahiptir, bu yüzden borun gerekli emiciliğe ulaşmak için zenginleştirilmesi gerekebilir. Mekanik sorunların üstesinden gelmek için yöntemler şunlardır; Bor ile zenginleştirilmiş bir çelik alaşımı kullanmak veya B-10 veya Bor Karbür (B_4C) tozuyla içi boş, mekanik olarak uygun çubukları doldurmak. Kadmiyum C-113, çok yüksek rezonans da dahil olmak üzere, termal enerji rejiminde yüksek enerjiye bağımlı bir enine kesite sahiptir, bu yüzden en çok gümüş (Ag) ve İndiyum (In) ile

bir alařım olarak kullanılır, bu da iyi bir mekanik zellik verir. Hafniyum, kusursuz metal zellikleri, korozyona karřı yksek dayanıklılıęı ve ısıl ntronlara karřı geirimsiz olması nedeniyle nkleer reaktr ubukları yapımında kullanılır. Bu nedenle, bir metal olarak iyi mekanik zellikleri ile, dięer metallerle kombinasyon halinde olmayan bir kontrol ubuęu malzemesi olarak kullanılabilir [12].

izelge 3. 1..Kontrol ubuęu malzemeleri iin termal ntron emilim kesitleri ve izotop bolluęu

	B-10	B-11	Ag 10	Ag 10	Cd 113	In 11	Hf 17	Hf 17	Hf 17	Hf 17	Hf 17	Hf 18
			5	7		5	4	6	7	8	9	0
σ_a (barn)	38	0.00	38	91	2060	20	56	24	37	84	41	13
	35	6			0	2	1		3			
Bolluk(%)	20	80	52	48	12	96	0.2	5	19	27	14	35



řekil 3.3. Bir kme kontrol ubuęu tertibatı. Tek tek ubuklar.

Kontrol ubukları iki řekilde kullanılır:

- 1)Reaktrn kritiklik derecesini deęiřtirerek g dzeyini artırmak veya azaltmak amacıyla
- 2)Sistemin zelliklerinde mr boyunca meydana gelecek deęiřiklikleri dengelemek suretiyle reaktr kritik tutmak zere

Bir ubuk ilk řekilde kullanıldığında etkisi reaktr kararlı bir periyoda oturtmaktadır. Bu durumda, ubuk deęeri gerekleřen periyodu vermek iin gerekli reaktivite miktarı olarak tanımlanır. te yandan, bir reaktr kritik tutmakta kullanılan bir ubuęun deęeri, o ubuęun sistemin oęalma faktrnde

sağlayabileceği değişim cinsinden ölçülmektedir. Çubuk değerinin bu iki tanımındaki temel farka karşın, bu çubuk değeri tanımlarının esas itibariyle özdeş olduğu gösterilebilir [12].

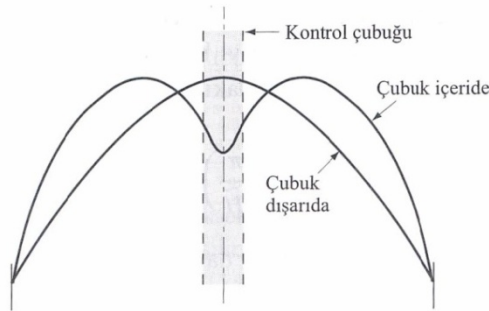
3.1.1. Merkezi Kontrol Çubuğu

Uzatılmış yarıçapı R, yüksekliği H olan, yansıtıcısız silindirik termal bir reaktörün eksenini doğrultusunda sokulan a yarıçapında bir kontrol çubuğunun değerinin hesaplanmasını göz önüne alındığında; çubuk reaktörden dışarı çekildiğinde çubuk tarafından bırakılan boşluğun reaktör malzemesiyle doldurulduğu, aksi durumda ise silindirik kor malzemesinin çekildiği varsayılırsa hesaplamalar oldukça basitleşir.

Kontrol çubuğu reaktör dışında iken reaktörün kritik olduğunu varsayılırsa, nötron akısı;

$$\phi_T + B_0^2 \phi_T = 0 \quad (3.2)$$

Denklemden bulunan şekle sahiptir; burada, silindirik çıplak bir reaktörün büküm'üdür ('büküm'). Eğer çubuk şimdi reaktöre tamamen sokulursa, akı, çubuktaki nötronların yutulması sonucu Şekil 3.4'e benzer bir hal alır [13].



Şekil 3.4. Çıplak bir reaktörde merkezi kontrol çubuğu varken ve yokken akı [13]

Nötron akısının şekli aşağıdaki denklemden bulunabilir:

$$\nabla^2 \phi_T + B^2 \phi_T = 0 \quad (3.3)$$

Burada, B^2 çubuk içerideyken sistemin 'büküm'üdür. Değiştirilmiş bir-grup kuramından, kritik olan reaktördeki çoğalma faktörü aşağıdaki bağıntı ile verilmekte:

$$k_0 = \frac{k_{\infty}}{1+B_0^2 M_T^2} = 1 \quad (3.4)$$

İken, çubuk içerideyken reaktörün çoğalma faktörü:

$$k = \frac{k_{\infty}}{1+B^2 M_T^2} \quad (3.5)$$

Sonlu bir reaktör için reaktivite bağıntısı:

$$\rho = \frac{k-1}{k} \quad \text{'dır. Bu bağıntıya göre, çoğalma faktöründeki bu değişiklik:}$$

$$\rho = \frac{k-1}{k} = \frac{k-k_0}{k} \quad (3.6)$$

reaktivitesine (negatif) eşdeğerdir.

Kontrol çubuğu değeri, ρ_{ω} , tanım gereği ρ 'nın mutlak değerine eşittir ve:

$$\rho_{\omega} = |\rho| = \frac{k_0-k}{k} = \frac{(B^2-B_0^2)M_T^2}{1+B_0^2 M_T^2} \quad (3.7)$$

İle verilir. $B^2 \cong B_0^2$ olduğu durumda, aşağıdaki gibi ifade edilebilir:

$$\rho_{\omega} = \frac{2M^2 B_0 \Delta B}{1+B_0^2 M_T^2} \quad (3.8)$$

Burada,

$$\Delta B = B - B_0$$

ρ_{ω} 'yı hesaplamak için, eşitlik (3.7) ve (3.8)'i çözmek ve her bir durumdaki en küçük özdeğer olan B_0^2 ve B^2 yi bulmak gerekir. Çubuk dışarıdayken, B_0^2 , aşağıdaki denklemden bulunabilir:

$$B_0^2 = \left(\frac{2,405}{\bar{R}} \right)^2 + \left(\frac{\pi}{\bar{H}} \right)^2$$

B^2 'nin hesaplanması iki nedenden ötürü biraz daha zordur. Birincisi, çubuk varken problemin geometrisi daha karmaşıktır. İkincisi, çubuk, özellikle güçlü bir nötron soğurucusu ise, civarındaki akıyı, bu bölgede difüzyon kuramını geçersiz kılacak şekilde bozma eğilimi gösterir. İkinci zorluk akının çubuğun yüzeyinde aşağıdaki sınır şartını sağlaması ile aşılr:

$$\frac{1}{\phi_T} \frac{d\phi_T}{dr} = \frac{1}{d} \quad (3.9)$$

burada, d uzatılmış mesafe olarak anılır. Bu yöntem, difüzyon kuramının geçerli olmadığı çıplak bir yüzey civarında kullanılan bir yöntemin aynısıdır [13].

d değerleri gelişmiş teorik yöntemler kullanarak bulunabilir. Bu hesaplamaların sonuçları yaklaşık olarak aşağıdaki formül ile ifade edilebilir:

$$d = 2,131 \bar{D} \frac{a \sum_t + 0,9354}{a \sum_t + 0,5098} \quad (3.10)$$

Burada, çubuğu çevreleyen reaktör malzemesi için, $\bar{D}$ termal nötron difüzyon katsayısını ve $\sum_t$ makroskopik toplam tesir-kesitini gösterir. Denklem (3.10) güçlü soğurucu çubuklar (yani siyah çubuk) için geçerlidir. Soğuruculuğu daha az güçlü çubuklar (yani gri çubuklar) için d denklemleri literatürde bulunmaktadır. Eşitlik (3.3) in Denklem (3.9)'teki ve reaktörün yüzeyindeki sınır şartlarına tabi olacak şekilde çözülmesi zor olup üzerinde durulmamıştır. Özellikle, B^2 nin hesaplanması karmaşık bir transandantal denklemin çözülmesini gerektirir. Fakat B^2 nin B_0^2 den çok farklı olmadığı durumda bu denklem ΔB için çözülebilir. Bu çözüm (ΔB) eşitlik (3.8)'de yerine konduğu zaman aşağıdaki sonuç elde edilir:

$$\rho_\omega = \frac{7,43}{(1+B_0^2 M_T^2) R^2} \left[0,116 + \ln \left(\frac{R}{2,405a} \right) + \frac{d}{a} \right]^{-1} \quad (3.11)$$

Denklem (3.11), yansıtıcısız, silindirik, termal bir reaktörün merkezindeki siyah kontrol çubuğunun değerini değiştirilmiş bir-grup kuramına göre vermektedir [13].

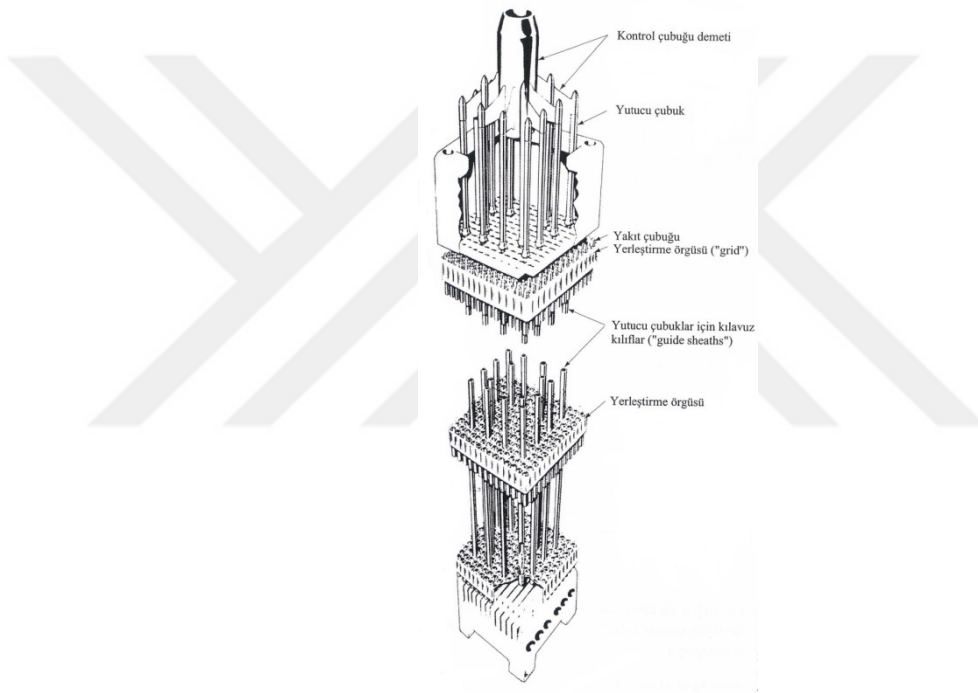
3.1.2. Küme Halinde Kontrol Çubukları

Uygulamada, hemen hemen hiçbir reaktör buraya kadar anlatıldığı gibi tek bir çubukla kontrol edilmez. Bu, tek bir güçlü soğurucu çubuğun varlığının, Şekil 3.4’de gösterildiği gibi, akının şeklinde büyük bir bozulmaya ve bunun da reaktör korunda istenmeyen bir güç ve sıcaklık dağılımına yol açabilecek olmasından kaynaklanır. Aynı zamanda, bir reaktörü kontrol etmek üzere tek bir çubuğa güvenmek, bu çubuğun beklenen şekilde işlev görmemesi durumunda yedek kontrol kapasitesi bulunmadığı için, güvenlik açısından akıllıca görünmez [13].

Nispeten düşük güçlerde (yani birkaç MW veya daha az) çalıştırılan birçok araştırma reaktörü genellikle kor merkezi civarında simetrik bir şekilde yerleştirilmiş az sayıda çubuk tarafından kontrol edilir. Bu tip kontrol çubuğu halkalarının değerlerine ilişkin formüller türetilmiş olmakla beraber, oldukça karmaşıktır [13].

Öte yandan, yüksek güç yoğunluklarında ve yüksek sıcaklıklarda çalıştırılan güç reaktörleri için, nötron akısının reaktör içerisinde mümkün olduğu kadar eş düzeyde kalması son derece önemlidir. Bu nedenle güç reaktörleri her zaman çok miktarda kontrol çubuğu içerir. Günümüzde yaygın olarak kullanılan iki farklı kontrol çubuğu sistemi mevcuttur. Bunlardan birinde, küçük, yaklaşık yakıt çubukları ebadında, silindirik çubuklar, ‘örümcek’ (“spider”) olarak adlandırılan metal bir levha aracılığıyla bir uçlarından birleştirilir ve bir yakıt düzeneği içinde Şekil 3.5’ de gösterildiği gibi her biri bir tüpün içinden geçmek suretiyle birlikte hareket eder. Bu şekilde birleştirilen her çubuk grubu bir kontrol çubuğu demeti olarak bilinir. Tipik bir güç reaktörü, her biri 20 civarında çubuk içeren 50-60 civarında bu tür demete, dolayısıyla toplamda yaklaşık 1000 kadar kontrol çubuğuna sahiptir. Çubuklar güçlü bir nötron soğurucudan oluşur. Bazı reaktörlerde çeşitli kadmiyum, indiyum alaşımları ile bor içeren gümüş, hafniyum veya çelik kullanılır; yeni yeni, içi boş olarak imal edilip bor karbür(B_4C) tozu ile doldurulan (bazen bor, ^{10}B izotopu cinsinden zenginleştirilir) çubuklar kullanıma girmiştir [13].

Birçok güç reaktöründe, kontrol çubuğu sürücüler, (çubukları korun içine sokan veya kordan dışarı çeken mekanizmalar) reaktör operatöründen gelen sinyal ile aynı anda birden çok kontrol çubuğunun hareket etmesini sağlamak üzere, elektriksel olarak birbirleriyle bağlantılı hale getirilir veya gruplaştırılır. Örneğin, “Consolidated Edison’s Indian Point “2 ve 3 no’lu reaktörlerinin her biri, bağımsız olarak hareket ettirilebilen dört gruba bölünmüş 61 kontrol çubuğu kümesi içerir. Bu yüzden, reaktör operatörünün bakış açısıyla, her reaktör yalnızca dört bağımsız kontrol çubuğuna sahiptir.



Şekil 3.5. Kontrol çubuğu kümesi [13]

Bir reaktörün işletme koşulları, güç düzeyi vb. üzerindeki nihai kontrolün reaktör operatöründe olması mutlak bir gereklilikse de, çoğu güç reaktöründe, çubukların normal hareketleri, operatörün müdahalesine de tabi olacak şekilde, çevrim-içi bir bilgisayar aracılığıyla kontrol edilir. Bu bilgisayar, sistem içerisine yerleştirilmiş çeşitli cihazlar tarafından sürekli olarak ölçülen, basınç, sıcaklık, güç yoğunluğu vb. bir dizi reaktör parametresinin değerlerini giriş verisi olarak kabul eder. Bilgisayar, bu verileri kullanarak, istenen bir basıncı veya sıcaklığı korumak veya reaktör içinde en uygun güç dağılımını elde etmek için, kontrol çubuklarının hangi hareketlerinin gerekli olduğunu belirler. Bu hesaplamaların sonuçları kontrol çubuklarının gerekli

hareketi haline otomatik olarak dönüştürülür. Çubuk hareketleri üzerinde bu türden bir bilgisayar kontrolünün olması kor ömrünün uzamasına yol açar. Aynı zamanda, kontrol çubukları en uygun tarzda kullanıldıklarından, reaktörün kontrolü için gerekli toplam çubuk değeri, çubuklar hep birlikte veya rastgele hareket ettiğinde gerekli olacak değerin altına düşer [13].

Çok sayıda çubuğun değerine ilişkin bir tahmin, reaktörün çubukların sokulu ve çekili olduğu durumlardaki çoğalma faktörlerini karşılaştırarak elde edilebilir. Çubukların içeride olduğu durumdaki k değeri, heterojen reaktör hesaplarında kullanılan Wigner-Seitz yöntemiyle bulunabilir. Bu kapsamda reaktör kuru, her hücrenin merkezinde bir kontrol çubuğu olan birim hücrelere bölünür ve difüzyon denklemi eşdeğer silindirik hücre için çözülür. Sonuç itibarıyla ρ_{ω} için elde edilen formül aşağıdaki gibidir:

$$\rho_{\omega} = \frac{f_R}{1-f_R} \quad (3.12)$$

Burada f_R çubuk yararlanma oranı olarak bilinen bir parametredir ve birim kontrol çubuğu hücresi içerisinde yavaşlayan nötronların kontrol çubuğu içinde soğrulan nötronlara oranıdır. Bu oran aşağıdaki denklem ile verilir [13].

$$\frac{1}{f_R} = \frac{(z^2 - y^2)d}{2a} + E(y, z) \quad (3.13)$$

Bu denklemde a kontrol çubuğu yarıçapı; d çubuğun yüzeyinden ekstrapolasyon uzunluğu; L_T kor malzemesinin termal difüzyon uzunluğu olmak üzere $y = \frac{a}{L_T}$; R_c eşdeğer hücrenin yarıçapı olmak üzere $z = \frac{R_c}{L_T}$; ve $E(y, z)$ örgü fonksiyonudur.

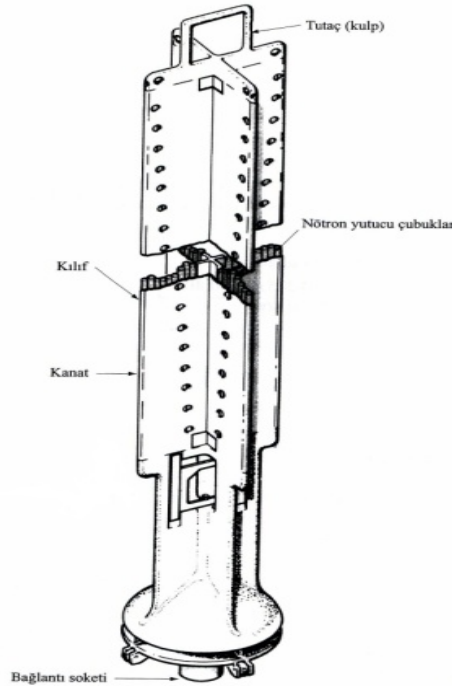
3.1.3. Haç-Şekilli Çubuklar

Güç reaktörlerinde yaygın olarak kullanılmakta olan diğer bir kontrol çubuğu türü, Şekil 3.6'da gösterildiği gibi çapraz iki kanattan oluşan, haç-şekilli çubuktur. Bu çubuklar, Şekil 3.7'de gösterildiği üzere, yakıt düzeneklerinin köşeleri ve kenarları ile rahatça uyuma avantajına ve iyi bir fiziksel bütünselliğe sahiptir. Ayrıca Şekil

3.7, 780 MW'lık bir kaynar-su reaktörlü santralde kullanılan 137 haç-şekilli çubuğun dizilimini gösterir. Haç-şekilli çubuklar ya içi dolu nötron-soğurucu metalden veya içi nötron soğurucu çubuklarla doldurulan boş kalıplar halinde imal edilir; anılan bu çubuklar, çoğu kere, kontrol çubuğu kümelerinde olduğu gibi, B_4C tozu ile doldurulan içi boş borulardır. Sözü edilen ikinci imalat türü şekil 3.6'de gösterilen çubuk için kullanılır [13].

Haç-şekilli çubukların karmaşık geometrisi yüzünden, değerlerini analitik hesaplamalarla kesin olarak saptamak mümkün değildir. Bu tür çubuklar içeren reaktörlerin fiili tasarımında, söz edilen değerler iki veya üç boyutlu çok gruplu kodlar kullanılan hızlı dijital bilgisayarlarda hesaplanır. Bununla birlikte, değerlerinin kaba bir tahminine aşağıdaki basit yöntemle ulaşmak mümkündür.

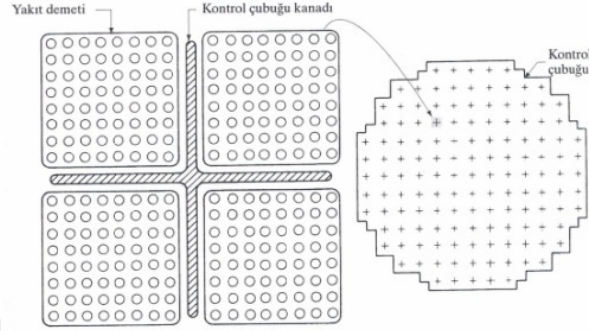
İlk olarak, reaktör gene birim hücrelere bölünür, fakat bu kez birim hücre Şekil 3.8'da gösterildiği gibi iki çubuğun kanatları tarafından sınırlanmıştır [13].



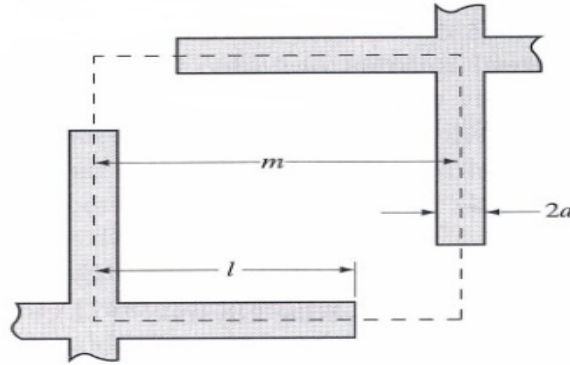
Şekil 3.6. Haç şeklinde kontrol çubuğu [13]

Daha sonra bu birim hücre, kanatları hücrenin üstünde ve altında 90° bükerek elde edilen Şekil 3.9'daki levha geometrisi ile yerleştirilir. f_R değeri aşağıdaki şekilde

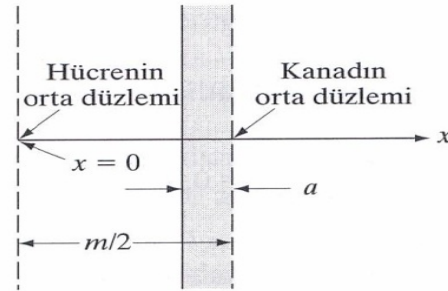
bulunabilir. Önce, çubuğun içine giren nötronların akım yoğunluğunu saptamak üzere, levha geometrisinde nötron difüzyon denklemi çözülür. Bulunan akım yoğunluğu kanatların gerçek yüzey alanı ile çarpılarak çubuk tarafından birim zamanda yutulan nötronların sayısı bulunur. Nihayet, bu sayının hücrede yavaşlayan nötronların sayısına bölünmesi f_R değerini verir [13].



Şekil 3.7. Dört yakıt demeti arasında yerleştirilmiş haç-şekilli kontrol çubuğu [13]



Şekil 3.8. Birbirlerine yakın yerleştirilmiş haç-şekilli kontrol çubuklarının değeri için birim hücre [13]



Şekil 3.9. Difüzyon denkleminin çözümü için kullanılan levha geometrisi [13]

l, a ve m şekil 3.8'deki parametreler, d düzlemsel yüzeydeki uzatılmış genişlik ve L_T kor malzemesinin termal difüzyon uzunluğu olmak üzere, Eşitlik 3.12 de kullanılacak f_R değeri aşağıdaki gibidir:

$$f_R = \frac{4(l-a)L_T}{(m-2a)^2} \frac{1}{\frac{d}{L_T} + \cot h \left[\frac{(m-2a)}{2L_T} \right]} \quad (3.14)$$

Eğer kanatlar, termal nötronlar için genellikle olduğu gibi siyah ise $d = 2,131\bar{D}$ kullanılabilir; bu sonuç Eşitlik 3.10'da $a = \infty$ kullanılması veya d değerini çıplak bir düzlemsel yüzeye uygulayarak elde edilebilir. Bu durum düzlemsel siyah bir yüzeye denktir, çünkü her iki durumda da nötronlar geri dönmemesine kaybolmuştur [13].

3.1.4. Hızlı Reaktörlerdeki Kontrol Çubukları

Bugüne kadar birkaç hızlı reaktör tasarlanmış veya kurulmuştur. Bu yüzden, hızlı reaktör tasarımı standartlaştıkça hangi tür kontrol çubuklarının yaygın kullanım alanı bulacağını kesin olarak ortaya koymak mümkün değildir. Buna karşın, ^{10}B izotopuna zenginleştirilmiş B_4C çubukları, Fransız tasarımı SuperPhénix reaktöründe kullanılmakta ve bu tip reaktörlerde kullanım açısından ümit verici görünmektedir. Bunun nedeni, diğer birçok madde için soğurma tesir-kesiti σ_a , artan nötron enerjisi ile çok düşük değerlere düşerken, bor'un soğurma tesir-kesitinin yüksek nötron enerjilerinde de hala kayda değer ölçüde yüksek olmasıdır [13].

Her koşulda, bor dahil, tüm malzemelerin soğurma tesir-kesitleri hızlı reaktörler açısından önem taşıyan enerjilerde göreceli olarak küçüktür. Öyle ki normal bor için σ_a değeri yaklaşık 0,1 MeV'den 0,4 MeV'e kadar olan aralıkta yalnızca 0,27 barn kadardır. Bu yüzden, bu enerjideki nötronların bor içeren ortamlardaki ortalama serbest yolu, λ_a , nispeten uzundur. Örneğin, B_4C için, $2 \frac{g}{\text{cm}^3}$ lük bir yoğunlukta, (bu, teorik yoğunluğun %80'ine denk gelir), bor atom yoğunluğu $N_B = 0,087 \times 10^{24} \frac{\text{atom}}{\text{cm}^3}$ olur, ve dolayısıyla $\lambda_a = \frac{1}{0,087} \times 0,27 = 42,6 \text{ cm}$ 'dir. Bu değer, bir hızlı reaktörde kullanılabilecek bir kontrol çubuğunun kalınlığından önemli ölçüde büyüktür [13].

λ_a 'nın uygun enerjilerde kontrol çubuğu boyutlarından çok daha büyük olması, çubuk içindeki nötron akısının çubuğu çevreleyen ortamdaki akı ile yaklaşık olarak aynı olduğu anlamına gelir. Bu nedenle, hesaplama amaçları için, çubuğun içerdiği borun reaktör içinde (veya onun bir bölgesinde) eşit dağılım gösterdiği varsayılabilir. Bu husus, hızlı reaktörlerdeki kontrol çubuklarının değerini temel yollardan hesaplama olanağı verir. Termal bir reaktördeki durum ise tam tersidir. Termal bir reaktörde, bir kontrol çubuğunun yakınındaki akıda analizi çok daha zor hale getiren belirgin bir düşüş söz konusudur. Eşit dağıtılmış zehirin bir hızlı reaktörün çoğalma faktörü üzerindeki tek etkisi f (yakıt yararlanma faktörü) değerini değiştirmektir. Reaktörün transport özellikleri borun varlığından çok az etkilenir. Hızlı bir reaktörde çoğalma faktörü:

$$k = k_{\infty} P_{NL} = \eta f P_{NL} \quad (3.15)$$

ile verilir. Burada P_{NL} kaçmama olasılığıdır. Böylece, eşitlik (3.16)'teki çubuk değeri tanımını gereğince;

$$\rho_{\omega} = \frac{k_0 - k}{k} = \frac{f_0 - f}{f} \quad (3.16)$$

bulunur. Burada, alt indissiz parametreler kontrol çubukları içeri sokulmamış durumdaki reaktöre aittir.

Eğer σ_{aF} , σ_{aC} , ve σ_{aB} sırasıyla, yakıtın, soğutucunun (kor içerisindeki yapısal malzemeler dahil) ve borun bir-grup makroskopik soğurma tesir-kesitini gösteriyor ise;

$$f = \frac{\Sigma_{aF}}{\Sigma_{aF} + \Sigma_{aC} + \Sigma_{aB}} \quad (3.17)$$

olur. f_0 ise:

$$f_0 = \frac{\Sigma_{aF}}{\Sigma_{aF} + \Sigma_{aC}} \quad (3.18)$$

Bu deęerleri eřitlik (3.16)'de yerine koyarak hızlı bir reaktördeki kontrol ubuklarının toplam deęeri bulunur:

$$\rho_{\omega} = \frac{\Sigma_{aB}}{\Sigma_{aF} + \Sigma_{aC}} \quad (3.19)$$

Gerekte, hızlı reaktör tasarımında, kontrol ubuklarının deęeri ok-grup kodları ve bilgisayar kullanılarak hesaplanır. Byle hassas hesaplamalar iin, ubuklar, yalnızca reaktörde ubukların yerleřtirildięi blgeler üzerinden homojenize edilir. Ayrıca, soęurma tesir-kesiti azalan enerji ile hızla arttıęından, daha dřük enerji gruplarında grup akılarının ubukların iinde azalmasını dikkate almak gerekir [13].

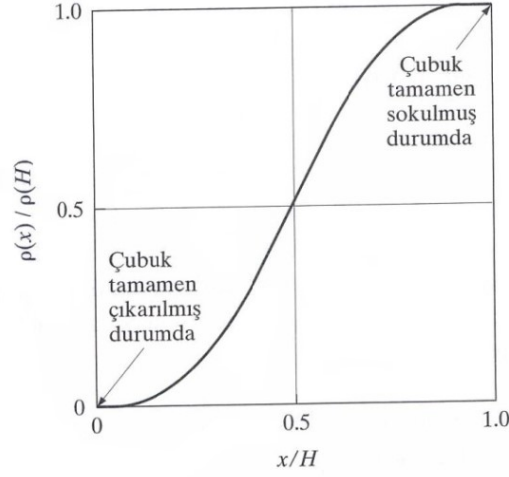
3.1.5. Kısmen Sokulmuř ubuklar

Bu noktaya kadar ubukların reaktör koruna ya tmyle sokulu veya reaktör korundan tamamen ekili olduęu varsayılmıřtır. Uygulamada, ubukların bazıları veya tm reaktörün devreye alınıř zamanında reaktöre sokulur; yakıt tketildike ve fisyon rn zehirler biriktike, yavař bir řekilde dıřarı ekilir. Bu hususun ayrıca g dzeyini deęiřtirmek gayesiyle daha hızlı bir řekilde sokulan veya ekilen ubuklar iin de bilinmesi řarttır [13].

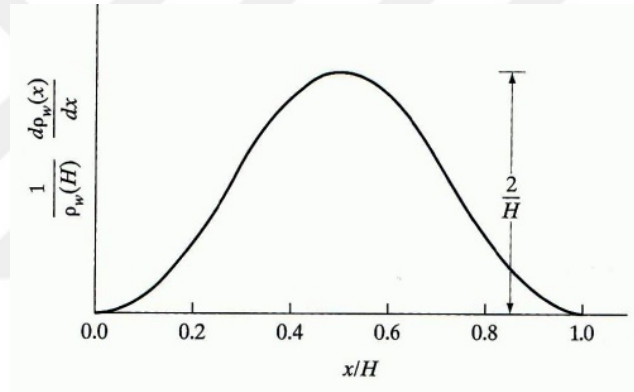
$\rho_{\omega}(x)$, toplam ykseklięi H olan silindirik bir reaktör korunun eksenine paralel olarak x mesafesi kadar sokulmuř bir veya daha fazla kontrol ubuęunun deęeri ve $\rho_{\omega}(H)$ bu ubukların tamamen sokulu oldukları haldeki deęeri olsun. Deneysel olarak bulunmuřtur ve teorik olarak gsterilebilir ki $\rho_{\omega}(x)$ ve $\rho_{\omega}(H)$ arasındaki baęıntı yaklařık olarak

$$\rho_{\omega}(x) = \rho_{\omega}(H) \left[\frac{x}{H} - \frac{1}{2\pi} \sin \left(\frac{2\pi x}{H} \right) \right] \quad (3.20)$$

olur. $\rho_{\omega}(x)$ fonksiyonu řekil 3.10'de gsterilmektedir; buradan $\rho_{\omega}(0) = 0$ ve $x = H$ 'de $\rho_{\omega}(x) = \rho_{\omega}(H)$ olduęu grlebilir. $\frac{\rho_{\omega}(x)}{\rho_{\omega}(H)}$ fonksiyonun trevini hesaplamak ilgin sonular verir:



Şekil 3.10. Kısımlı olarak sokulmuş kontrol çubuğun sokulma mesafesinin fonksiyonu olarak değeri [13]



Şekil 3.11. Kontrol çubuğunun birim sokulma mesafesi başına reaktivitedeki değişimin oranı [13]

$$\frac{1}{\rho_w(H)} \frac{d\rho_w(x)}{dx} = \frac{1}{H} \left[1 - \cos\left(\frac{2\pi x}{H}\right) \right] \quad (3.21)$$

Çubukların birim sokulma mesafesi başına reaktivitedeki değişimin oranını veren bu ifadenin grafiği Şekil 3.11'de çizilmiştir. Şekilde gösterildiği üzere, çubuk reaktör içine ilk sokulduğunda, tıpkı tam olarak sokulduğunda olduğu gibi, reaktivite, sokulma mesafesi başına çok az değişim gösterir. Fiziksel olarak, bunun nedeni, bu iki durumda da, çubuğun ucunun akının çok küçük olduğu bölgelerden geçmesi ve bu yüzden çok az sayıda ilave nötronun çubuğun hareketinin sonucu olarak çubuk içinde soğrulmasıdır. Öte taraftan, kor merkezine yakın bölgelerde, akı da en büyük olduğu için, $\rho_w(x)$ 'teki değişim en fazladır [13].

Birçok reaktörde, çubuğun değerinin çubuğun reaktöre sokulma mesafesi ile değişmesi problemi, akının yüksek olduğu reaktörün merkezinden bir kontrol çubuğu veya kontrol kümesi çekilmeye başlandığında, ikinci kontrol çubuğu veya kontrol kümesinin otomatik olarak çekilmesini sağlayacak şekilde çubukların hareketini programlamakla belirli bir ölçüye kadar aşılabılır. Bu yolla, bir çubuk veya bir grup çubuğun azalan değeri başka bir tanesinin değerini artırarak telafi edilir [13].

3.2. Kontrol Çubuklarında Kullanılan Materyallerin Özellikleri

Bu tez çalışmasında kontrol çubuklarında malzeme olarak kullanılan bor, bor bileşikleri, samaryum, gadolinyum ve hafniyum elementleri incelenmiştir. Bu elementlere ait foton enerjisine bağlı kütleli zayıflama değerleri cm^2/g ve barns/atom birimleri cinsinden X com foton tesir kesiti data programından elde edilmiştir. Foton enerjisi 0,001 MeV ile 10MeV arasında değiştirilmiştir. Elde edilen değerlerden lineer zayıflatma katsayısı, yarı değer kalınlıkları, onda bir kalınlıkları ve ortalama serbest yol değerleri hesaplanmıştır. Sonuçlar enerjiye bağlı olarak grafik halinde elde edilmiş ve yorumlanmıştır.

3.2.1. Bor

Metal olmayan Bor ya alaşım halinde veya paslanmaz çelik içinde serpmne halinde kullanılır. En çok kullanılan bor kompozitleri Boral, Boraksal, Bor Karbür(B_4C), Bor Karbon Çeliği, Bor-paslanmaz çeliktir.

Doğal Bor Bor-10 ve B-11 olmak üzere iki izotoptan oluşmaktadır. Bu izotopların yüzde miktarları ve termal nötronlara karşı tesir kesitleri Çizelge 3.2'de verilmiştir.

Çizelge 3. 2. Doğal Bor'a ait yüzde bolluk ve tesir kesiti değerleri

B_{10}	%18,8	$\sigma_a=3990\text{barn/atom}$
B_{11}	%81.2	$\sigma_a= 0,5 \text{ barn/atom}$

Böylece ortalama tesir kesiti $\sigma_a = 570$ barn olur. İki izotop $\text{BF}_4(\text{CH}_3)_2\text{O}$ nun kademeli damıtılması ile elde edilirler. Karbür, oksit ve ferrobör doğrudan doğruya ham maddeden elde edilebilmektedir. Bor'un ergime noktası 2000- 2300 °C arasındadır, yoğunluğu 2,3 gr/cm³ dür, mekanik özellikleri kötüdür [12].

Termal nötronlara karşı olan büyük yutma tesir kesiti ve nötron yuttuğu zaman sert gama ışınları meydana getirmemesi kullanılmasını tercih sebebi yapmaktadır.

3.2.2. Boral

Bor karbürün (B_4C) Alüminyum matriks içindeki bir bileşkesine Boral ismi verilir. Boral alüminyum zarf içinde kullanılır. Boral hazırlanmasında öncelikle 35-50 w/o B_4C ve alüminyum bileşkesi hazırlanır. Boral %35 B_4C ile %65 Al karışımı olarak kontrol çubuklarında kullanılmaktadır.

Lüzumlu alüminyumun yarısı toz halinde toz bor ile karıştırılır, bu şekilde elde edilen toz karışım eritilmiş alüminyum içine dökülür. Sıvı haldeki karışım 670°C sıcaklığında çelik kalıplar ile kalıplanır. Elde edilen külçe yüzey, delikli olmaya uygundur. Bu sebeple yüzey üzerine alüminyum püskürtülür. Sonra 1/8 inç (3,17 mm) 2S alüminyum yaprak ile sarılarak 610 °C sıcaklığında %10 indirgeme mertebesinde haddeden geçirilir. Böylece 1/4 inç veya 1/8 inç kalınlığında 0,508mm zarf içinde Bor levhaları elde edilir. Bu levhalar ile mekanik çalışmak mümkündür, punta kaynağı yapmak mümkündür. Mekanik özellikleri zayıftır, kopma gerilmesi 385 Kg/cm² mertebesinde dir. Özellikleri daha çok alüminyum matriksin özelliklerine benzemektedir. Korozyona dayanıklılığı pek iyi değildir, massif halde 1000 °C 'a kadar hava oksidasyonuna dayanır, radyasyon altında dengelidir. Diğer özellikleri Çizelge 3.3'de verilmiştir [35].

Çizelge 3. 3. Boral Malzemenin Özellikleri

Yoğunluğu	2,5 gr/cm ³
Ergime Noktası	2350-2500 °C
Lineer Termal Genişleme Sayısı	4,5× 10 ⁻⁶ / °C
Termal iletim katsayısı	100 °C da 0,29 cal/s.cm. °C 500 °C da 0,18 cal/sec.cm. °C

3. 2. 3. Bor - Karbon Çeliği

Elektrik ark fırınında %1 ile 2 bor içeren yumuşak çelik yapılmaktadır. Ham madde olarak % 0, 012 karbon ihtiva eden demir madeni külçeleri kullanılır. Öncelikle demir külçeleri eritilir sonra bor eklenir. Bu şekilde manganez asgari miktarda olmaktadır. Manganezin az olması gama radyasyonu bakımından gereklidir. Yoğunluğu takriben 7,6 gr/cm³ kadardır [36].

Borlu yumuşak çelik 25,4 cm külçeler halinde dökülür. 1024 °C da dövülerek şekillendirilir ve sonra haddeden geçirilir ve 2,54 cm çapında çubuk haline konur. %2 bor ihtiva eden çeliğe kaynak yapmak ve bunu 1000 °C civarında su vermek sureti ile sertleştirmek mümkün olmaktadır. Kayma gerilmesi 730 °C da 2600 kg/cm² kadardır. %1,5 bor ihtiva eden bor - karbon çeliği X-10 ve BNL reaktöründe kullanılmıştır [36].

3. 2. 4. Boraksal

Boral içinde B₄C yerine B₂O₃ kullanıldığı takdirde Boraksal isimli kontrol malzemesi elde edilir. Boraksal içinde bor miktarı 1/3 kadar azaltılmıştır. Boraksal alüminyum zarf malzemesi içinde 1/4 inç levhalar halinde imal edilir. Radyasyondan etkilenmez. B₂O₃'ün yoğunluğu 1,85 gr/cm³ ve ergime noktası 580 °C dır. Boraksal yüksek sıcaklıklara uygun değildir [37].

3. 2. 5. Bor -Karbür (B_4C)

Bor karbür toz metalürjisi yolu ile metalik bağlama malzemesi kullanmak sureti ile yapılır. Bağ maddesi olarak Alüminyum kullanıldığı zaman malzeme 600 °C üstünde kullanılmaz. Nikel ile hazırlanan malzeme alaşım haline geçer ve 1093 °C'da eriyen bir ötektik meydana getirir [38].

Ötektik malzemeler, iki veya daha fazla maddeden oluşurlar. Bu maddeler birlikte oldukları zaman, kendi erime noktalarından daha düşük sıcaklıkta erirler. Bu karışımın erime noktası, maddelerin oranlarına bağlı olarak değişir. En düşük erime derecesine ötektik nokta, bu derecedeki karışım oranına ötektik kompozisyon denilmektedir [38].

Böyle karışım meydana getiren maddelerin, fiziksel görünümünün değişmeden karışabilmesi için adsorban ilavesi çözüm olarak kullanılabilir. Takriben 1000 °C civarında kullanmak üzere bakır ve demir daha uygun bağ malzemeleridir. Bu şekilde hazırlanan malzeme pres ile istenilen şekle sokulur. BEPO reaktöründe Bor Karbür çelik borular kullanılmıştır [38].

3. 2. 6. Ferrobor

Ferrobor, razorit($Na_2B_4O_7 \cdot 4H_2O$) veya kolemanit ($CaB_6O_{11} \cdot H_2O$) gibi maden külçelerinin demir ihtiva eden madenlerle birlikte elektrik fırınında indirgenmesi ile yapılır.

Ferroborun yoğunluğu 5gr/cm^3 dür, bunun 1gr/cm^3 ü veya %20 si bordur. Ferrobor çeliğe bor ilavesi için kullanılmaktadır. Bu işlem ya sedimentasyon yolu ile veya ferrobor tozu ile veya eritilmiş çeliğe doğrudan doğruya eklemek sureti ile yapılır. Semantasyon yolu ile bor veya ferrobor tozu 700-1100 °C da 1-5 saatte yapılır. Sementasyon, çelik yüzey tabakasında karbürleme, sertleştirme ve menevişleme işleminin yapılmasına karşılık gelir. Krom ve krom nikelli çelikler daha kolaylıkla semante edilebilmektedir [12].

3. 2. 7. Kadmiyum

Kadmiyum genellikle çinko ve bakır gibi metallerin yanısıra yan ürün olarak kullanılmaktadır. Doğada bulunan doğal kadmiyum içinde bir kaç izotop bulunur. %12,3 büyüklüğünde yüksek tesir kesitli bir izotopu mevcuttur. Ortalama termal yutma nötron yutma tesir kesiti 2400 barn mertebesinde olur. Metalik kadmiyumun ergime noktası 321°C ve kaynama noktası 765 °C dır. Bu alçak ergime noktası kadmiyumun reaktörlerde kullanılmasında sınır koymaktadır. Metalik teorik yoğunluğu 8,648 gr/cm³ dür. Lineer termal genişleme 20 ile 1000 °C arasında $31,8 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$ dır. Oda sıcaklığında termal kondüksiyon sayısı 0,22 cal/sn.cm.°C'dır. Metal sıkı paketlenmiş hegzagonal kristale sahiptir [39].

3. 2. 8. Hafniyum

Hafniyumun termal nötronları yutma tesir kesiti 115 barn/atom kadar olmakla beraber mekanik özelliklerinin mükemmel oluşu ve korozyona çok dayanıklı olması bakımlarından ilgi çekicidir.

Hafniyum zirkonyum üretimi sırasında yan ürün olarak elde edilmektedir. Doğada bulunan zirkonyum genellikle % 0,5 ile %2 hafniyum ihtiva eder. Hafniyum bakımından en zengin zirkonyum en fazla % 35 hafniyum oksit içerir. Az miktarda elde edilebilir olması en önemli dezavantajıdır.

Zirkonyumun temizleme işlemleri sırasında elde edilen hafniyum okside ve sonra da klorüre çevrilir. Magnezyum ile indirgeme yapılmak suretiyle klorürden hafniyum sünger metali elde edilir. Hafniyum metali oldukça ağırdır, yoğunluğu 13,36 gr/cm³, ergime noktası 2130 °C dır. 0-1000 °C arasında termal genişleme sayısı düşüktür ($5,9 \times 10^{-6} / ^\circ\text{C}$) [40].

Hafniyum inert atmosferde ark fırınında su ile soğutulmuş bakır kaplar içinde eritilir. Külçe 927 °C de dövülür ve 927-899 °C arasında sıcakta haddelenir. Hafniyumun havada ısıtılması zirkonyumdan kolaydır. Koruyucu bir oksit hasıl olur. Hafniyum kontrol elemanı olarak ilk defa STR reaktöründe kullanılmıştır [40].

3. 2. 9. Gadolinyum

Gadolinyum nadir toprak elementlerindendir. Bu metal soğuk olarak şekillendirilebilir, fakat 705 ile 899 °C sıcaklıkları arasında sıcakta haddeleme tercih edilir. Yoğunluğu 7,95 gr/cm³'dür. Ergime noktası 1200 °C'dir. Sıkı paketlenmiş hegzagonal kristallerdir [41].

3. 2. 10. Samaryum

Samaryum (Sm simgesi), atom sayısı 62, atom ağırlığı 150,4 ve yoğunluğu 7,75 olan nadir bulunan elementtir. Sinema endüstrisinde aydınlatmada ve kanser tedavisinde kullanılır [42].

3.3. X Com Foton Tesir Kesiti Bilgisayar Programı

Birçok bilimsel, mühendislik ve tıbbi uygulama için fotonların (x-ışınları, gama ışınları, bremsstrahlung) saçılması ve absorplanması ile ilgili veriler gerekmektedir. Foton tesir kesitlerinin ihtiyaç duyduğu malzeme sayısı oldukça fazladır ve giderek de artmaktadır. Şu ana kadar mevcut olan araştırmalardan elde edilen sonuçlar, birçok materyal, bileşik ve karışım için tesir kesitleri değerlerini içermektedir. Deneysel olarak tesir kesiti değerlerini tüm bu materyaller için elde etmek oldukça karmaşıktır. Üstelik, tesir kesitleri belirli enerjilerde elde edildiğinden dolayı bulunanlar dışındaki foton enerjilerine ihtiyaç duyulmaktadır [43].

Bileşikler için foton tesir kesitleri, absorpsiyon kenarlarına yakın enerjiler hariç olmak üzere atomik bileşenler için tesir kesitlerinin ağırlıklı toplamı olarak oldukça doğru bir şekilde elde edilebilmektedir. Bununla birlikte, gerekli olan hesaplamalar oldukça karmaşıktır ve absorpsiyon kenarlarında foton absorpsiyon kesitlerinin ve toplam zayıflama katsayılarının süreksiz olması gerçeği olayı daha da kompilike hale getirir. Bu süreksizliğin varlığı, bileşikler için foton tesir kesitleri verilerinin, bütün atomik bileşenler için tüm absorpsiyon kenarlarının hemen üstünde ve altında foton enerjilerini içermesini gerektirir. Bu durum çok fazla ilave enterpolasyon yapılmasına neden olur [43].

Uygun bir alternatif yaklaşım, gerektiğinde bileşikler ve karışımlar için tesir kesitleri ve zayıflatma katsayılarını üretmektir. Bu tezde 0,001 eV ve 1000 eV arasındaki

enerjilerde bor, boral, bor karbon çeliği, boraksal, bor karbür, ferrobor, kadmiyum, hafniyum, gadolinyum ve samaryum elementlerinin tesir kesitleri cm^2/gr ve barn/atom birimleri cinsinden elde edilmiştir. Elde edilen kütleli absorpsiyon katsayıları yoğunluklar kullanılarak lineer absorpsiyon katsayılarına dönüştürülmüştür. Elde edilen sonuçlardan yarı değer kalınlıkları, onda bir kalınlıkları ve ortalama serbest yol değerleri bulunmuştur.

XCOM programı, standart bir enerji aralığında (logaritmik olarak aralıklı) veya kullanıcı tarafından seçilen bir aralıkta veya her iki aralığa ait bir karışım üzerinde kesit oluşturabilir. Tüm absorpsiyon kenarlarının hemen üstündeki ve altındaki enerjilerdeki kesitler otomatik olarak dahil edilir. XCOM, verilerini literatürdeki mevcut değerleri kullanarak tablolar halinde vermektedir. Ayrıca bu verileri kullanarak grafiksel gösterim sunmaktadır. Xcom programı, atomik çekirdek ve atomik elektronlar alanındaki koherent saçılma, inkoherent saçılma, fotoelektrik absorpsiyon ve çift üretimi olayları için kısmi tesir kesitlerinin yanı sıra zayıflatma katsayısı ve toplam tesir kesiti değerlerini de sağlar. Bileşikler veya karışımlar için etkileşim katsayıları ve toplam zayıflama katsayıları, atomik bileşenler için karşılık gelen miktarların toplamı olarak elde edilir. Ağırlık faktörleri, yani bileşenlerin ağırlığına göre kesirler, XCOM tarafından kullanıcı tarafından girilen kimyasal formülden hesaplanır. Bununla birlikte, karışımlar için, kullanıcı fraksiyonları çeşitli bileşenlerin ağırlığına göre sağlanmalıdır. Bazı sınırlamalar not edilmelidir. XCOM veri tabanındaki elemanların kesitleri, izole edilmiş nötr atomlara aittir ve özellikle absorpsiyon kenarlarının yakınında, enine kesitleri modifiye eden moleküler ve katı-hal etkilerini hesaba katmaz. Delbruck saçılması, iki foton Compton saçılması veya foto-mezon üretimi gibi nispeten küçük kesitler dahil değildir. Ayrıca, 5 MeV'den 30 MeV'ye kadar olan dev-dipolrezonans bölgesinde, toplam zayıflama katsayısına yüzde birkaç katkıda bulunabilen nükleer foto-etki de ihmal edilmiştir. Son olarak, XCOM, foton enerjisinin ikincil Compton-, foto- ve çift elektronların kinetik enerjisine dönüşmesini temsil eden enerji emilim katsayılarını hesaplamamaktadır[43].

4. BULGULAR VE TARTIŞMA

Bu tez çalışmasında nükleer reaktörlerde kontrol çubuğu olarak kullanılan 11 farklı malzemenin doğrusal soğurma değerleri, yarı değer kalınlıkları, onda bir değer kalınlıkları ve ortalama serbest yol değerleri hesaplanmıştır.

Veriler Xcom foton tesir kesiti data programından alınmıştır. Alınan verilerde saçılma, fotoelektrik olay, çift oluşumu ve toplam zayıflama tesir kesiti verileri mevcuttur. Yapılan hesaplamalarda toplam zayıflatma değerlerinin koherent saçılma değerleri esas alınmıştır. Bu değerler değişen foton enerjisi ile farklılık göstermektedir.

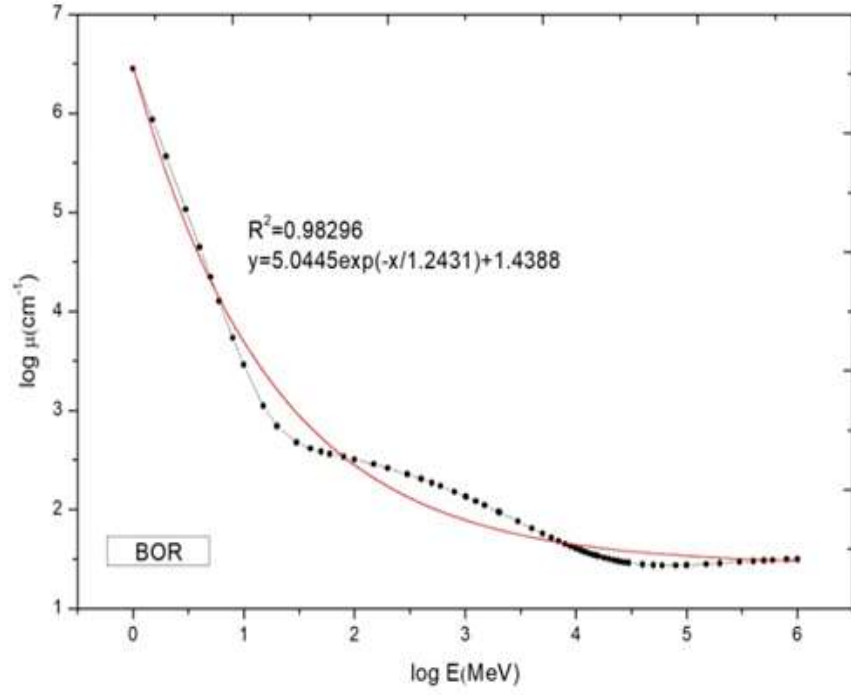
4.1. Bor

Bor mineral ve bileşikleri 10B ve 11B izotoplarını içerirler. Bor izotopları nükleer reaksiyon sırasında nötron soğurma ve yavaşlatma özelliğiyle nötronların uranyum-235 ile fisyon reaksiyonunu engelleyip yavaşlattığından, dimetil eter, elementer bor, zenginleştirilmiş bor oksit veya asit veya ferrobör haline dönüştürüldüğünde nükleer reaktörün kontrol çubuklarının ve moderatörlerinin yapımında da kullanılırlar. Kontrol çubukları çoğunlukla %2 bor içeren çelik-alüminyum alaşımlarıdır, nükleer reaktörlerde nötronları absorblayarak bunların uranyum-235 ile verdiği zincir reaksiyonu olan fisyon reaksiyonunu engellemekte veya durdurmakta böylece reaktörün durdurulması veya reaksiyon veren nötronların miktarını ayarlayarak fisyon enerjisinde güç kontrolü sağlamaktadır. Nükleer reaktörlerde kontrol çubuğu imalatında borlu çelikler, bor karbürler ve titanbor alaşımları kullanılır. Bunlar daha çok amorf bor veya kristal bor formundadır [44]. Paslanmaz borlu çelik, nötron absorbanı olarak tercih edilmektedir. Her bir bor atomu yaklaşık bir nötron absorbe etmektedir. Ayrıca, nükleer atıkların depolanmasında da nötron zırhlaması için kalsiyum bor cevheri (kolemanit minerali) nötron bariyeri olarak kullanılmaktadır. Nükleer reaktörlerin çalıştırılması ve geliştirilmesi ile ilgili temel gerekliliklerden biri, nötron yakalanmasını korumak, kontrol etmek ve fisyon reaksiyonu esnasında nötron üretilmesini sağlamaktır. Bor, nötron soğurucu olarak dikkate alınmaya değer, nükleer özelliklere sahip elementlerden biridir [45, 46]. Mevcut elementler nükleer

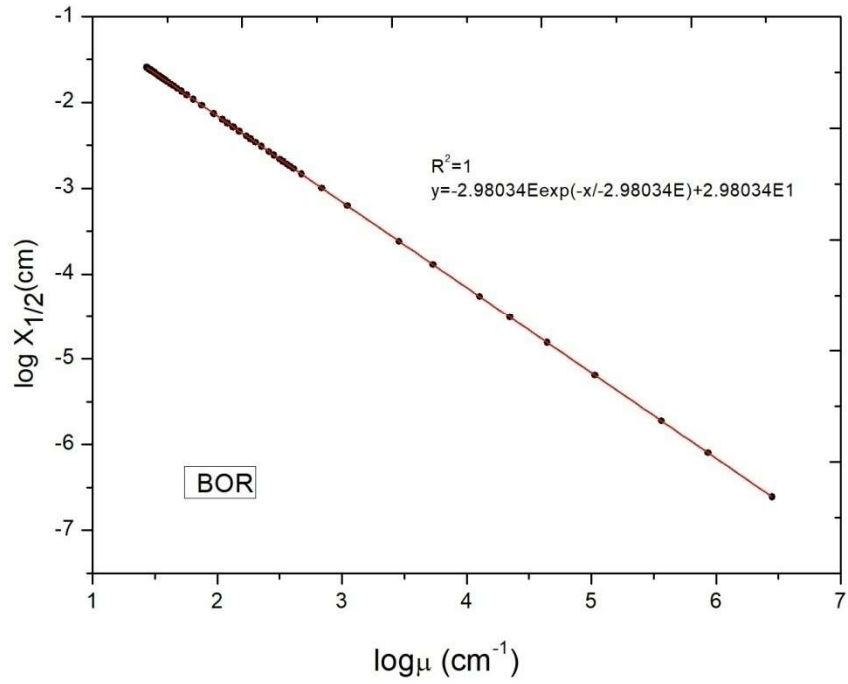
reaksiyonlardaki davranışlarını belirleyen bazı özellikleriyle soğurucu olarak değerlendirilir. Bu özellikler, termal nükleon başına bağlama enerjisi, nötron absorpsiyon etki kesiti, termal nötron dağılma kesiti ve yakıt yarı ömrüdür [47]. Bor elementi termal nötronlara karşı olan büyük yutma tesir kesiti ve nötron yuttuğu zaman sert gama ışınları meydana getirmemesi nedeniyle reaktör kontrol çubuklarında tercih edilen bir malzemedir. Enerji değişimine bağlı μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri çizelge 4.1'de gösterilmiştir. Yoğunluğu $2,3 \text{ g/cm}^3$ 'dür. Şekil 4.1'de enerjinin doğrusal soğurma katsayısı(μ)'ye karşı çizilen grafiğinde değişim eksponansiyeldir. Şekil 4.2'de doğrusal soğurma katsayısı(μ)'nün logaritmik değeri ile yarı değer kalınlığı($x_{1/2}$)'nin logaritmik değişimi lineer olarak gözlenmiştir. R^2 değerleri sonuçların fonksiyonla uyumlu olduğunu göstermektedir.

Çizelge 4. 1. Bor'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

E(MeV)	$\mu_p(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X(1/2)(\text{cm})$	$X(1/10)(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1.00E+00	1.23E+06	2.83E+06	2.45E-07	8.14E-07	3.54E-07
1.50E+00	3.77E+05	8.66E+05	8.00E-07	2.66E-06	1.15E-06
2.00E+00	1.60E+05	3.67E+05	1.89E-06	6.27E-06	2.72E-06
3.00E+00	4.67E+04	1.07E+05	6.46E-06	2.14E-05	9.32E-06
4.00E+00	1.93E+04	4.43E+04	1.56E-05	5.19E-05	2.26E-05
5.00E+00	9.68E+03	2.23E+04	3.11E-05	1.03E-04	4.49E-05
6.00E+00	5.54E+03	1.27E+04	5.44E-05	1.81E-04	7.85E-05
8.00E+00	2.35E+03	5.40E+03	1.28E-04	4.27E-04	1.85E-04
1.00E+01	1.26E+03	2.89E+03	2.40E-04	7.98E-04	3.46E-04
1.50E+01	4.83E+02	1.11E+03	6.24E-04	2.07E-03	9.01E-04
2.00E+01	3.01E+02	6.93E+02	1.00E-03	3.32E-03	1.44E-03
3.00E+01	2.06E+02	4.75E+02	1.46E-03	4.85E-03	2.11E-03
4.00E+01	1.79E+02	4.13E+02	1.68E-03	5.58E-03	2.42E-03
5.00E+01	1.67E+02	3.83E+02	1.81E-03	6.01E-03	2.61E-03
6.00E+01	1.58E+02	3.64E+02	1.90E-03	6.32E-03	2.74E-03
8.00E+01	1.47E+02	3.39E+02	2.05E-03	6.80E-03	2.95E-03
1.00E+02	1.39E+02	3.20E+02	2.17E-03	7.20E-03	3.13E-03
1.50E+02	1.24E+02	2.86E+02	2.42E-03	8.05E-03	3.50E-03
2.00E+02	1.14E+02	2.61E+02	2.65E-03	8.81E-03	3.83E-03
3.00E+02	9.86E+01	2.27E+02	3.05E-03	1.01E-02	4.41E-03
4.00E+02	8.84E+01	2.03E+02	3.41E-03	1.13E-02	4.92E-03
5.00E+02	8.07E+01	1.86E+02	3.74E-03	1.24E-02	5.39E-03
6.00E+02	7.46E+01	1.72E+02	4.04E-03	1.34E-02	5.83E-03
8.00E+02	6.55E+01	1.51E+02	4.60E-03	1.53E-02	6.64E-03
1.00E+03	5.89E+01	1.35E+02	5.11E-03	1.70E-02	7.38E-03
1.02E+03	5.83E+01	1.34E+02	5.17E-03	1.72E-02	7.46E-03
1.25E+03	5.27E+01	1.21E+02	5.72E-03	1.90E-02	8.25E-03
1.50E+03	4.79E+01	1.10E+02	6.29E-03	2.09E-02	9.07E-03
2.00E+03	4.11E+01	9.45E+01	7.33E-03	2.44E-02	1.06E-02
2.04E+03	4.06E+01	9.34E+01	7.42E-03	2.47E-02	1.07E-02
3.00E+03	3.28E+01	7.55E+01	9.17E-03	3.05E-02	1.32E-02
4.00E+03	2.80E+01	6.44E+01	1.08E-02	3.58E-02	1.55E-02
5.00E+03	2.48E+01	5.70E+01	1.22E-02	4.04E-02	1.76E-02
6.00E+03	2.25E+01	5.17E+01	1.34E-02	4.45E-02	1.93E-02
7.00E+03	2.08E+01	4.78E+01	1.45E-02	4.82E-02	2.09E-02
8.00E+03	1.95E+01	4.47E+01	1.55E-02	5.15E-02	2.24E-02
9.00E+03	1.84E+01	4.23E+01	1.64E-02	5.44E-02	2.36E-02
1.00E+04	1.76E+01	4.04E+01	1.72E-02	5.70E-02	2.48E-02
1.10E+04	1.69E+01	3.88E+01	1.79E-02	5.94E-02	2.58E-02
1.20E+04	1.63E+01	3.74E+01	1.85E-02	6.16E-02	2.68E-02
1.30E+04	1.58E+01	3.62E+01	1.91E-02	6.35E-02	2.76E-02
1.40E+04	1.53E+01	3.52E+01	1.97E-02	6.53E-02	2.84E-02
1.50E+04	1.50E+01	3.44E+01	2.02E-02	6.69E-02	2.91E-02
1.60E+04	1.46E+01	3.36E+01	2.06E-02	6.84E-02	2.97E-02
1.80E+04	1.41E+01	3.24E+01	2.14E-02	7.10E-02	3.08E-02
2.00E+04	1.37E+01	3.15E+01	2.20E-02	7.32E-02	3.18E-02
2.20E+04	1.34E+01	3.07E+01	2.26E-02	7.50E-02	3.26E-02
2.40E+04	1.31E+01	3.01E+01	2.30E-02	7.65E-02	3.32E-02
2.60E+04	1.29E+01	2.96E+01	2.34E-02	7.78E-02	3.38E-02
2.80E+04	1.27E+01	2.92E+01	2.37E-02	7.89E-02	3.43E-02
3.00E+04	1.26E+01	2.89E+01	2.40E-02	7.98E-02	3.46E-02
4.00E+04	1.21E+01	2.78E+01	2.49E-02	8.27E-02	3.59E-02
5.00E+04	1.19E+01	2.74E+01	2.53E-02	8.40E-02	3.65E-02
6.00E+04	1.18E+01	2.72E+01	2.54E-02	8.45E-02	3.67E-02
8.00E+04	1.18E+01	2.72E+01	2.54E-02	8.45E-02	3.67E-02
1.00E+05	1.19E+01	2.74E+01	2.53E-02	8.40E-02	3.65E-02
1.50E+05	1.22E+01	2.80E+01	2.47E-02	8.21E-02	3.57E-02
2.00E+05	1.24E+01	2.86E+01	2.42E-02	8.05E-02	3.50E-02
3.00E+05	1.28E+01	2.95E+01	2.35E-02	7.81E-02	3.39E-02
4.00E+05	1.31E+01	3.00E+01	2.31E-02	7.66E-02	3.33E-02
5.00E+05	1.32E+01	3.05E+01	2.28E-02	7.56E-02	3.28E-02
6.00E+05	1.34E+01	3.08E+01	2.25E-02	7.47E-02	3.25E-02
8.00E+05	1.36E+01	3.13E+01	2.22E-02	7.36E-02	3.20E-02
1.00E+06	1.36E+01	3.13E+01	2.22E-02	7.36E-02	3.20E-02



Şekil 4.1. Bor için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



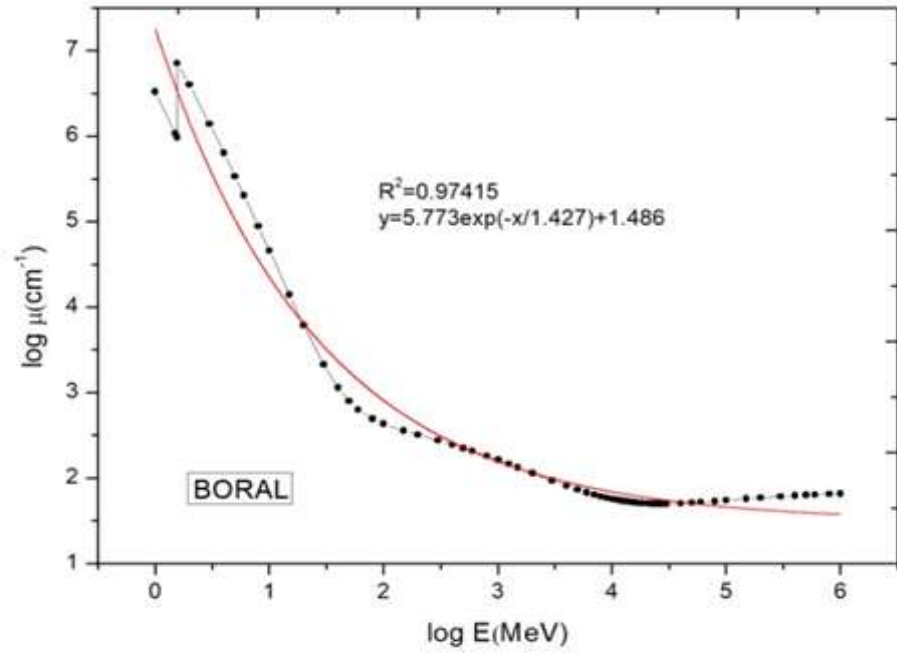
Şekil 4.2. Bor için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

4.2. Boral

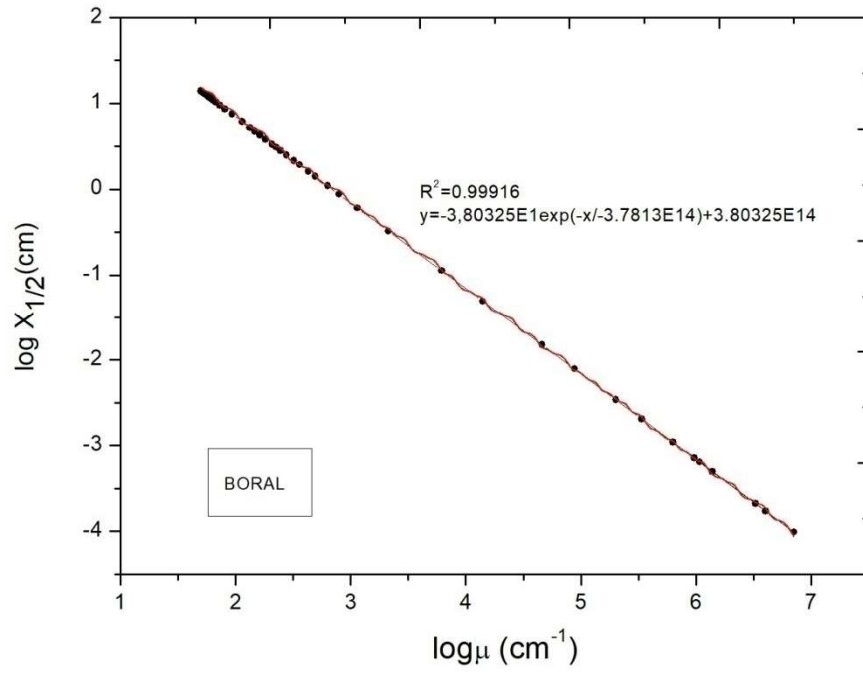
Çizelge 4. 2. Boral'a ait μ_r , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

E(MeV)	$\mu_r(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X(1/2)(\text{cm})$	$X(1/10)(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1.00E+00	1.22E+06	3.30E+06	2.10E-04	6.98E-07	3.03E-07
1.50E+00	3.99E+05	1.08E+06	6.43E-04	2.14E-06	9.28E-07
1.56E+00	3.58E+05	9.67E+05	7.17E-04	2.38E-06	1.03E-06
1.56E+00	2.62E+06	7.08E+06	9.79E-05	3.25E-07	1.41E-07
2.00E+00	1.49E+06	4.02E+06	1.72E-04	5.73E-07	2.49E-07
3.00E+00	5.15E+05	1.39E+06	4.99E-04	1.66E-06	7.20E-07
4.00E+00	2.35E+05	6.33E+05	1.09E-03	3.63E-06	1.58E-06
5.00E+00	1.26E+05	3.39E+05	2.04E-03	6.79E-06	2.95E-06
6.00E+00	7.48E+04	2.02E+05	3.43E-03	1.14E-05	4.95E-06
8.00E+00	3.26E+04	8.80E+04	7.87E-03	2.61E-05	1.14E-05
1.00E+01	1.70E+04	4.59E+04	1.51E-02	5.02E-05	2.18E-05
1.50E+01	5.20E+03	1.40E+04	4.94E-02	1.64E-04	7.13E-05
2.00E+01	2.28E+03	6.16E+03	1.12E-01	3.73E-04	1.62E-04
3.00E+01	7.88E+02	2.13E+03	3.26E-01	1.08E-03	4.70E-04
4.00E+01	4.25E+02	1.15E+03	6.04E-01	2.01E-03	8.71E-04
5.00E+01	2.94E+02	7.94E+02	8.73E-01	2.90E-03	1.26E-03
6.00E+01	2.34E+02	6.32E+02	1.10E+00	3.64E-03	1.58E-03
8.00E+01	1.82E+02	4.91E+02	1.41E+00	4.69E-03	2.04E-03
1.00E+02	1.59E+02	4.30E+02	1.61E+00	5.36E-03	2.33E-03
1.50E+02	1.33E+02	3.59E+02	1.93E+00	6.41E-03	2.78E-03
2.00E+02	1.19E+02	3.22E+02	2.15E+00	7.15E-03	3.10E-03
3.00E+02	1.02E+02	2.76E+02	2.51E+00	8.33E-03	3.62E-03
4.00E+02	9.13E+01	2.46E+02	2.81E+00	9.34E-03	4.06E-03
5.00E+02	8.32E+01	2.25E+02	3.09E+00	1.02E-02	4.45E-03
6.00E+02	7.69E+01	2.08E+02	3.34E+00	1.11E-02	4.82E-03
8.00E+02	6.74E+01	1.82E+02	3.81E+00	1.26E-02	5.49E-03
1.00E+03	6.06E+01	1.64E+02	4.23E+00	1.41E-02	6.11E-03
1.02E+03	6.00E+01	1.62E+02	4.28E+00	1.42E-02	6.18E-03
1.25E+03	5.42E+01	1.46E+02	4.74E+00	1.57E-02	6.83E-03
1.50E+03	4.94E+01	1.33E+02	5.20E+00	1.73E-02	7.50E-03
2.00E+03	4.25E+01	1.15E+02	6.04E+00	2.01E-02	8.71E-03
2.04E+03	4.20E+01	1.13E+02	6.11E+00	2.03E-02	8.81E-03
3.00E+03	3.45E+01	9.32E+01	7.44E+00	2.47E-02	1.07E-02
4.00E+03	3.00E+01	8.09E+01	8.56E+00	2.84E-02	1.24E-02
5.00E+03	2.71E+01	7.31E+01	9.48E+00	3.15E-02	1.37E-02
6.00E+03	2.51E+01	6.77E+01	1.02E+01	3.40E-02	1.48E-02
7.00E+03	2.37E+01	6.39E+01	1.08E+01	3.60E-02	1.57E-02
8.00E+03	2.26E+01	6.10E+01	1.14E+01	3.77E-02	1.64E-02
9.00E+03	2.18E+01	5.88E+01	1.18E+01	3.91E-02	1.70E-02
1.00E+04	2.11E+01	5.71E+01	1.21E+01	4.03E-02	1.75E-02
1.10E+04	2.06E+01	5.57E+01	1.24E+01	4.13E-02	1.80E-02
1.20E+04	2.02E+01	5.46E+01	1.27E+01	4.22E-02	1.83E-02
1.30E+04	1.99E+01	5.37E+01	1.29E+01	4.29E-02	1.86E-02
1.40E+04	1.96E+01	5.30E+01	1.31E+01	4.35E-02	1.89E-02
1.50E+04	1.94E+01	5.24E+01	1.32E+01	4.39E-02	1.91E-02
1.60E+04	1.92E+01	5.19E+01	1.34E+01	4.44E-02	1.93E-02
1.80E+04	1.90E+01	5.12E+01	1.35E+01	4.50E-02	1.95E-02
2.00E+04	1.88E+01	5.07E+01	1.37E+01	4.54E-02	1.97E-02
2.20E+04	1.86E+01	5.03E+01	1.38E+01	4.57E-02	1.99E-02
2.40E+04	1.86E+01	5.01E+01	1.38E+01	4.59E-02	1.99E-02
2.60E+04	1.85E+01	5.00E+01	1.39E+01	4.60E-02	2.00E-02
2.80E+04	1.85E+01	5.00E+01	1.39E+01	4.61E-02	2.00E-02
3.00E+04	1.85E+01	5.00E+01	1.39E+01	4.60E-02	2.00E-02
4.00E+04	1.87E+01	5.05E+01	1.37E+01	4.56E-02	1.98E-02
5.00E+04	1.90E+01	5.12E+01	1.35E+01	4.49E-02	1.95E-02
6.00E+04	1.93E+01	5.21E+01	1.33E+01	4.42E-02	1.92E-02
8.00E+04	1.99E+01	5.36E+01	1.29E+01	4.30E-02	1.87E-02
1.00E+05	2.03E+01	5.49E+01	1.26E+01	4.20E-02	1.82E-02
1.50E+05	2.12E+01	5.73E+01	1.21E+01	4.02E-02	1.75E-02
2.00E+05	2.18E+01	5.89E+01	1.18E+01	3.91E-02	1.70E-02
3.00E+05	2.26E+01	6.10E+01	1.14E+01	3.77E-02	1.64E-02
4.00E+05	2.31E+01	6.23E+01	1.11E+01	3.69E-02	1.60E-02
5.00E+05	2.34E+01	6.33E+01	1.10E+01	3.64E-02	1.58E-02
6.00E+05	2.37E+01	6.39E+01	1.08E+01	3.60E-02	1.56E-02
8.00E+05	2.40E+01	6.49E+01	1.07E+01	3.55E-02	1.54E-02
1.00E+06	2.43E+01	6.55E+01	1.06E+01	3.52E-02	1.53E-02

Boral bir kompozit malzemedir. Şekil 4.3.'de 1,56 MeV civarındaki foton enerjilerinde 13 K kabuğunda oluşan soğurma kenarı Alüminyumun K tabakasındaki fotoelektrik etkiden ortaya çıkmaktadır.



Şekil 4.3. Boral için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



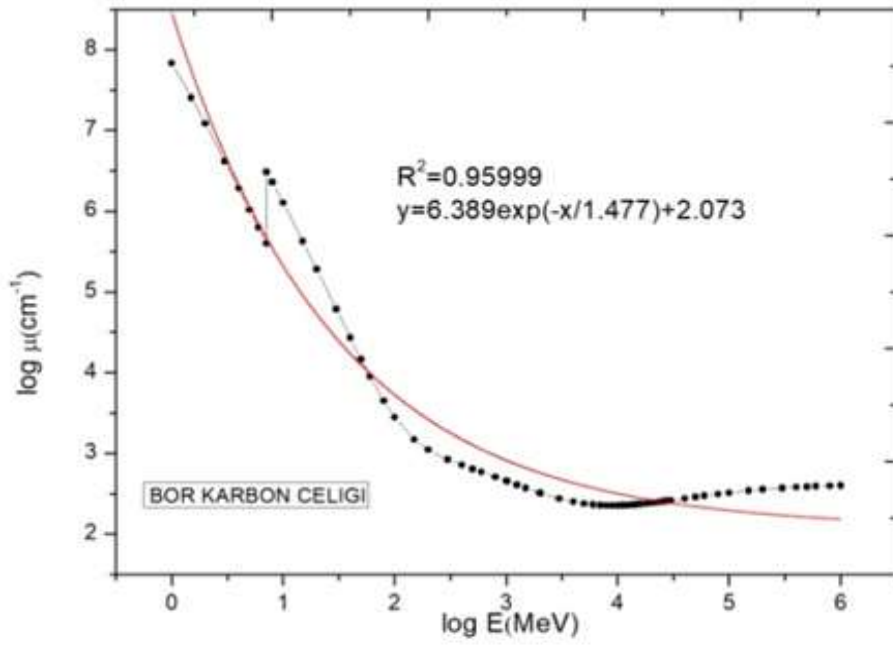
Şekil 4.4. Boral için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

4.3. Bor Karbon Çeliği

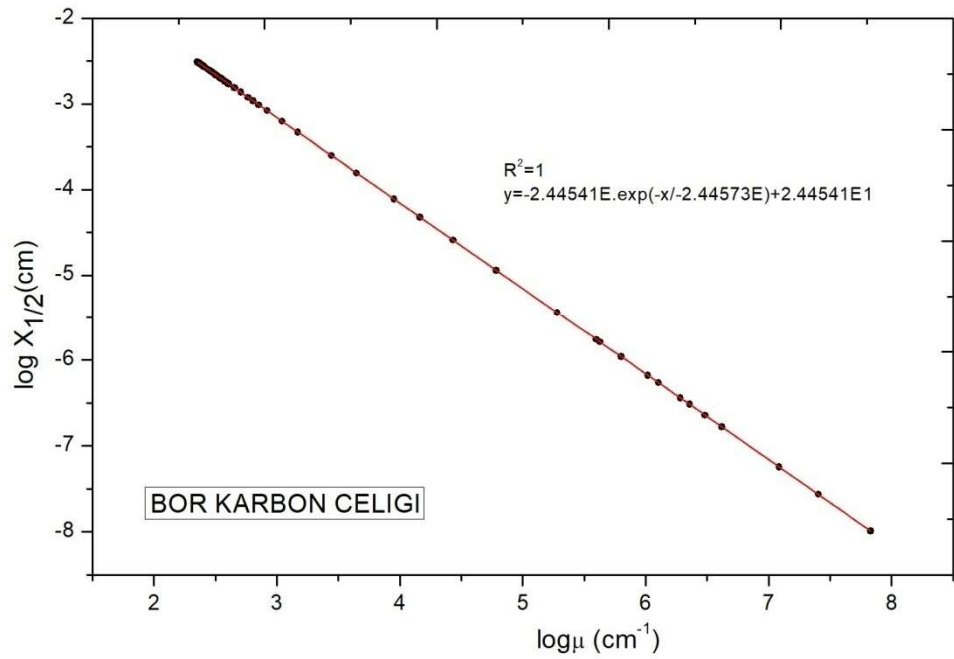
Çizelge 4. 3. Bor Karbon Çeliğine ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerler

E(MeV)	$\mu_p(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X(1/2)(\text{cm})$	$X(1/10)(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1.00E+00	8.93E+06	6.78E+07	1.02E-08	3.39E-08	1.47E-08
1.50E+00	3.34E+06	2.54E+07	2.73E-08	9.07E-08	3.94E-08
2.00E+00	1.60E+06	1.21E+07	5.71E-08	1.90E-07	8.24E-08
3.00E+00	5.47E+05	4.16E+06	1.67E-07	5.53E-07	2.40E-07
4.00E+00	2.52E+05	1.91E+06	3.62E-07	1.20E-06	5.22E-07
5.00E+00	1.37E+05	1.04E+06	6.65E-07	2.21E-06	9.59E-07
6.00E+00	8.32E+04	6.33E+05	1.10E-06	3.64E-06	1.58E-06
7.11E+00	5.22E+04	3.97E+05	1.75E-06	5.80E-06	2.52E-06
7.11E+00	4.00E+05	3.04E+06	2.28E-07	7.58E-07	3.29E-07
8.00E+00	2.99E+05	2.28E+06	3.05E-07	1.01E-06	4.39E-07
1.00E+01	1.67E+05	1.27E+06	5.45E-07	1.81E-06	7.87E-07
1.50E+01	5.59E+04	4.25E+05	1.63E-06	5.41E-06	2.35E-06
2.00E+01	2.52E+04	1.91E+05	3.62E-06	1.20E-05	5.23E-06
3.00E+01	8.01E+03	6.09E+04	1.14E-05	3.78E-05	1.64E-05
4.00E+01	3.56E+03	2.70E+04	2.56E-05	8.51E-05	3.70E-05
5.00E+01	1.92E+03	1.46E+04	4.75E-05	1.58E-04	6.85E-05
6.00E+01	1.18E+03	9.00E+03	7.70E-05	2.56E-04	1.11E-04
8.00E+01	5.86E+02	4.45E+03	1.56E-04	5.17E-04	2.24E-04
1.00E+02	3.67E+02	2.79E+03	2.48E-04	8.25E-04	3.59E-04
1.50E+02	1.95E+02	1.48E+03	4.68E-04	1.55E-03	6.75E-04
2.00E+02	1.45E+02	1.11E+03	6.27E-04	2.08E-03	9.05E-04
3.00E+02	1.10E+02	8.33E+02	8.32E-04	2.76E-03	1.20E-03
4.00E+02	9.39E+01	7.14E+02	9.71E-04	3.23E-03	1.40E-03
5.00E+02	8.41E+01	6.39E+02	1.08E-03	3.60E-03	1.56E-03
6.00E+02	7.70E+01	5.85E+02	1.18E-03	3.93E-03	1.71E-03
8.00E+02	6.70E+01	5.09E+02	1.36E-03	4.52E-03	1.97E-03
1.00E+03	5.99E+01	4.55E+02	1.52E-03	5.05E-03	2.20E-03
1.02E+03	5.93E+01	4.50E+02	1.54E-03	5.11E-03	2.22E-03
1.25E+03	5.35E+01	4.06E+02	1.71E-03	5.66E-03	2.46E-03
1.50E+03	4.88E+01	3.71E+02	1.87E-03	6.21E-03	2.70E-03
2.00E+03	4.26E+01	3.24E+02	2.14E-03	7.11E-03	3.09E-03
2.04E+03	4.22E+01	3.21E+02	2.16E-03	7.18E-03	3.12E-03
3.00E+03	3.61E+01	2.75E+02	2.52E-03	8.38E-03	3.64E-03
4.00E+03	3.30E+01	2.51E+02	2.76E-03	9.18E-03	3.99E-03
5.00E+03	3.13E+01	2.38E+02	2.91E-03	9.67E-03	4.20E-03
6.00E+03	3.04E+01	2.31E+02	3.00E-03	9.96E-03	4.33E-03
7.00E+03	2.99E+01	2.27E+02	3.05E-03	1.01E-02	4.40E-03
8.00E+03	2.97E+01	2.26E+02	3.07E-03	1.02E-02	4.43E-03
9.00E+03	2.96E+01	2.25E+02	3.08E-03	1.02E-02	4.44E-03
1.00E+04	2.97E+01	2.26E+02	3.07E-03	1.02E-02	4.43E-03
1.10E+04	2.98E+01	2.26E+02	3.06E-03	1.02E-02	4.42E-03
1.20E+04	3.00E+01	2.28E+02	3.04E-03	1.01E-02	4.39E-03
1.30E+04	3.01E+01	2.29E+02	3.03E-03	1.00E-02	4.37E-03
1.40E+04	3.04E+01	2.31E+02	3.00E-03	9.97E-03	4.33E-03
1.50E+04	3.06E+01	2.33E+02	2.98E-03	9.90E-03	4.30E-03
1.60E+04	3.08E+01	2.34E+02	2.96E-03	9.82E-03	4.27E-03
1.80E+04	3.14E+01	2.38E+02	2.91E-03	9.66E-03	4.20E-03
2.00E+04	3.19E+01	2.42E+02	2.86E-03	9.51E-03	4.13E-03
2.20E+04	3.24E+01	2.46E+02	2.82E-03	9.36E-03	4.06E-03
2.40E+04	3.29E+01	2.50E+02	2.77E-03	9.22E-03	4.00E-03
2.60E+04	3.34E+01	2.53E+02	2.73E-03	9.08E-03	3.95E-03
2.80E+04	3.38E+01	2.57E+02	2.70E-03	8.96E-03	3.89E-03
3.00E+04	3.42E+01	2.60E+02	2.66E-03	8.85E-03	3.84E-03
4.00E+04	3.62E+01	2.75E+02	2.52E-03	8.38E-03	3.64E-03
5.00E+04	3.77E+01	2.87E+02	2.42E-03	8.03E-03	3.49E-03
6.00E+04	3.91E+01	2.97E+02	2.34E-03	7.76E-03	3.37E-03
8.00E+04	4.11E+01	3.12E+02	2.22E-03	7.37E-03	3.20E-03
1.00E+05	4.27E+01	3.24E+02	2.14E-03	7.10E-03	3.09E-03
1.50E+05	4.52E+01	3.44E+02	2.02E-03	6.70E-03	2.91E-03
2.00E+05	4.69E+01	3.56E+02	1.95E-03	6.47E-03	2.81E-03
3.00E+05	4.88E+01	3.71E+02	1.87E-03	6.21E-03	2.70E-03
4.00E+05	4.99E+01	3.79E+02	1.83E-03	6.07E-03	2.64E-03
5.00E+05	5.07E+01	3.85E+02	1.80E-03	5.98E-03	2.60E-03
6.00E+05	5.12E+01	3.89E+02	1.78E-03	5.91E-03	2.57E-03
8.00E+05	5.20E+01	3.95E+02	1.75E-03	5.83E-03	2.53E-03
1.00E+06	5.25E+01	3.99E+02	1.74E-03	5.77E-03	2.51E-03

Bor karbon çeliği kompozit bir malzemedir. % 2 oranında Bor, % 0, 12 oranında Karbon, % 97 oranında Demir ihtiva eder. Bor-304 adı verilen yeni bir paslanmaz çelik, atık nükleer yakıtın taşınmasında kullanılan kapların yapımında kullanılır [18]. Şekil 4.5'de 7,11 MeV civarındaki foton enerjilerinde 26 K kabuğunda oluşan soğurma kenarı Bor karbon çeliği içinde 0,978 oranında bulunan demirin K tabakasındaki fotoelektrik etkiden ortaya çıkmaktadır [12].



Şekil 4.5. Bor Karbon çeliği için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



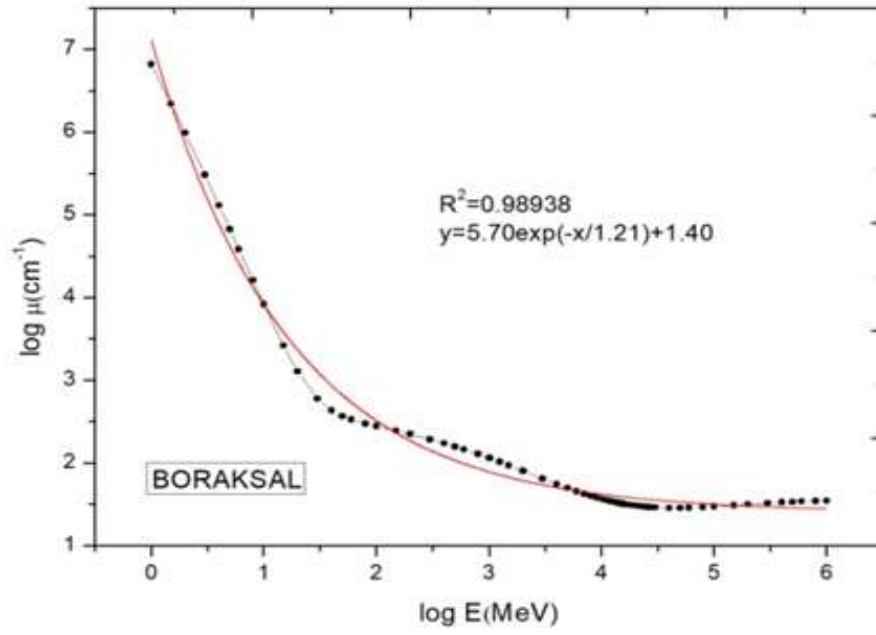
Şekil 4.6. Bor Karbon çeliği için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

4.4. Boraksal

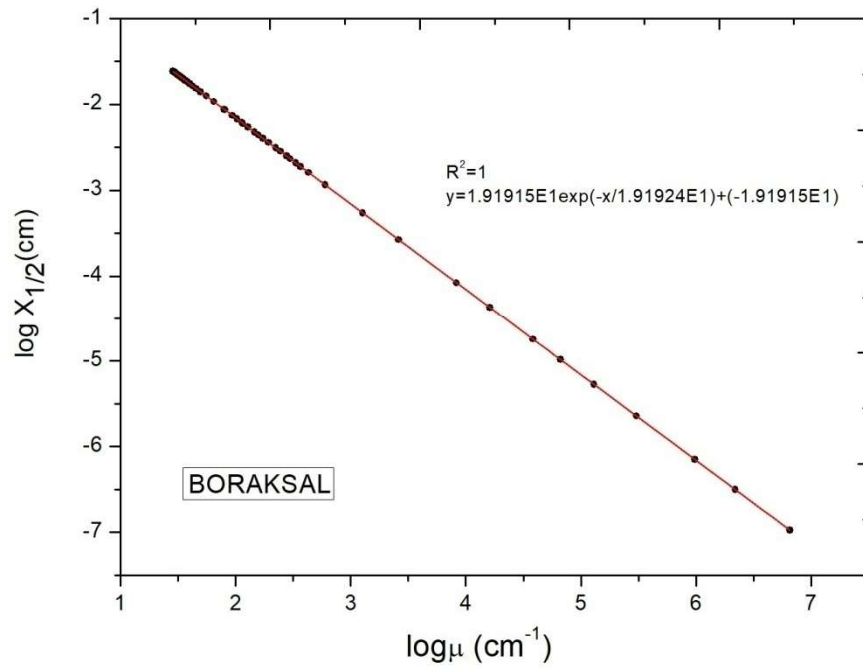
Çizelge 4. 4. Boraksal ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

E(MeV)	$\mu_p(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X(1/2)(\text{cm})$	$X(1/10)(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1.00E+00	3.55E+06	6.56E+06	1.06E-07	3.51E-07	1.52E-07
1.50E+00	1.19E+06	2.19E+06	3.16E-07	1.05E-06	4.56E-07
2.00E+00	5.29E+05	9.78E+05	7.08E-07	2.35E-06	1.02E-06
3.00E+00	1.64E+05	3.04E+05	2.28E-06	7.58E-06	3.29E-06
4.00E+00	7.02E+04	1.30E+05	5.34E-06	1.77E-05	7.70E-06
5.00E+00	3.60E+04	6.67E+04	1.04E-05	3.45E-05	1.50E-05
6.00E+00	2.08E+04	3.85E+04	1.80E-05	5.98E-05	2.60E-05
8.00E+00	8.75E+03	1.62E+04	4.28E-05	1.42E-04	6.18E-05
1.00E+01	4.49E+03	8.31E+03	8.34E-05	2.77E-04	1.20E-04
1.50E+01	1.42E+03	2.62E+03	2.65E-04	8.79E-04	3.82E-04
2.00E+01	6.90E+02	1.28E+03	5.43E-04	1.80E-03	7.83E-04
3.00E+01	3.25E+02	6.01E+02	1.15E-03	3.83E-03	1.67E-03
4.00E+01	2.34E+02	4.33E+02	1.60E-03	5.32E-03	2.31E-03
5.00E+01	1.99E+02	3.68E+02	1.89E-03	6.26E-03	2.72E-03
6.00E+01	1.81E+02	3.34E+02	2.07E-03	6.89E-03	2.99E-03
8.00E+01	1.61E+02	2.99E+02	2.32E-03	7.71E-03	3.35E-03
1.00E+02	1.50E+02	2.78E+02	2.49E-03	8.28E-03	3.60E-03
1.50E+02	1.32E+02	2.45E+02	2.83E-03	9.40E-03	4.08E-03
2.00E+02	1.21E+02	2.23E+02	3.11E-03	1.03E-02	4.48E-03
3.00E+02	1.04E+02	1.93E+02	3.59E-03	1.19E-02	5.18E-03
4.00E+02	9.34E+01	1.73E+02	4.01E-03	1.33E-02	5.79E-03
5.00E+02	8.52E+01	1.58E+02	4.40E-03	1.46E-02	6.34E-03
6.00E+02	7.88E+01	1.46E+02	4.75E-03	1.58E-02	6.86E-03
8.00E+02	6.92E+01	1.28E+02	5.41E-03	1.80E-02	7.81E-03
1.00E+03	6.22E+01	1.15E+02	6.02E-03	2.00E-02	8.69E-03
1.02E+03	6.16E+01	1.14E+02	6.09E-03	2.02E-02	8.78E-03
1.25E+03	5.56E+01	1.03E+02	6.73E-03	2.24E-02	9.71E-03
1.50E+03	5.06E+01	9.37E+01	7.40E-03	2.46E-02	1.07E-02
2.00E+03	4.35E+01	8.05E+01	8.61E-03	2.86E-02	1.24E-02
2.04E+03	4.30E+01	7.95E+01	8.71E-03	2.89E-02	1.26E-02
3.00E+03	3.50E+01	6.48E+01	1.07E-02	3.56E-02	1.54E-02
4.00E+03	3.01E+01	5.56E+01	1.25E-02	4.14E-02	1.80E-02
5.00E+03	2.68E+01	4.97E+01	1.40E-02	4.64E-02	2.01E-02
6.00E+03	2.46E+01	4.55E+01	1.52E-02	5.06E-02	2.20E-02
7.00E+03	2.29E+01	4.24E+01	1.63E-02	5.43E-02	2.36E-02
8.00E+03	2.16E+01	4.00E+01	1.73E-02	5.75E-02	2.50E-02
9.00E+03	2.07E+01	3.82E+01	1.81E-02	6.03E-02	2.62E-02
1.00E+04	1.99E+01	3.67E+01	1.89E-02	6.27E-02	2.72E-02
1.10E+04	1.92E+01	3.55E+01	1.95E-02	6.48E-02	2.82E-02
1.20E+04	1.87E+01	3.45E+01	2.01E-02	6.67E-02	2.90E-02
1.30E+04	1.82E+01	3.37E+01	2.06E-02	6.83E-02	2.97E-02
1.40E+04	1.78E+01	3.30E+01	2.10E-02	6.98E-02	3.03E-02
1.50E+04	1.75E+01	3.24E+01	2.14E-02	7.11E-02	3.09E-02
1.60E+04	1.72E+01	3.19E+01	2.17E-02	7.22E-02	3.14E-02
1.80E+04	1.68E+01	3.11E+01	2.23E-02	7.41E-02	3.22E-02
2.00E+04	1.65E+01	3.04E+01	2.28E-02	7.56E-02	3.29E-02
2.20E+04	1.62E+01	3.00E+01	2.31E-02	7.68E-02	3.34E-02
2.40E+04	1.60E+01	2.96E+01	2.34E-02	7.77E-02	3.38E-02
2.60E+04	1.59E+01	2.93E+01	2.36E-02	7.85E-02	3.41E-02
2.80E+04	1.57E+01	2.91E+01	2.38E-02	7.91E-02	3.43E-02
3.00E+04	1.57E+01	2.90E+01	2.39E-02	7.95E-02	3.45E-02
4.00E+04	1.55E+01	2.86E+01	2.42E-02	8.05E-02	3.50E-02
5.00E+04	1.55E+01	2.86E+01	2.42E-02	8.05E-02	3.50E-02
6.00E+04	1.56E+01	2.88E+01	2.41E-02	8.00E-02	3.48E-02
8.00E+04	1.58E+01	2.92E+01	2.37E-02	7.88E-02	3.42E-02
1.00E+05	1.61E+01	2.97E+01	2.33E-02	7.74E-02	3.36E-02
1.50E+05	1.67E+01	3.08E+01	2.25E-02	7.47E-02	3.25E-02
2.00E+05	1.71E+01	3.16E+01	2.19E-02	7.29E-02	3.16E-02
3.00E+05	1.77E+01	3.27E+01	2.12E-02	7.05E-02	3.06E-02
4.00E+05	1.80E+01	3.34E+01	2.08E-02	6.90E-02	3.00E-02
5.00E+05	1.83E+01	3.38E+01	2.05E-02	6.80E-02	2.96E-02
6.00E+05	1.85E+01	3.42E+01	2.03E-02	6.73E-02	2.92E-02
8.00E+05	1.88E+01	3.47E+01	2.00E-02	6.64E-02	2.88E-02
1.00E+06	1.89E+01	3.50E+01	1.98E-02	6.57E-02	2.86E-02

Boraksal % 31 Bor, % 68 Oksijenden oluşmaktadır. Yoğunluğu $1,85\text{g}/\text{cm}^3$ 'dür. Radyasyondan etkilenmez. Yüksek sıcaklıklara uygun değildir [12].



Şekil 4.7. Boraksal için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



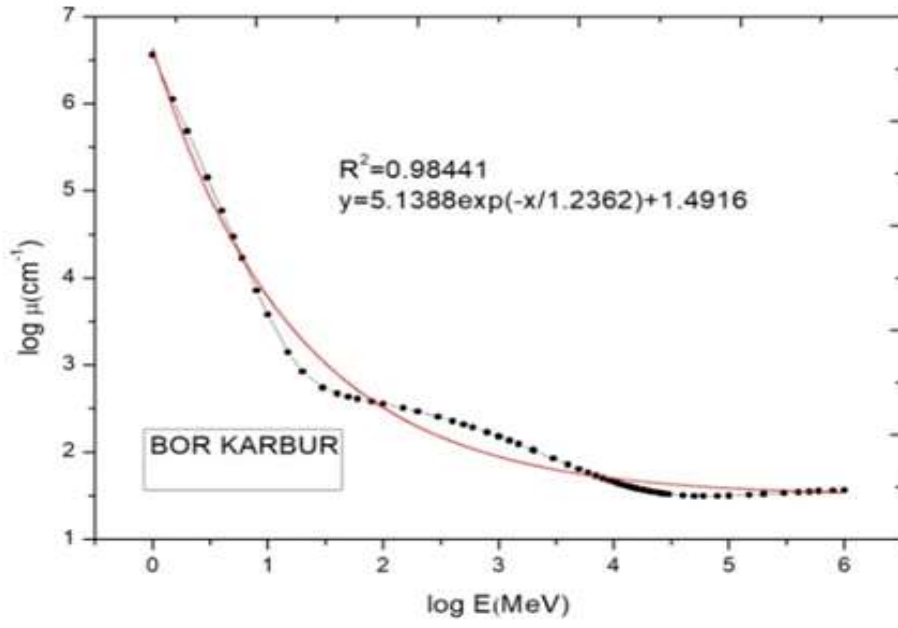
Şekil 4.8. Boraksal için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

4.5. Bor Karbür (B₄C)

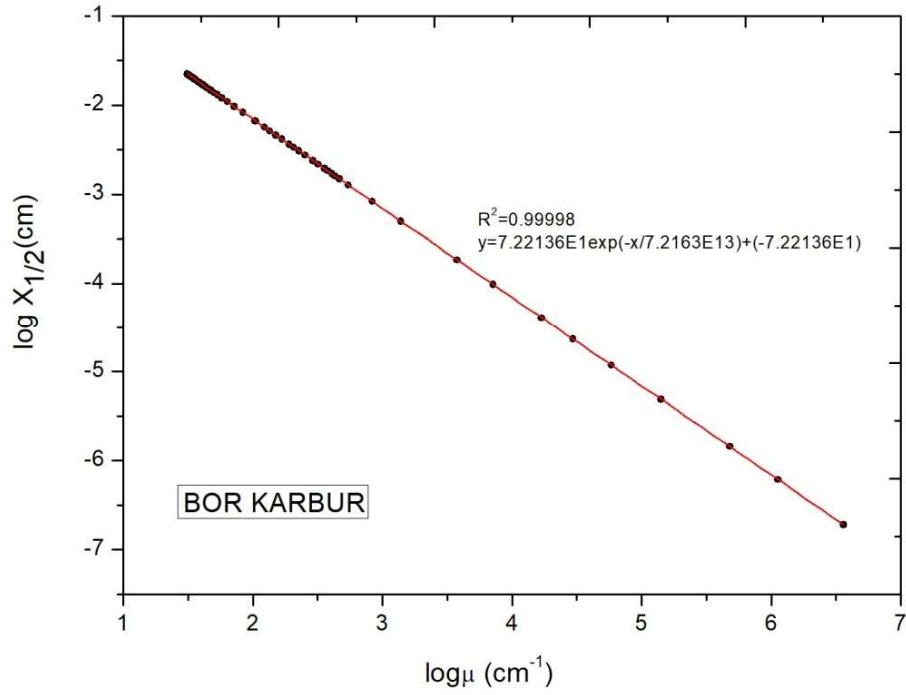
Çizelge 4. 5. Bor Karbür'e ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

E(MeV)	$\mu_p(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X(1/2)(\text{cm})$	$X(1/10)(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1.00E+00	1.44E+06	3.63E+06	1.91E-07	6.33E-07	2.75E-07
1.50E+00	4.47E+05	1.13E+06	6.15E-07	2.04E-06	8.88E-07
2.00E+00	1.91E+05	4.81E+05	1.44E-06	4.79E-06	2.08E-06
3.00E+00	5.62E+04	1.42E+05	4.90E-06	1.63E-05	7.07E-06
4.00E+00	2.33E+04	5.87E+04	1.18E-05	3.92E-05	1.70E-05
5.00E+00	1.17E+04	2.96E+04	2.34E-05	7.79E-05	3.38E-05
6.00E+00	6.71E+03	1.69E+04	4.10E-05	1.36E-04	5.91E-05
8.00E+00	2.83E+03	7.13E+03	9.71E-05	3.23E-04	1.40E-04
1.00E+01	1.50E+03	3.77E+03	1.84E-04	6.10E-04	2.65E-04
1.50E+01	5.53E+02	1.39E+03	4.97E-04	1.65E-03	7.17E-04
2.00E+01	3.32E+02	8.36E+02	8.29E-04	2.75E-03	1.20E-03
3.00E+01	2.17E+02	5.47E+02	1.27E-03	4.21E-03	1.83E-03
4.00E+01	1.86E+02	4.67E+02	1.48E-03	4.92E-03	2.14E-03
5.00E+01	1.71E+02	4.31E+02	1.61E-03	5.34E-03	2.32E-03
6.00E+01	1.62E+02	4.08E+02	1.70E-03	5.64E-03	2.45E-03
8.00E+01	1.50E+02	3.79E+02	1.83E-03	6.08E-03	2.64E-03
1.00E+02	1.42E+02	3.57E+02	1.94E-03	6.44E-03	2.80E-03
1.50E+02	1.27E+02	3.19E+02	2.17E-03	7.22E-03	3.13E-03
2.00E+02	1.16E+02	2.92E+02	2.38E-03	7.90E-03	3.43E-03
3.00E+02	1.00E+02	2.53E+02	2.74E-03	9.10E-03	3.95E-03
4.00E+02	8.99E+01	2.27E+02	3.06E-03	1.02E-02	4.41E-03
5.00E+02	8.21E+01	2.07E+02	3.35E-03	1.11E-02	4.84E-03
6.00E+02	7.59E+01	1.91E+02	3.62E-03	1.20E-02	5.23E-03
8.00E+02	6.66E+01	1.68E+02	4.13E-03	1.37E-02	5.95E-03
1.00E+03	5.99E+01	1.51E+02	4.59E-03	1.52E-02	6.62E-03
1.02E+03	5.93E+01	1.49E+02	4.64E-03	1.54E-02	6.69E-03
1.25E+03	5.36E+01	1.35E+02	5.13E-03	1.70E-02	7.40E-03
1.50E+03	4.88E+01	1.23E+02	5.64E-03	1.87E-02	8.14E-03
2.00E+03	4.18E+01	1.05E+02	6.58E-03	2.18E-02	9.49E-03
2.04E+03	4.13E+01	1.04E+02	6.66E-03	2.21E-02	9.60E-03
3.00E+03	3.35E+01	8.43E+01	8.22E-03	2.73E-02	1.19E-02
4.00E+03	2.85E+01	7.19E+01	9.64E-03	3.20E-02	1.39E-02
5.00E+03	2.53E+01	6.37E+01	1.09E-02	3.61E-02	1.57E-02
6.00E+03	2.30E+01	5.79E+01	1.20E-02	3.98E-02	1.73E-02
7.00E+03	2.12E+01	5.35E+01	1.29E-02	4.30E-02	1.87E-02
8.00E+03	1.99E+01	5.01E+01	1.38E-02	4.59E-02	1.99E-02
9.00E+03	1.89E+01	4.75E+01	1.46E-02	4.85E-02	2.11E-02
1.00E+04	1.80E+01	4.53E+01	1.53E-02	5.08E-02	2.21E-02
1.10E+04	1.73E+01	4.36E+01	1.59E-02	5.28E-02	2.30E-02
1.20E+04	1.67E+01	4.21E+01	1.65E-02	5.47E-02	2.38E-02
1.30E+04	1.62E+01	4.08E+01	1.70E-02	5.64E-02	2.45E-02
1.40E+04	1.58E+01	3.97E+01	1.74E-02	5.80E-02	2.52E-02
1.50E+04	1.54E+01	3.88E+01	1.79E-02	5.94E-02	2.58E-02
1.60E+04	1.51E+01	3.80E+01	1.82E-02	6.06E-02	2.63E-02
1.80E+04	1.46E+01	3.67E+01	1.89E-02	6.28E-02	2.73E-02
2.00E+04	1.41E+01	3.56E+01	1.95E-02	6.46E-02	2.81E-02
2.20E+04	1.38E+01	3.48E+01	1.99E-02	6.61E-02	2.87E-02
2.40E+04	1.36E+01	3.41E+01	2.03E-02	6.74E-02	2.93E-02
2.60E+04	1.33E+01	3.36E+01	2.06E-02	6.85E-02	2.98E-02
2.80E+04	1.32E+01	3.32E+01	2.09E-02	6.94E-02	3.02E-02
3.00E+04	1.30E+01	3.28E+01	2.11E-02	7.02E-02	3.05E-02
4.00E+04	1.26E+01	3.17E+01	2.18E-02	7.26E-02	3.15E-02
5.00E+04	1.24E+01	3.13E+01	2.21E-02	7.36E-02	3.20E-02
6.00E+04	1.24E+01	3.11E+01	2.22E-02	7.39E-02	3.21E-02
8.00E+04	1.24E+01	3.12E+01	2.22E-02	7.37E-02	3.20E-02
1.00E+05	1.25E+01	3.15E+01	2.20E-02	7.31E-02	3.17E-02
1.50E+05	1.28E+01	3.23E+01	2.15E-02	7.13E-02	3.10E-02
2.00E+05	1.31E+01	3.29E+01	2.10E-02	6.99E-02	3.04E-02
3.00E+05	1.35E+01	3.39E+01	2.04E-02	6.78E-02	2.95E-02
4.00E+05	1.37E+01	3.46E+01	2.00E-02	6.65E-02	2.89E-02
5.00E+05	1.39E+01	3.51E+01	1.97E-02	6.55E-02	2.85E-02
6.00E+05	1.41E+01	3.55E+01	1.95E-02	6.48E-02	2.82E-02
8.00E+05	1.43E+01	3.60E+01	1.92E-02	6.39E-02	2.78E-02
1.00E+06	1.44E+01	3.64E+01	1.90E-02	6.33E-02	2.75E-02

Bor Karbür % 78 Bor ile % 21 Oksijen bileşiğidir. Yoğunluğu 2,52 g/cm³'dür [12]. Bor karbürler Phenix reaktörlerinde dışarıya nötron sızdırmayan koruyucu kabuk inşasında kullanılmaktadır. Bir kontrol çubuğu kanadını bir nötron kaynağına maruz bırakarak soğurulmayan nötronların tespitiyle bor karbür içeriği net olarak elde edilebilir [47].



Şekil 4.9. Bor Karbür için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



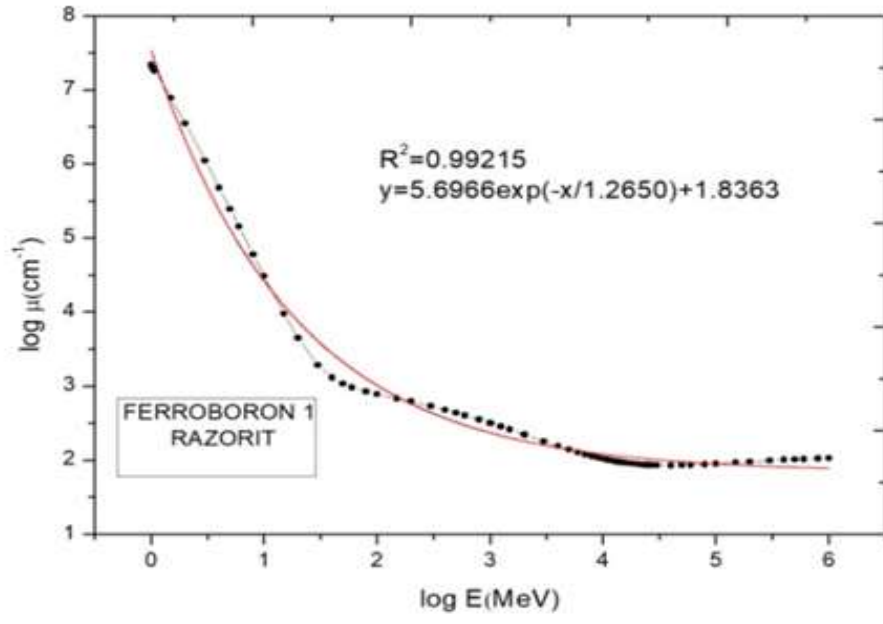
Şekil 4.10. Bor Karbür için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

4.5.1. Ferrobor 1(Rozarit)(Na₂B₄O₇.4H₂O)

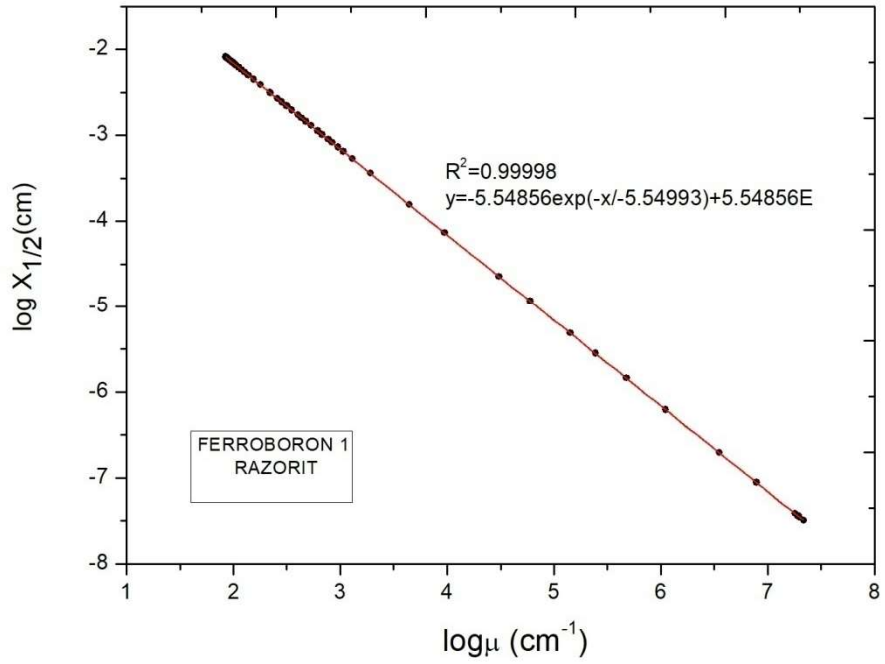
Çizelge 4. 6. Ferrobor'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

E(MeV)	$\mu_p(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X_{1/2}(\text{cm})$	$X_{1/10}(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1.00E+00	4.33E+06	2.17E+07	3.20E-08	1.06E-07	4.62E-08
1.04E+00	3.95E+06	1.97E+07	3.51E-08	1.17E-07	5.07E-08
1.07E+00	3.60E+06	1.80E+07	3.85E-08	1.28E-07	5.56E-08
1.07E+00	3.81E+06	1.90E+07	3.64E-08	1.21E-07	5.25E-08
1.50E+00	1.57E+06	7.83E+06	8.85E-08	2.94E-07	1.28E-07
2.00E+00	7.05E+05	3.53E+06	1.96E-07	6.53E-07	2.84E-07
3.00E+00	2.21E+05	1.11E+06	6.26E-07	2.08E-06	9.04E-07
4.00E+00	9.53E+04	4.76E+05	1.45E-06	4.83E-06	2.10E-06
5.00E+00	4.91E+04	2.46E+05	2.82E-06	9.38E-06	4.07E-06
6.00E+00	2.84E+04	1.42E+05	4.88E-06	1.62E-05	7.03E-06
8.00E+00	1.20E+04	5.98E+04	1.16E-05	3.85E-05	1.67E-05
1.00E+01	6.13E+03	3.06E+04	2.26E-05	7.51E-05	3.26E-05
1.50E+01	1.89E+03	9.45E+03	7.33E-05	2.44E-04	1.06E-04
2.00E+01	8.88E+02	4.44E+03	1.56E-04	5.18E-04	2.25E-04
3.00E+01	3.84E+02	1.92E+03	3.61E-04	1.20E-03	5.20E-04
4.00E+01	2.61E+02	1.30E+03	5.31E-04	1.76E-03	7.67E-04
5.00E+01	2.14E+02	1.07E+03	6.47E-04	2.15E-03	9.33E-04
6.00E+01	1.91E+02	9.56E+02	7.25E-04	2.41E-03	1.05E-03
8.00E+01	1.68E+02	8.39E+02	8.26E-04	2.74E-03	1.19E-03
1.00E+02	1.55E+02	7.75E+02	8.95E-04	2.97E-03	1.29E-03
1.50E+02	1.36E+02	6.79E+02	1.02E-03	3.39E-03	1.47E-03
2.00E+02	1.23E+02	6.17E+02	1.12E-03	3.73E-03	1.62E-03
3.00E+02	1.07E+02	5.34E+02	1.30E-03	4.31E-03	1.87E-03
4.00E+02	9.54E+01	4.77E+02	1.45E-03	4.82E-03	2.10E-03
5.00E+02	8.71E+01	4.35E+02	1.59E-03	5.29E-03	2.30E-03
6.00E+02	8.05E+01	4.03E+02	1.72E-03	5.72E-03	2.48E-03
8.00E+02	7.07E+01	3.53E+02	1.96E-03	6.51E-03	2.83E-03
1.00E+03	6.36E+01	3.18E+02	2.18E-03	7.24E-03	3.15E-03
1.02E+03	6.29E+01	3.14E+02	2.20E-03	7.32E-03	3.18E-03
1.25E+03	5.68E+01	2.84E+02	2.44E-03	8.10E-03	3.52E-03
1.50E+03	5.17E+01	2.59E+02	2.68E-03	8.90E-03	3.87E-03
2.00E+03	4.45E+01	2.22E+02	3.12E-03	1.04E-02	4.50E-03
2.04E+03	4.40E+01	2.20E+02	3.15E-03	1.05E-02	4.55E-03
3.00E+03	3.59E+01	1.79E+02	3.86E-03	1.28E-02	5.58E-03
4.00E+03	3.09E+01	1.55E+02	4.48E-03	1.49E-02	6.47E-03
5.00E+03	2.77E+01	1.39E+02	5.00E-03	1.66E-02	7.22E-03
6.00E+03	2.55E+01	1.27E+02	5.44E-03	1.81E-02	7.86E-03
7.00E+03	2.38E+01	1.19E+02	5.82E-03	1.93E-02	8.40E-03
8.00E+03	2.26E+01	1.13E+02	6.14E-03	2.04E-02	8.86E-03
9.00E+03	2.16E+01	1.08E+02	6.42E-03	2.13E-02	9.26E-03
1.00E+04	2.08E+01	1.04E+02	6.65E-03	2.21E-02	9.60E-03
1.10E+04	2.02E+01	1.01E+02	6.86E-03	2.28E-02	9.90E-03
1.20E+04	1.97E+01	9.85E+01	7.04E-03	2.34E-02	1.02E-02
1.30E+04	1.93E+01	9.63E+01	7.20E-03	2.39E-02	1.04E-02
1.40E+04	1.89E+01	9.45E+01	7.33E-03	2.44E-02	1.06E-02
1.50E+04	1.86E+01	9.30E+01	7.45E-03	2.48E-02	1.08E-02
1.60E+04	1.84E+01	9.18E+01	7.55E-03	2.51E-02	1.09E-02
1.80E+04	1.79E+01	8.97E+01	7.73E-03	2.57E-02	1.11E-02
2.00E+04	1.77E+01	8.83E+01	7.85E-03	2.61E-02	1.13E-02
2.20E+04	1.74E+01	8.72E+01	7.95E-03	2.64E-02	1.15E-02
2.40E+04	1.73E+01	8.64E+01	8.03E-03	2.67E-02	1.16E-02
2.60E+04	1.71E+01	8.57E+01	8.09E-03	2.69E-02	1.17E-02
2.80E+04	1.71E+01	8.53E+01	8.12E-03	2.70E-02	1.17E-02
3.00E+04	1.70E+01	8.50E+01	8.15E-03	2.71E-02	1.18E-02
4.00E+04	1.69E+01	8.45E+01	8.20E-03	2.72E-02	1.18E-02
5.00E+04	1.70E+01	8.50E+01	8.15E-03	2.71E-02	1.18E-02
6.00E+04	1.72E+01	8.58E+01	8.08E-03	2.68E-02	1.17E-02
8.00E+04	1.75E+01	8.76E+01	7.91E-03	2.63E-02	1.14E-02
1.00E+05	1.79E+01	8.94E+01	7.76E-03	2.58E-02	1.12E-02
1.50E+05	1.86E+01	9.30E+01	7.46E-03	2.48E-02	1.08E-02
2.00E+05	1.91E+01	9.55E+01	7.26E-03	2.41E-02	1.05E-02
3.00E+05	1.98E+01	9.89E+01	7.01E-03	2.33E-02	1.01E-02
4.00E+05	2.02E+01	1.01E+02	6.86E-03	2.28E-02	9.91E-03
5.00E+05	2.05E+01	1.02E+02	6.77E-03	2.25E-02	9.77E-03
6.00E+05	2.07E+01	1.03E+02	6.70E-03	2.23E-02	9.67E-03
8.00E+05	2.10E+01	1.05E+02	6.60E-03	2.19E-02	9.53E-03
1.00E+06	2.12E+01	1.06E+02	6.54E-03	2.17E-02	9.44E-03

Ferrobor % 0,1 Hidrojen, % 3 Bor, %92 Oksijen ve % 3 sodyum elementlerinden oluşmuştur. Yoğunluğu 5g/cm³'dür. Nükleer reaktörlerde kontrol çubukları ve moderatör yapımında kullanılır [12].



Şekil 4.11. Ferrobor için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



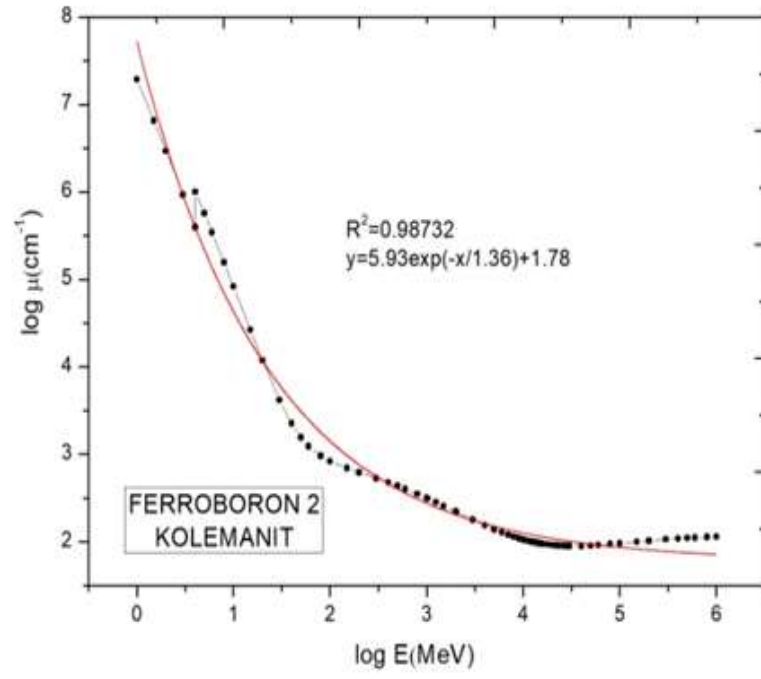
Şekil 4.12. Ferrobor (razorit) için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

4.5.2 Ferrobor 2(Kolemanit)(CaB₆O₁₁.H₂O)

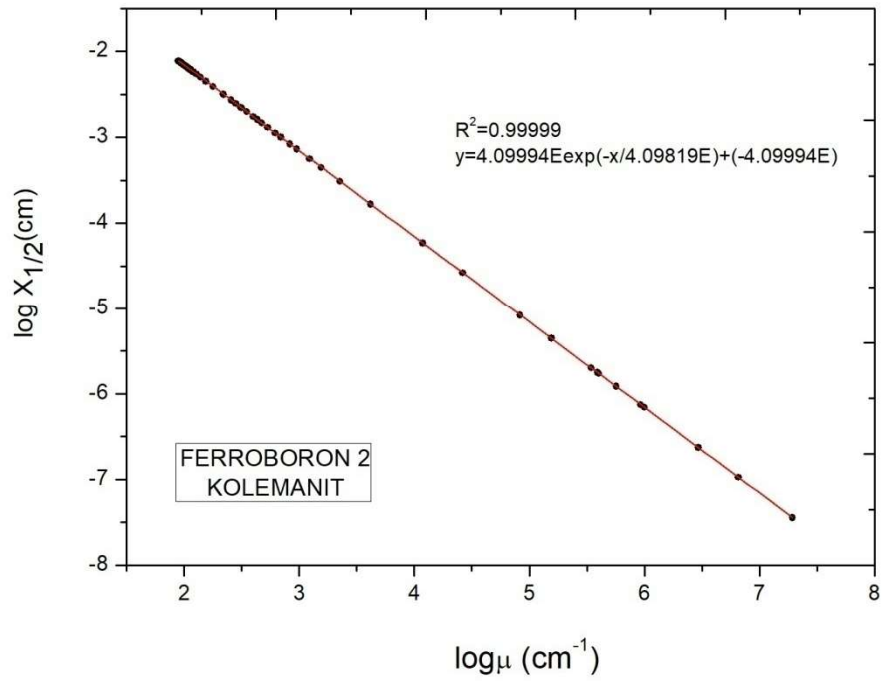
Çizelge 4. 7. Kolemanit'e ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

E(MeV)	$\mu_p(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X(1/2)(\text{cm})$	$X(1/10)(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1.00E+00	3,87E+06	1,93E+07	3,58E-08	1,19E-07	5,17E-08
1.50E+00	1,31E+06	6,53E+06	1,06E-07	3,53E-07	1,53E-07
2.00E+00	5,88E+05	2,94E+06	2,36E-07	7,83E-07	3,40E-07
3.00E+00	1,85E+05	9,27E+05	7,48E-07	2,48E-06	1,08E-06
4.00E+00	8,03E+04	4,02E+05	1,73E-06	5,73E-06	2,49E-06
4.04E+00	7,81E+04	3,91E+05	1,77E-06	5,89E-06	2,56E-06
4.04E+00	1,99E+05	9,97E+05	6,95E-07	2,31E-06	1,00E-06
5.00E+00	1,14E+05	5,68E+05	1,22E-06	4,05E-06	1,76E-06
6.00E+00	6,90E+04	3,45E+05	2,01E-06	6,67E-06	2,90E-06
8.00E+00	3,11E+04	1,56E+05	4,45E-06	1,48E-05	6,42E-06
1.00E+01	1,66E+04	8,31E+04	8,34E-06	2,77E-05	1,20E-05
1.50E+01	5,28E+03	2,64E+04	2,63E-05	8,72E-05	3,79E-05
2.00E+01	2,37E+03	1,19E+04	5,84E-05	1,94E-04	8,42E-05
3.00E+01	8,37E+02	4,18E+03	1,66E-04	5,50E-04	2,39E-04
4.00E+01	4,53E+02	2,26E+03	3,06E-04	1,02E-03	4,42E-04
5.00E+01	3,12E+02	1,56E+03	4,44E-04	1,48E-03	6,41E-04
6.00E+01	2,47E+02	1,24E+03	5,61E-04	1,86E-03	8,09E-04
8.00E+01	1,91E+02	9,54E+02	7,26E-04	2,41E-03	1,05E-03
1.00E+02	1,66E+02	8,32E+02	8,33E-04	2,77E-03	1,20E-03
1.50E+02	1,39E+02	6,93E+02	1,00E-03	3,32E-03	1,44E-03
2.00E+02	1,24E+02	6,21E+02	1,12E-03	3,71E-03	1,61E-03
3.00E+02	1,07E+02	5,33E+02	1,30E-03	4,32E-03	1,88E-03
4.00E+02	9,50E+01	4,75E+02	1,46E-03	4,85E-03	2,11E-03
5.00E+02	8,66E+01	4,33E+02	1,60E-03	5,32E-03	2,31E-03
6.00E+02	8,00E+01	4,00E+02	1,73E-03	5,75E-03	2,50E-03
8.00E+02	7,02E+01	3,51E+02	1,97E-03	6,56E-03	2,85E-03
1.00E+03	6,31E+01	3,16E+02	2,20E-03	7,29E-03	3,17E-03
1.02E+03	6,25E+01	3,12E+02	2,22E-03	7,37E-03	3,20E-03
1.25E+03	5,64E+01	2,82E+02	2,46E-03	8,16E-03	3,54E-03
1.50E+03	5,14E+01	2,57E+02	2,70E-03	8,96E-03	3,89E-03
2.00E+03	4,42E+01	2,21E+02	3,14E-03	1,04E-02	4,52E-03
2.04E+03	4,37E+01	2,18E+02	3,17E-03	1,05E-02	4,58E-03
3.00E+03	3,58E+01	1,79E+02	3,88E-03	1,29E-02	5,59E-03
4.00E+03	3,09E+01	1,55E+02	4,48E-03	1,49E-02	6,47E-03
5.00E+03	2,78E+01	1,39E+02	4,99E-03	1,66E-02	7,19E-03
6.00E+03	2,56E+01	1,28E+02	5,41E-03	1,80E-02	7,80E-03
7.00E+03	2,41E+01	1,20E+02	5,76E-03	1,91E-02	8,31E-03
8.00E+03	2,29E+01	1,14E+02	6,06E-03	2,01E-02	8,74E-03
9.00E+03	2,20E+01	1,10E+02	6,31E-03	2,10E-02	9,10E-03
1.00E+04	2,13E+01	1,06E+02	6,52E-03	2,17E-02	9,41E-03
1.10E+04	2,07E+01	1,03E+02	6,71E-03	2,23E-02	9,68E-03
1.20E+04	2,02E+01	1,01E+02	6,86E-03	2,28E-02	9,91E-03
1.30E+04	1,98E+01	9,90E+01	7,00E-03	2,33E-02	1,01E-02
1.40E+04	1,95E+01	9,74E+01	7,12E-03	2,36E-02	1,03E-02
1.50E+04	1,92E+01	9,60E+01	7,22E-03	2,40E-02	1,04E-02
1.60E+04	1,90E+01	9,49E+01	7,30E-03	2,43E-02	1,05E-02
1.80E+04	1,86E+01	9,32E+01	7,44E-03	2,47E-02	1,07E-02
2.00E+04	1,84E+01	9,19E+01	7,54E-03	2,50E-02	1,09E-02
2.20E+04	1,82E+01	9,10E+01	7,62E-03	2,53E-02	1,10E-02
2.40E+04	1,81E+01	9,04E+01	7,67E-03	2,55E-02	1,11E-02
2.60E+04	1,80E+01	8,99E+01	7,71E-03	2,56E-02	1,11E-02
2.80E+04	1,79E+01	8,97E+01	7,73E-03	2,57E-02	1,12E-02
3.00E+04	1,79E+01	8,95E+01	7,75E-03	2,57E-02	1,12E-02
4.00E+04	1,79E+01	8,96E+01	7,74E-03	2,57E-02	1,12E-02
5.00E+04	1,81E+01	9,05E+01	7,66E-03	2,55E-02	1,11E-02
6.00E+04	1,83E+01	9,16E+01	7,57E-03	2,51E-02	1,09E-02
8.00E+04	1,88E+01	9,38E+01	7,39E-03	2,45E-02	1,07E-02
1.00E+05	1,92E+01	9,59E+01	7,23E-03	2,40E-02	1,04E-02
1.50E+05	2,00E+01	9,99E+01	6,94E-03	2,31E-02	1,00E-02
2.00E+05	2,05E+01	1,03E+02	6,75E-03	2,24E-02	9,74E-03
3.00E+05	2,13E+01	1,06E+02	6,52E-03	2,16E-02	9,40E-03
4.00E+05	2,17E+01	1,09E+02	6,38E-03	2,12E-02	9,20E-03
5.00E+05	2,21E+01	1,10E+02	6,28E-03	2,09E-02	9,07E-03
6.00E+05	2,23E+01	1,11E+02	6,22E-03	2,07E-02	8,97E-03
8.00E+05	2,26E+01	1,13E+02	6,13E-03	2,04E-02	8,84E-03
1.00E+06	2,28E+01	1,14E+02	6,07E-03	2,02E-02	8,76E-03

% 0,1 Hidrojen, % 21 Bor, % 64 Oksijen ve % 13 Kalsiyumdan oluşmuştur. Yoğunluğu 5g/cm³'dür. Nükleer reaktörlerde kontrol çubukları ve moderatör yapımında kullanılır [12].



Şekil 4.13. Kolemanit için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



Şekil 4.14. Kolemanit için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

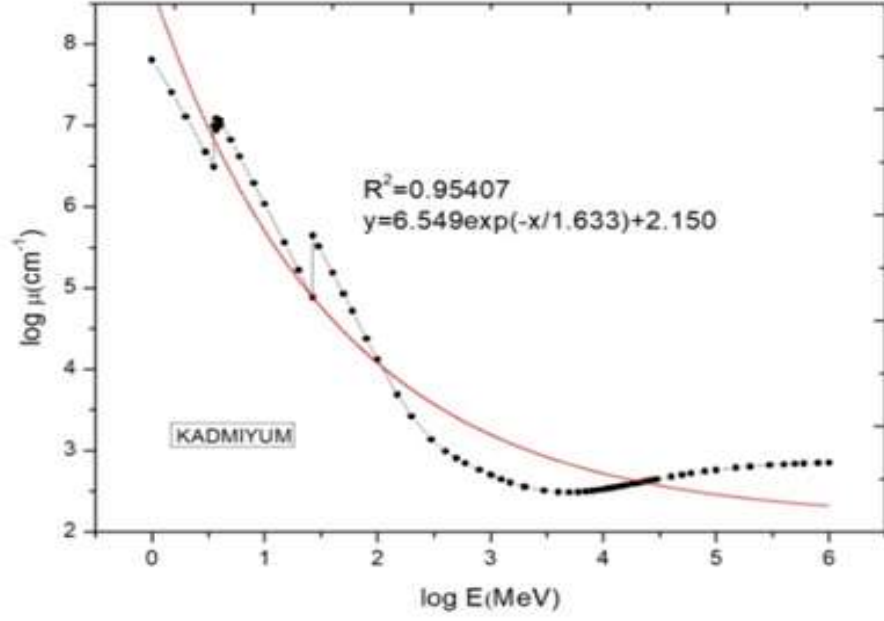
4.6. Kadmiyum

Çizelge 4. 8. Kadmiyum'a ait μ , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

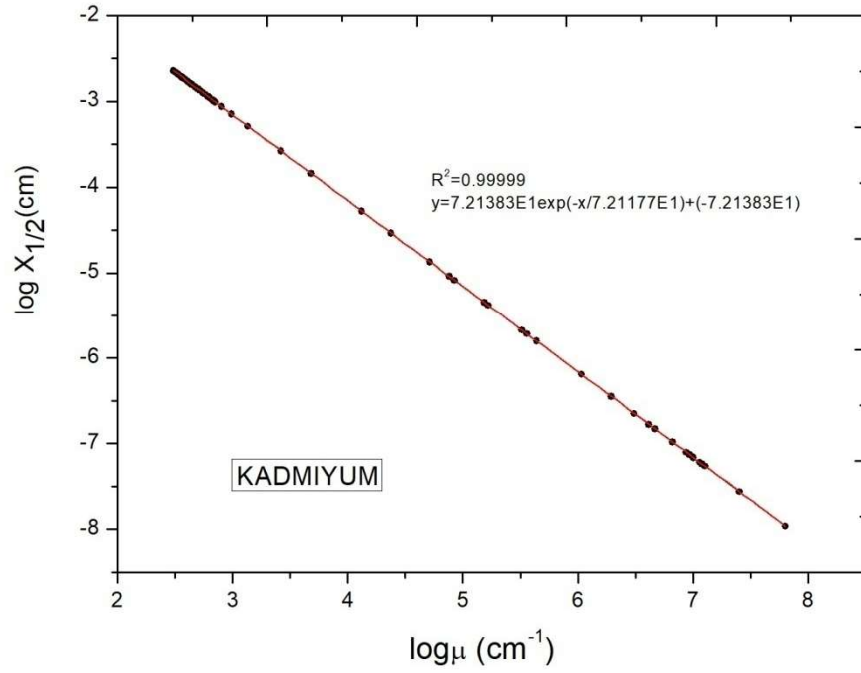
E(MeV)	μ (cm ² /g)	μ (cm ⁻¹)	$X(1/2)$ (cm)	$X(1/10)$ (cm)	λ (cm)
1.00E+00	7.35E+06	6.36E+07	1.09E-08	3.62E-08	1.57E-08
1.50E+00	2.93E+06	2.53E+07	2.73E-08	9.08E-08	3.95E-08
2.00E+00	1.47E+06	1.27E+07	5.44E-08	1.81E-07	7.85E-08
3.00E+00	5.41E+05	4.68E+06	1.48E-07	4.92E-07	2.14E-07
3.54E+00	3.58E+05	3.09E+06	2.24E-07	7.45E-07	3.23E-07
3.54E+00	1.15E+06	9.96E+06	6.96E-08	2.31E-07	1.00E-07
3.63E+00	1.08E+06	9.35E+06	7.41E-08	2.46E-07	1.07E-07
3.73E+00	1.01E+06	8.76E+06	7.91E-08	2.63E-07	1.14E-07
3.73E+00	1.39E+06	1.20E+07	5.77E-08	1.92E-07	8.32E-08
4.00E+00	1.17E+06	1.01E+07	6.85E-08	2.28E-07	9.89E-08
4.02E+00	1.16E+06	1.00E+07	6.93E-08	2.30E-07	9.99E-08
4.02E+00	1.33E+06	1.15E+07	6.04E-08	2.01E-07	8.72E-08
5.00E+00	7.69E+05	6.65E+06	1.04E-07	3.46E-07	1.50E-07
6.00E+00	4.79E+05	4.14E+06	1.67E-07	5.55E-07	2.41E-07
8.00E+00	2.25E+05	1.95E+06	3.56E-07	1.18E-06	5.13E-07
1.00E+01	1.24E+05	1.08E+06	6.44E-07	2.14E-06	9.30E-07
1.50E+01	4.18E+04	3.61E+05	1.92E-06	6.37E-06	2.77E-06
2.00E+01	1.92E+04	1.66E+05	4.17E-06	1.39E-05	6.02E-06
2.67E+01	8.81E+03	7.62E+04	9.09E-06	3.02E-05	1.31E-05
2.67E+01	5.07E+04	4.38E+05	1.58E-06	5.26E-06	2.28E-06
3.00E+01	3.77E+04	3.26E+05	2.13E-06	7.07E-06	3.07E-06
4.00E+01	1.78E+04	1.54E+05	4.51E-06	1.50E-05	6.50E-06
5.00E+01	9.78E+03	8.46E+04	8.20E-06	2.72E-05	1.18E-05
6.00E+01	5.98E+03	5.17E+04	1.34E-05	4.45E-05	1.93E-05
8.00E+01	2.75E+03	2.38E+04	2.91E-05	9.68E-05	4.20E-05
1.00E+02	1.32E+03	1.32E+04	5.26E-05	1.75E-04	7.59E-05
1.50E+02	5.59E+02	4.84E+03	1.43E-04	4.76E-04	2.07E-04
2.00E+02	3.04E+02	2.63E+03	2.64E-04	8.76E-04	3.80E-04
3.00E+02	1.57E+02	1.36E+03	5.10E-04	1.69E-03	7.36E-04
4.00E+02	1.13E+02	9.76E+02	7.10E-04	2.36E-03	1.02E-03
5.00E+02	9.25E+01	8.00E+02	8.66E-04	2.88E-03	1.25E-03
6.00E+02	8.07E+01	6.97E+02	9.94E-04	3.30E-03	1.43E-03
8.00E+02	6.67E+01	5.77E+02	1.20E-03	3.99E-03	1.73E-03
1.00E+03	5.83E+01	5.04E+02	1.38E-03	4.57E-03	1.98E-03
1.02E+03	5.75E+01	4.97E+02	1.39E-03	4.63E-03	2.01E-03
1.25E+03	5.13E+01	4.43E+02	1.56E-03	5.19E-03	2.25E-03
1.50E+03	4.67E+01	4.04E+02	1.71E-03	5.70E-03	2.47E-03
2.00E+03	4.14E+01	3.58E+02	1.94E-03	6.43E-03	2.79E-03
2.04E+03	4.11E+01	3.55E+02	1.95E-03	6.48E-03	2.82E-03
3.00E+03	3.70E+01	3.20E+02	2.17E-03	7.20E-03	3.13E-03
4.00E+03	3.56E+01	3.08E+02	2.25E-03	7.48E-03	3.25E-03
5.00E+03	3.54E+01	3.06E+02	2.27E-03	7.53E-03	3.27E-03
6.00E+03	3.56E+01	3.08E+02	2.25E-03	7.47E-03	3.25E-03
7.00E+03	3.62E+01	3.13E+02	2.21E-03	7.35E-03	3.19E-03
8.00E+03	3.69E+01	3.19E+02	2.17E-03	7.21E-03	3.13E-03
9.00E+03	3.77E+01	3.26E+02	2.13E-03	7.06E-03	3.07E-03
1.00E+04	3.85E+01	3.33E+02	2.08E-03	6.91E-03	3.00E-03
1.10E+04	3.94E+01	3.40E+02	2.04E-03	6.76E-03	2.94E-03
1.20E+04	4.02E+01	3.48E+02	1.99E-03	6.62E-03	2.88E-03
1.30E+04	4.10E+01	3.55E+02	1.95E-03	6.49E-03	2.82E-03
1.40E+04	4.18E+01	3.61E+02	1.92E-03	6.37E-03	2.77E-03
1.50E+04	4.25E+01	3.68E+02	1.88E-03	6.26E-03	2.72E-03
1.60E+04	4.32E+01	3.74E+02	1.85E-03	6.16E-03	2.67E-03
1.80E+04	4.46E+01	3.86E+02	1.80E-03	5.97E-03	2.59E-03
2.00E+04	4.59E+01	3.97E+02	1.75E-03	5.80E-03	2.52E-03
2.20E+04	4.71E+01	4.07E+02	1.70E-03	5.66E-03	2.46E-03
2.40E+04	4.82E+01	4.17E+02	1.66E-03	5.52E-03	2.40E-03
2.60E+04	4.92E+01	4.26E+02	1.63E-03	5.41E-03	2.35E-03
2.80E+04	5.02E+01	4.34E+02	1.60E-03	5.30E-03	2.30E-03
3.00E+04	5.11E+01	4.42E+02	1.57E-03	5.21E-03	2.26E-03
4.00E+04	5.49E+01	4.75E+02	1.46E-03	4.85E-03	2.11E-03
5.00E+04	5.79E+01	5.01E+02	1.38E-03	4.60E-03	2.00E-03
6.00E+04	6.02E+01	5.21E+02	1.33E-03	4.42E-03	1.92E-03
8.00E+04	6.38E+01	5.52E+02	1.26E-03	4.17E-03	1.81E-03
1.00E+05	6.64E+01	5.75E+02	1.21E-03	4.01E-03	1.74E-03
1.50E+05	7.06E+01	6.11E+02	1.13E-03	3.77E-03	1.64E-03
2.00E+05	7.32E+01	6.33E+02	1.09E-03	3.63E-03	1.58E-03
3.00E+05	7.62E+01	6.59E+02	1.05E-03	3.49E-03	1.52E-03
4.00E+05	7.80E+01	6.74E+02	1.03E-03	3.41E-03	1.48E-03
5.00E+05	7.91E+01	6.84E+02	1.01E-03	3.36E-03	1.46E-03
6.00E+05	8.00E+01	6.92E+02	1.00E-03	3.33E-03	1.45E-03
8.00E+05	8.11E+01	7.01E+02	9.88E-04	3.28E-03	1.43E-03
1.00E+06	8.18E+01	7.08E+02	9.79E-04	3.25E-03	1.41E-03

Kadmiyumun atom numarası 48'dir. Yoğunluğu 8,648 g/cm³'dür. 2,67 MeV enerjide 48K, 4,02 MeV'de 48L₁, 3,73 MeV'de 48L₂, 3,54 MeV'de 48L₃ pikleri fotoelektrik soğurma kenarları oluşmaktadır. Kadmiyum, nükleer reaktörlerin kontrol çubuklarında, nükleer fizyondaki nötron akışını kontrol etmek için çok etkili bir "nötron zehiri" olarak işlev görür. Kadmiyum çubukları bir nükleer reaktörün çekirdeğine yerleştirildiğinde, kadmiyum nötronları emerek ek fisyon olayları yaratmasını engeller, böylece reaktiflik miktarını kontrol eder. Westing house

Electric Company tarafından tasarlanan basınçlı su reaktörü% 80 gümüş,% 15 indiyum ve% 5 kadmiyumdan oluşan bir alaşım kullanır [12].



Şekil 4.15. Kadmiyum için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



Şekil 4.16. Kadmiyum için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

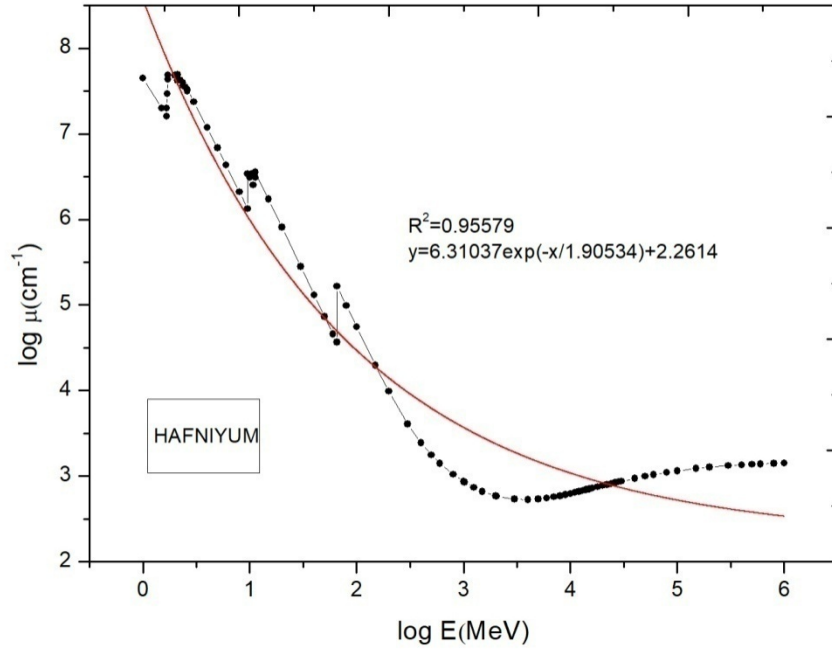
4.7. Hafniyum

Çizelge 4. 9. Hafniyum'a ait $\mu\rho$, μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

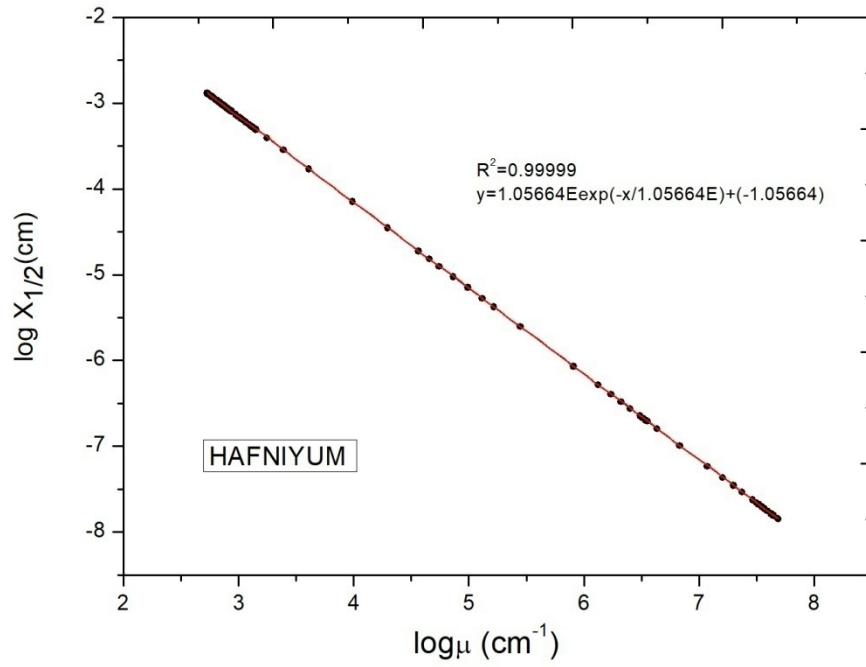
E(MeV)	$\mu\rho(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X(1/2)(\text{cm})$	$X(1/10)(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1,00E+00	3,34E+06	4,46E+07	1,56E-08	5,17E-08	2,24E-08
1,50E+00	1,49E+06	1,99E+07	3,48E-08	1,16E-07	5,03E-08
1,66E+00	1,20E+06	1,61E+07	4,31E-08	1,43E-07	6,22E-08
1,66E+00	1,49E+06	1,99E+07	3,49E-08	1,16E-07	5,03E-08
1,69E+00	2,19E+06	2,93E+07	2,37E-08	7,86E-08	3,41E-08
1,72E+00	3,23E+06	4,32E+07	1,60E-08	5,33E-08	2,32E-08
1,72E+00	3,64E+06	4,87E+07	1,42E-08	4,73E-08	2,05E-08
2,00E+00	3,60E+06	4,81E+07	1,44E-08	4,79E-08	2,08E-08
2,11E+00	3,15E+06	4,21E+07	1,65E-08	5,46E-08	2,37E-08
2,11E+00	3,66E+06	4,89E+07	1,42E-08	4,71E-08	2,05E-08
2,23E+00	3,18E+06	4,25E+07	1,63E-08	5,41E-08	2,35E-08
2,37E+00	2,77E+06	3,70E+07	1,87E-08	6,22E-08	2,70E-08
2,37E+00	2,94E+06	3,93E+07	1,76E-08	5,85E-08	2,54E-08
2,48E+00	2,64E+06	3,52E+07	1,97E-08	6,53E-08	2,84E-08
2,60E+00	2,36E+06	3,16E+07	2,20E-08	7,29E-08	3,17E-08
2,60E+00	2,47E+06	3,29E+07	2,10E-08	6,99E-08	3,04E-08
3,00E+00	1,77E+06	2,36E+07	2,93E-08	9,75E-08	4,23E-08
4,00E+00	8,86E+05	1,18E+07	5,86E-08	1,95E-07	8,45E-08
5,00E+00	5,11E+05	6,83E+06	1,01E-07	3,37E-07	1,46E-07
6,00E+00	3,24E+05	4,33E+06	1,60E-07	5,31E-07	2,31E-07
8,00E+00	1,57E+05	2,10E+06	3,30E-07	1,10E-06	4,76E-07
9,56E+00	1,00E+05	1,34E+06	5,19E-07	1,72E-06	7,49E-07
9,56E+00	2,56E+05	3,42E+06	2,03E-07	6,74E-07	2,93E-07
1,00E+01	2,30E+05	3,07E+06	2,25E-07	7,49E-07	3,25E-07
1,07E+01	1,89E+05	2,53E+06	2,74E-07	9,10E-07	3,95E-07
1,07E+01	2,59E+05	3,46E+06	2,00E-07	6,66E-07	2,89E-07
1,10E+01	2,44E+05	3,26E+06	2,12E-07	7,05E-07	3,06E-07
1,13E+01	2,31E+05	3,08E+06	2,25E-07	7,47E-07	3,25E-07
1,13E+01	2,66E+05	3,55E+06	1,95E-07	6,48E-07	2,81E-07
1,50E+01	1,29E+05	1,72E+06	4,02E-07	1,34E-06	5,80E-07
2,00E+01	6,09E+04	8,13E+05	8,52E-07	2,83E-06	1,23E-06
3,00E+01	2,10E+04	2,80E+05	2,47E-06	8,21E-06	3,57E-06
4,00E+01	9,83E+03	1,31E+05	5,28E-06	1,75E-05	7,62E-06
5,00E+01	5,48E+03	7,32E+04	9,47E-06	3,14E-05	1,37E-05
6,00E+01	3,42E+03	4,57E+04	1,52E-05	5,04E-05	2,19E-05
6,54E+01	2,75E+03	3,68E+04	1,89E-05	6,26E-05	2,72E-05
6,54E+01	1,24E+04	1,65E+05	4,20E-06	1,39E-05	6,06E-06
8,00E+01	7,35E+03	9,82E+04	7,06E-06	2,34E-05	1,02E-05
1,00E+02	4,15E+03	5,55E+04	1,25E-05	4,15E-05	1,80E-05
1,50E+02	1,48E+03	1,97E+04	3,51E-05	1,17E-04	5,07E-05
2,00E+02	7,34E+02	9,80E+03	7,07E-05	2,35E-04	1,02E-04
3,00E+02	3,06E+02	4,08E+03	1,70E-04	5,64E-04	2,45E-04
4,00E+02	1,83E+02	2,45E+03	2,83E-04	9,40E-04	4,08E-04
5,00E+02	1,32E+02	1,77E+03	3,92E-04	1,30E-03	5,65E-04
6,00E+02	1,06E+02	1,41E+03	4,90E-04	1,63E-03	7,07E-04
8,00E+02	7,88E+01	1,05E+03	6,58E-04	2,19E-03	9,50E-04
1,00E+03	6,50E+01	8,69E+02	7,98E-04	2,65E-03	1,15E-03
1,02E+03	6,39E+01	8,53E+02	8,12E-04	2,70E-03	1,17E-03
1,25E+03	5,51E+01	7,35E+02	9,42E-04	3,13E-03	1,36E-03
1,50E+03	4,94E+01	6,61E+02	1,05E-03	3,49E-03	1,51E-03
2,00E+03	4,39E+01	5,86E+02	1,18E-03	3,93E-03	1,71E-03
2,04E+03	4,36E+01	5,82E+02	1,19E-03	3,95E-03	1,72E-03
3,00E+03	4,03E+01	5,38E+02	1,29E-03	4,28E-03	1,86E-03
4,00E+03	3,99E+01	5,33E+02	1,30E-03	4,32E-03	1,88E-03
5,00E+03	4,05E+01	5,41E+02	1,28E-03	4,25E-03	1,85E-03
6,00E+03	4,16E+01	5,55E+02	1,25E-03	4,15E-03	1,80E-03
7,00E+03	4,28E+01	5,72E+02	1,21E-03	4,03E-03	1,75E-03
8,00E+03	4,41E+01	5,89E+02	1,18E-03	3,91E-03	1,70E-03
9,00E+03	4,54E+01	6,07E+02	1,14E-03	3,79E-03	1,65E-03
1,00E+04	4,68E+01	6,25E+02	1,11E-03	3,68E-03	1,60E-03
1,10E+04	4,81E+01	6,42E+02	1,08E-03	3,58E-03	1,56E-03
1,20E+04	4,94E+01	6,60E+02	1,05E-03	3,49E-03	1,52E-03
1,30E+04	5,07E+01	6,77E+02	1,02E-03	3,40E-03	1,48E-03
1,40E+04	5,19E+01	6,93E+02	1,00E-03	3,32E-03	1,44E-03
1,50E+04	5,30E+01	7,08E+02	9,79E-04	3,25E-03	1,41E-03
1,60E+04	5,41E+01	7,23E+02	9,59E-04	3,18E-03	1,38E-03
1,80E+04	5,61E+01	7,49E+02	9,25E-04	3,07E-03	1,33E-03
2,00E+04	5,80E+01	7,74E+02	8,95E-04	2,97E-03	1,29E-03
2,20E+04	5,97E+01	7,97E+02	8,69E-04	2,89E-03	1,25E-03
2,40E+04	6,13E+01	8,18E+02	8,47E-04	2,81E-03	1,22E-03
2,60E+04	6,27E+01	8,38E+02	8,27E-04	2,75E-03	1,19E-03
2,80E+04	6,41E+01	8,57E+02	8,09E-04	2,69E-03	1,17E-03
3,00E+04	6,54E+01	8,74E+02	7,93E-04	2,63E-03	1,14E-03
4,00E+04	7,08E+01	9,45E+02	7,33E-04	2,44E-03	1,06E-03
5,00E+04	7,48E+01	1,00E+03	6,93E-04	2,30E-03	1,00E-03
6,00E+04	7,81E+01	1,04E+03	6,64E-04	2,21E-03	9,59E-04
8,00E+04	8,29E+01	1,11E+03	6,25E-04	2,08E-03	9,03E-04
1,00E+05	8,64E+01	1,15E+03	6,00E-04	1,99E-03	8,66E-04
1,50E+05	9,19E+01	1,23E+03	5,64E-04	1,87E-03	8,14E-04
2,00E+05	9,53E+01	1,27E+03	5,44E-04	1,81E-03	7,86E-04
3,00E+05	9,92E+01	1,33E+03	5,23E-04	1,74E-03	7,55E-04
4,00E+05	1,01E+02	1,35E+03	5,12E-04	1,70E-03	7,38E-04
5,00E+05	1,03E+02	1,37E+03	5,04E-04	1,67E-03	7,27E-04
6,00E+05	1,04E+02	1,39E+03	4,99E-04	1,66E-03	7,20E-04
8,00E+05	1,05E+02	1,41E+03	4,92E-04	1,63E-03	7,10E-04
1,00E+06	1,06E+02	1,42E+03	4,88E-04	1,62E-03	7,04E-04

Birkaç hafniyum izotopunun çekirdeği, her biri birden çok nötronu absorbe edebilir. Bu, hafniyumun nükleer reaktörler için kontrol çubuklarında kullanılmak üzere iyi bir malzeme olmasını sağlar. Nötron yakalama kesiti zirkonyumun yaklaşık 600 katıdır. Mükemmel mekanik özellikler ve olağanüstü korozyon direnci özellikleri, basınçlı su reaktörlerinin sert ortamında kullanılmasına izin verir. Hafniyum, hem moderasyon hem de soğutma için su kullanan reaktörler için mükemmel özelliklere sahiptir. İyi mekanik mukavemete sahiptir, kolayca üretilebilir ve sıcak suda korozyona dayanıklıdır. Hafniyum, diğer elementlerle alaşım yapabilir, örn. Kalay ve sürtünme mukavemetini arttırmak için kalay ve oksijen ile korozyon direnci için demir, krom ve niyobyum ile ve aşınma direnci, sertlik ve işlenebilirlik için molibden ile olmak üzere. Bu alaşımlar Hafalöy, Hafalöy-M, Hafalöy-N ve Hafalöy-NM olarak adlandırılmıştır [11]. Hafniyumun yüksek maliyeti ve düşük mevcudiyeti, bazı askeri amaçlı reaktörlerde kullanılmasına rağmen, sivil reaktörlerde kullanımını sınırlandırmaktadır.

Şekil 4.17’de, 65,4 MeV’de K kabuğu, 11,3 MeV’de $72L_1$, 10,7 MeV’de $72L_2$, 9,56 MeV’de $72L_3$, 2,60 MeV’de fotoelektrik soğurma kenarı gözlenmektedir.



Şekil 4.17. Hafniyum için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



Şekil 4.18. Hafniyum için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

4.8. Gadolinyum

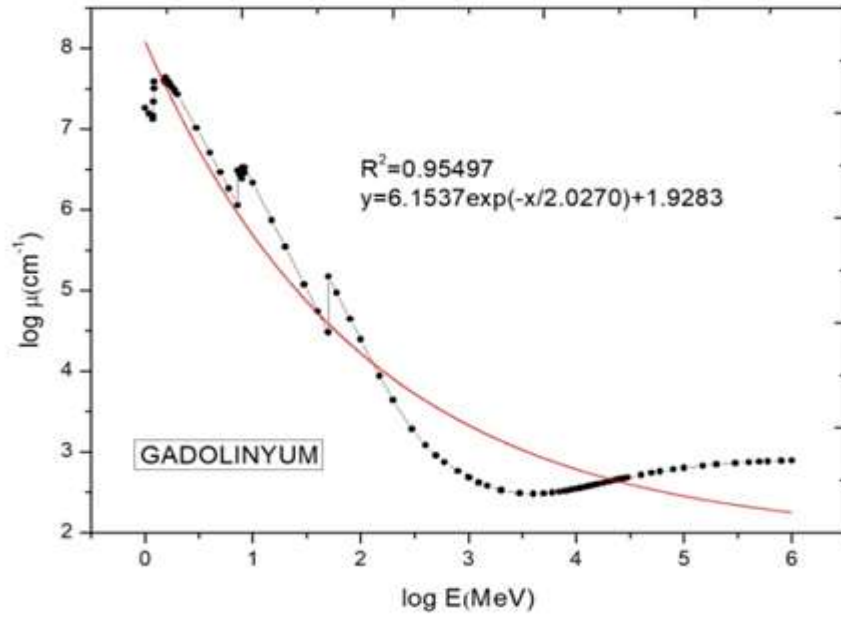
Çizelge 4. 10. Gadolinyum'a ait μ_p , μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

E(MeV)	$\mu_p(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X(1/2)(\text{cm})$	$X(1/10)(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1.00E+00	2.29E+06	1.82E+07	3.02E-07	1.26E-07	5.49E-08
1.09E+00	1.96E+06	1.55E+07	3.54E-07	1.48E-07	6.43E-08
1.19E+00	1.67E+06	1.33E+07	4.15E-07	1.73E-07	7.54E-08
1.19E+00	1.84E+06	1.47E+07	3.76E-07	1.57E-07	6.82E-08
1.20E+00	2.72E+06	2.16E+07	2.55E-07	1.07E-07	4.63E-08
1.22E+00	4.00E+06	3.18E+07	1.73E-07	7.25E-08	3.15E-08
1.22E+00	4.82E+06	3.83E+07	1.44E-07	6.01E-08	2.61E-08
1.50E+00	5.04E+06	4.01E+07	1.37E-07	5.74E-08	2.49E-08
1.54E+00	4.70E+06	3.74E+07	1.47E-07	6.16E-08	2.68E-08
1.54E+00	5.43E+06	4.32E+07	1.28E-07	5.33E-08	2.32E-08
1.62E+00	4.90E+06	3.90E+07	1.41E-07	5.91E-08	2.57E-08
1.69E+00	4.42E+06	3.51E+07	1.57E-07	6.55E-08	2.85E-08
1.69E+00	4.69E+06	3.73E+07	1.48E-07	6.17E-08	2.68E-08
1.78E+00	4.16E+06	3.31E+07	1.66E-07	6.96E-08	3.02E-08
1.88E+00	3.69E+06	2.94E+07	1.88E-07	7.84E-08	3.41E-08
1.88E+00	3.85E+06	3.06E+07	1.80E-07	7.51E-08	3.26E-08
2.00E+00	3.36E+06	2.67E+07	2.06E-07	8.62E-08	3.74E-08
3.00E+00	1.29E+06	1.03E+07	5.36E-07	2.24E-07	9.74E-08
4.00E+00	6.38E+05	5.07E+06	1.09E-06	4.54E-07	1.97E-07
5.00E+00	3.65E+05	2.90E+06	1.90E-06	7.93E-07	3.44E-07
6.00E+00	2.31E+05	1.83E+06	3.01E-06	1.26E-06	5.46E-07
7.24E+00	1.43E+05	1.14E+06	4.85E-06	2.03E-06	8.81E-07
7.24E+00	3.84E+05	3.06E+06	1.80E-06	7.53E-07	3.27E-07
7.58E+00	3.42E+05	2.72E+06	2.02E-06	8.46E-07	3.67E-07
7.93E+00	3.05E+05	2.42E+06	2.27E-06	9.50E-07	4.13E-07
7.93E+00	4.15E+05	3.30E+06	1.67E-06	6.98E-07	3.03E-07
8.00E+00	4.07E+05	3.23E+06	1.70E-06	7.12E-07	3.09E-07
8.38E+00	3.63E+05	2.89E+06	1.91E-06	7.97E-07	3.46E-07
8.38E+00	4.19E+05	3.33E+06	1.65E-06	6.91E-07	3.00E-07
1.00E+01	2.69E+05	2.14E+06	2.57E-06	1.08E-06	4.67E-07
1.50E+01	9.34E+04	7.42E+05	7.42E-06	3.10E-06	1.35E-06
2.00E+01	4.36E+04	3.47E+05	1.59E-05	6.64E-06	2.88E-06
3.00E+01	1.48E+04	1.18E+05	4.67E-05	1.95E-05	8.48E-06
4.00E+01	6.92E+03	5.50E+04	1.00E-04	4.18E-05	1.82E-05
5.00E+01	3.86E+03	3.07E+04	1.80E-04	7.50E-05	3.26E-05
5.02E+01	3.81E+03	3.03E+04	1.82E-04	7.60E-05	3.30E-05
5.02E+01	1.86E+04	1.48E+05	3.72E-05	1.55E-05	6.75E-06
6.00E+01	1.18E+04	9.34E+04	5.90E-05	2.46E-05	1.07E-05
8.00E+01	5.57E+03	4.43E+04	1.24E-04	5.20E-05	2.26E-05
1.00E+02	3.11E+03	2.47E+04	2.23E-04	9.31E-05	4.05E-05
1.50E+02	1.10E+03	8.75E+03	6.30E-04	2.63E-04	1.14E-04
2.00E+02	5.54E+02	4.40E+03	1.25E-03	5.23E-04	2.27E-04
3.00E+02	2.41E+02	1.92E+03	2.88E-03	1.20E-03	5.22E-04
4.00E+02	1.52E+02	1.21E+03	4.57E-03	1.91E-03	8.29E-04
5.00E+02	1.14E+02	9.06E+02	6.08E-03	2.54E-03	1.10E-03
6.00E+02	9.37E+01	7.45E+02	7.40E-03	3.09E-03	1.34E-03
8.00E+02	7.25E+01	5.77E+02	9.56E-03	3.99E-03	1.73E-03
1.00E+03	6.12E+01	4.87E+02	1.13E-02	4.73E-03	2.06E-03
1.02E+03	6.02E+01	4.79E+02	1.15E-02	4.81E-03	2.09E-03
1.25E+03	5.26E+01	4.18E+02	1.32E-02	5.50E-03	2.39E-03
1.50E+03	4.76E+01	3.78E+02	1.46E-02	6.08E-03	2.64E-03
2.00E+03	4.23E+01	3.36E+02	1.64E-02	6.85E-03	2.98E-03
2.04E+03	4.20E+01	3.34E+02	1.65E-02	6.90E-03	3.00E-03
3.00E+03	3.87E+01	3.07E+02	1.79E-02	7.49E-03	3.25E-03
4.00E+03	3.80E+01	3.02E+02	1.82E-02	7.62E-03	3.31E-03
5.00E+03	3.84E+01	3.06E+02	1.80E-02	7.53E-03	3.27E-03
6.00E+03	3.93E+01	3.12E+02	1.76E-02	7.37E-03	3.20E-03
7.00E+03	4.03E+01	3.21E+02	1.72E-02	7.18E-03	3.12E-03
8.00E+03	4.15E+01	3.30E+02	1.67E-02	6.98E-03	3.03E-03
9.00E+03	4.27E+01	3.39E+02	1.62E-02	6.79E-03	2.95E-03
1.00E+04	4.38E+01	3.49E+02	1.58E-02	6.60E-03	2.87E-03
1.10E+04	4.50E+01	3.58E+02	1.54E-02	6.43E-03	2.79E-03
1.20E+04	4.62E+01	3.67E+02	1.50E-02	6.27E-03	2.72E-03
1.30E+04	4.73E+01	3.76E+02	1.46E-02	6.12E-03	2.66E-03
1.40E+04	4.84E+01	3.85E+02	1.43E-02	5.98E-03	2.60E-03
1.50E+04	4.94E+01	3.93E+02	1.40E-02	5.86E-03	2.54E-03
1.60E+04	5.04E+01	4.01E+02	1.38E-02	5.75E-03	2.50E-03
1.80E+04	5.22E+01	4.15E+02	1.33E-02	5.55E-03	2.41E-03
2.00E+04	5.39E+01	4.28E+02	1.29E-02	5.38E-03	2.34E-03
2.20E+04	5.54E+01	4.41E+02	1.25E-02	5.23E-03	2.27E-03
2.40E+04	5.68E+01	4.52E+02	1.22E-02	5.10E-03	2.21E-03
2.60E+04	5.82E+01	4.63E+02	1.19E-02	4.98E-03	2.16E-03
2.80E+04	5.94E+01	4.72E+02	1.17E-02	4.87E-03	2.12E-03
3.00E+04	6.06E+01	4.82E+02	1.14E-02	4.78E-03	2.08E-03
4.00E+04	6.54E+01	5.20E+02	1.06E-02	4.43E-03	1.92E-03
5.00E+04	6.91E+01	5.50E+02	1.00E-02	4.19E-03	1.82E-03
6.00E+04	7.21E+01	5.73E+02	9.61E-03	4.02E-03	1.74E-03
8.00E+04	7.65E+01	6.08E+02	9.06E-03	3.78E-03	1.64E-03
1.00E+05	7.97E+01	6.34E+02	8.70E-03	3.63E-03	1.58E-03
1.50E+05	8.49E+01	6.75E+02	8.17E-03	3.41E-03	1.48E-03
2.00E+05	8.80E+01	6.99E+02	7.88E-03	3.29E-03	1.43E-03
3.00E+05	9.16E+01	7.28E+02	7.56E-03	3.16E-03	1.37E-03
4.00E+05	9.38E+01	7.45E+02	7.39E-03	3.09E-03	1.34E-03
5.00E+05	9.51E+01	7.56E+02	7.28E-03	3.04E-03	1.32E-03
6.00E+05	9.61E+01	7.64E+02	7.21E-03	3.01E-03	1.31E-03
8.00E+05	9.75E+01	7.75E+02	7.11E-03	2.97E-03	1.29E-03
1.00E+06	9.83E+01	7.82E+02	7.05E-03	2.94E-03	1.28E-03

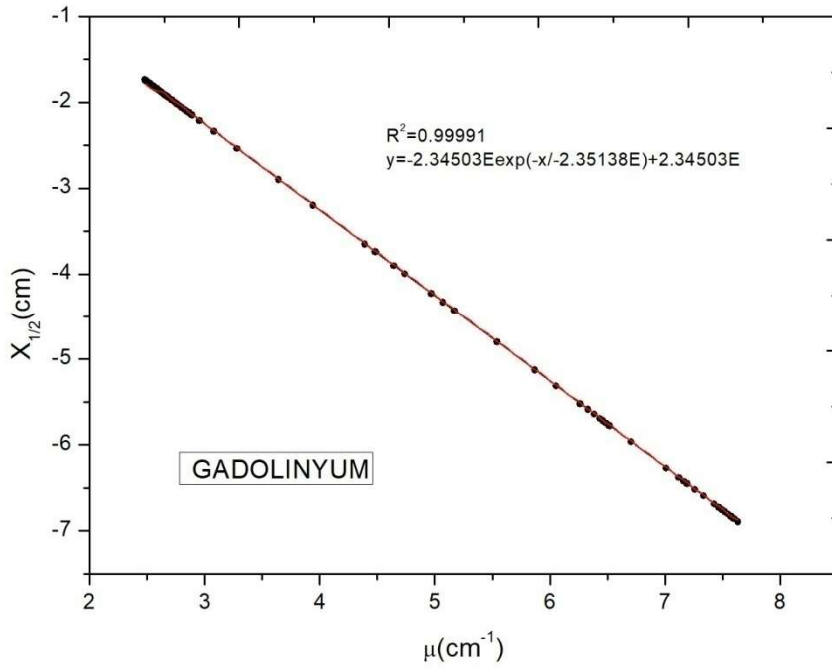
Gadolinyum elementinin nötron absorblama tesir kesiti 155 izotopu için 70000b ve 157 izotopu için 160000b'dır. Reaktör kontrol çubukları için malzeme olarak oldukça

uygundur. Yoğunluğu $7,95\text{g/cm}^3$ 'dür. Şekil 4.19.'da görüldüğü gibi; $50,2\text{ MeV}$ 'de 64K kabuğu, $8,38\text{MeV}$ 'de 64L_1 'de, $7,93\text{MeV}$ 'de 64L_2 , $7,24\text{ MeV}$ 'de 64L_3 , $1,88\text{MeV}$ 'de 64M_1 'de, $1,69\text{MeV}$ 'de 64M_2 , $1,54\text{MeV}$ 'de 64M_3 'de, $1,22\text{MeV}$ 'de 64M_4 'de ve $1,19\text{MeV}$ 'de 64M_5 'de fotoelektrik soğurma kenarları gözlenmiştir. Gadolinium-153, elementel europium veya zenginleştirilmiş gadolinyum hedeflerinden bir nükleer reaktörde üretilir. 240 ± 10 günlük bir yarı ömre sahiptir ve 41 keV ve 102 keV 'de güçlü piklerde gama radyasyonu yayar [12].





Şekil 4.19. Gadolinyum için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



Şekil 4.20. Gadolinyum için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

4.9. Samaryum

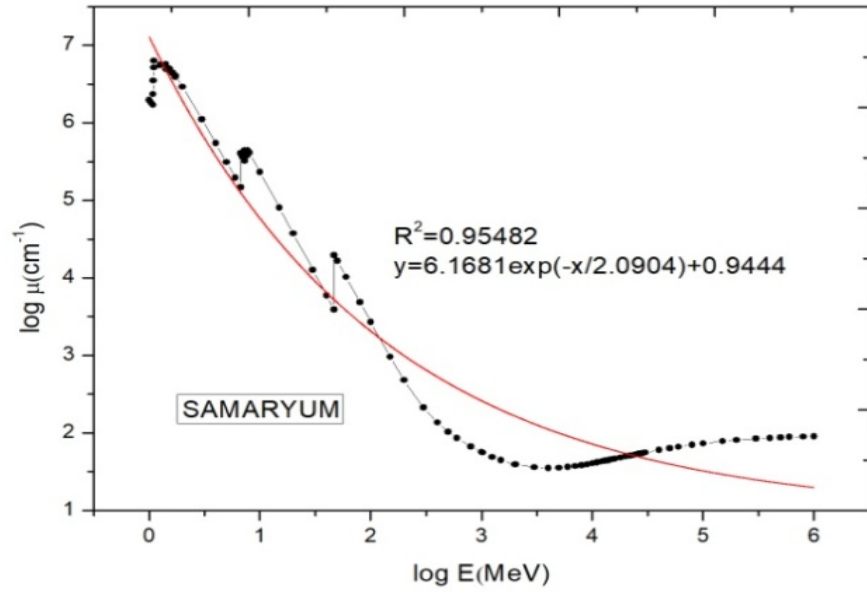
Çizelge 4. 11. Samaryum'a ait $\mu\rho$, μ , $x_{1/2}$, $x_{1/10}$, λ değerleri

E(MeV)	$\mu\rho(\text{cm}^2/\text{g})$	$\mu(\text{cm}^{-1})$	$X(1/2)(\text{cm})$	$X(1/10)(\text{cm})$	$\lambda(\text{cm})$
1,00E+00	2,11E+06	1,96E+06	3,54E-07	1,17E-06	5,10E-07
1,04E+00	1,96E+06	1,82E+06	3,80E-07	1,26E-06	5,48E-07
1,08E+00	1,83E+06	1,70E+06	4,08E-07	1,35E-06	5,88E-07
1,08E+00	2,52E+06	2,35E+06	2,95E-07	9,81E-07	4,26E-07
1,09E+00	3,75E+06	3,49E+06	1,99E-07	6,60E-07	2,87E-07
1,11E+00	5,56E+06	5,17E+06	1,34E-07	4,45E-07	1,93E-07
1,11E+00	6,79E+06	6,32E+06	1,10E-07	3,64E-07	1,58E-07
1,25E+00	5,98E+06	5,56E+06	1,25E-07	4,14E-07	1,80E-07
1,42E+00	5,26E+06	4,90E+06	1,42E-07	4,70E-07	2,04E-07
1,42E+00	6,07E+06	5,65E+06	1,23E-07	4,08E-07	1,77E-07
1,50E+00	5,36E+06	4,98E+06	1,39E-07	4,62E-07	2,01E-07
1,54E+00	5,05E+06	4,69E+06	1,48E-07	4,90E-07	2,13E-07
1,54E+00	5,36E+06	4,98E+06	1,39E-07	4,62E-07	2,01E-07
1,63E+00	4,74E+06	4,40E+06	1,57E-07	5,23E-07	2,27E-07
1,72E+00	4,19E+06	3,90E+06	1,78E-07	5,91E-07	2,57E-07
1,72E+00	4,38E+06	4,07E+06	1,70E-07	5,65E-07	2,46E-07
2,00E+00	3,12E+06	2,90E+06	2,39E-07	7,93E-07	3,45E-07
3,00E+00	1,19E+06	1,11E+06	6,24E-07	2,07E-06	9,01E-07
4,00E+00	5,87E+05	5,46E+05	1,27E-06	4,22E-06	1,83E-06
5,00E+00	3,36E+05	3,12E+05	2,22E-06	7,38E-06	3,20E-06
6,00E+00	2,12E+05	1,97E+05	3,52E-06	1,17E-05	5,08E-06
6,72E+00	1,59E+05	1,48E+05	4,70E-06	1,56E-05	6,78E-06
6,72E+00	4,33E+05	4,03E+05	1,72E-06	5,71E-06	2,48E-06
7,01E+00	3,89E+05	3,62E+05	1,91E-06	6,36E-06	2,76E-06
7,31E+00	3,50E+05	3,25E+05	2,13E-06	7,08E-06	3,08E-06
7,31E+00	4,76E+05	4,42E+05	1,57E-06	5,20E-06	2,26E-06
7,52E+00	4,44E+05	4,13E+05	1,68E-06	5,58E-06	2,42E-06
7,74E+00	4,14E+05	3,85E+05	1,80E-06	5,98E-06	2,60E-06
7,74E+00	4,78E+05	4,44E+05	1,56E-06	5,18E-06	2,25E-06
8,00E+00	4,40E+05	4,09E+05	1,69E-06	5,63E-06	2,44E-06
1,00E+01	2,50E+05	2,32E+05	2,98E-06	9,91E-06	4,30E-06
1,50E+01	8,63E+04	8,03E+04	8,63E-06	2,87E-05	1,25E-05
2,00E+01	4,03E+04	3,74E+04	1,85E-05	6,15E-05	2,67E-05
3,00E+01	1,37E+04	1,27E+04	5,46E-05	1,81E-04	7,88E-05
4,00E+01	6,36E+03	5,92E+03	1,17E-04	3,89E-04	1,69E-04
4,68E+01	4,21E+03	3,91E+03	1,77E-04	5,88E-04	2,55E-04
4,68E+01	2,10E+04	1,95E+04	3,55E-05	1,18E-04	5,12E-05
5,00E+01	1,77E+04	1,65E+04	4,20E-05	1,40E-04	6,06E-05
6,00E+01	1,11E+04	1,03E+04	6,73E-05	2,24E-04	9,71E-05
8,00E+01	5,21E+03	4,85E+03	1,43E-04	4,75E-04	2,06E-04
1,00E+02	2,90E+03	2,70E+03	2,57E-04	8,53E-04	3,71E-04
1,50E+02	1,03E+03	9,55E+02	7,26E-04	2,41E-03	1,05E-03
2,00E+02	5,19E+02	4,83E+02	1,44E-03	4,77E-03	2,07E-03
3,00E+02	2,30E+02	2,14E+02	3,25E-03	1,08E-02	4,68E-03
4,00E+02	1,47E+02	1,36E+02	5,08E-03	1,69E-02	7,33E-03
5,00E+02	1,11E+02	1,03E+02	6,70E-03	2,23E-02	9,67E-03
6,00E+02	9,22E+01	8,57E+01	8,08E-03	2,69E-02	1,17E-02
8,00E+02	7,20E+01	6,70E+01	1,03E-02	3,44E-02	1,49E-02
1,00E+03	6,11E+01	5,68E+01	1,22E-02	4,05E-02	1,76E-02
1,02E+03	6,01E+01	5,59E+01	1,24E-02	4,12E-02	1,79E-02
1,25E+03	5,27E+01	4,90E+01	1,41E-02	4,70E-02	2,04E-02
1,50E+03	4,77E+01	4,44E+01	1,56E-02	5,19E-02	2,25E-02
2,00E+03	4,24E+01	3,94E+01	1,76E-02	5,84E-02	2,54E-02
2,04E+03	4,21E+01	3,92E+01	1,77E-02	5,88E-02	2,55E-02
3,00E+03	3,87E+01	3,60E+01	1,93E-02	6,40E-02	2,78E-02
4,00E+03	3,80E+01	3,53E+01	1,96E-02	6,52E-02	2,83E-02
5,00E+03	3,83E+01	3,56E+01	1,94E-02	6,46E-02	2,81E-02
6,00E+03	3,91E+01	3,64E+01	1,90E-02	6,33E-02	2,75E-02
7,00E+03	4,01E+01	3,73E+01	1,86E-02	6,17E-02	2,68E-02
8,00E+03	4,12E+01	3,84E+01	1,81E-02	6,00E-02	2,61E-02
9,00E+03	4,24E+01	3,94E+01	1,76E-02	5,84E-02	2,54E-02
1,00E+04	4,36E+01	4,05E+01	1,71E-02	5,68E-02	2,47E-02
1,10E+04	4,47E+01	4,16E+01	1,67E-02	5,54E-02	2,41E-02
1,20E+04	4,58E+01	4,26E+01	1,63E-02	5,40E-02	2,35E-02
1,30E+04	4,69E+01	4,36E+01	1,59E-02	5,27E-02	2,29E-02
1,40E+04	4,80E+01	4,46E+01	1,55E-02	5,16E-02	2,24E-02
1,50E+04	4,90E+01	4,56E+01	1,52E-02	5,05E-02	2,19E-02
1,60E+04	4,99E+01	4,64E+01	1,49E-02	4,96E-02	2,15E-02
1,80E+04	5,17E+01	4,81E+01	1,44E-02	4,79E-02	2,08E-02
2,00E+04	5,34E+01	4,96E+01	1,40E-02	4,64E-02	2,02E-02
2,20E+04	5,49E+01	5,10E+01	1,36E-02	4,51E-02	1,96E-02
2,40E+04	5,63E+01	5,23E+01	1,32E-02	4,40E-02	1,91E-02
2,60E+04	5,76E+01	5,35E+01	1,29E-02	4,30E-02	1,87E-02
2,80E+04	5,88E+01	5,47E+01	1,27E-02	4,21E-02	1,83E-02
3,00E+04	5,99E+01	5,57E+01	1,24E-02	4,13E-02	1,79E-02
4,00E+04	6,47E+01	6,02E+01	1,15E-02	3,82E-02	1,66E-02
5,00E+04	6,84E+01	6,36E+01	1,09E-02	3,62E-02	1,57E-02
6,00E+04	7,13E+01	6,63E+01	1,05E-02	3,47E-02	1,51E-02
8,00E+04	7,56E+01	7,03E+01	9,85E-03	3,27E-02	1,42E-02
1,00E+05	7,88E+01	7,33E+01	9,46E-03	3,14E-02	1,36E-02
1,50E+05	8,39E+01	7,80E+01	8,88E-03	2,95E-02	1,28E-02
2,00E+05	8,70E+01	8,09E+01	8,57E-03	2,85E-02	1,24E-02
3,00E+05	9,06E+01	8,42E+01	8,23E-03	2,73E-02	1,19E-02
4,00E+05	9,27E+01	8,62E+01	8,04E-03	2,67E-02	1,16E-02
5,00E+05	9,41E+01	8,75E+01	7,92E-03	2,63E-02	1,14E-02
6,00E+05	9,51E+01	8,84E+01	7,84E-03	2,60E-02	1,13E-02
8,00E+05	9,64E+01	8,96E+01	7,73E-03	2,57E-02	1,12E-02
1,00E+06	9,73E+01	9,04E+01	7,66E-03	2,55E-02	1,11E-02

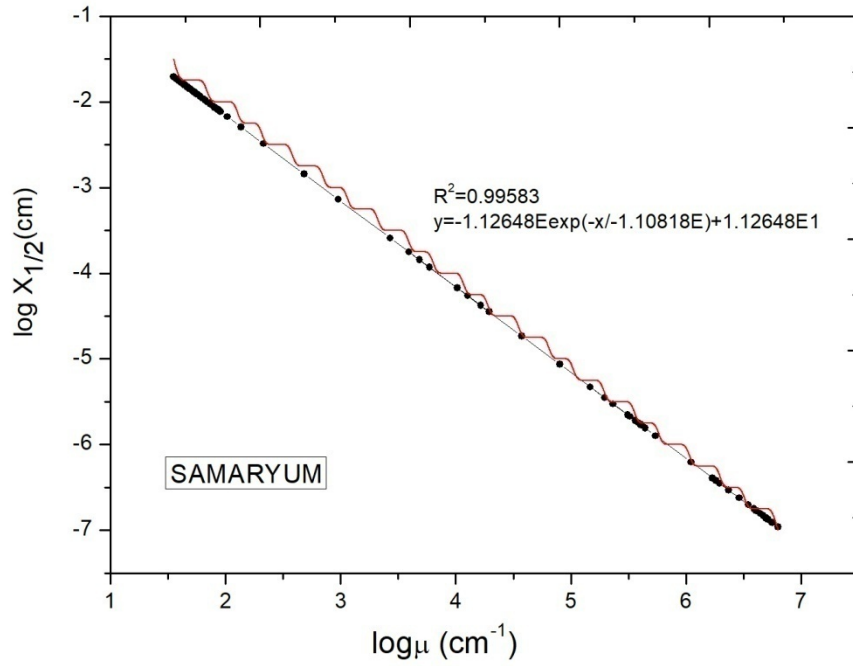
Samaryum nadir toprak elementlerindendir. İki izotopu vardır. Tesir kesiti 149 izotopu için 66000b ve 152 izotopu için 140b'dır. Ortalama tesir kesiti değeri iki izotopu için 6500b değerindedir. Samarium-149, nötron yakalama için yüksek tesir

kesitine sahiptir ve bu nedenle nükleer reaktörlerin kontrol çubuklarında kullanılır. Bor ve kadmiyum gibi rakip malzemelere kıyasla avantajı, emilimin stabilitesidir. Samaryum-149'un füzyon ve bozunma ürünlerinin çoğu, aynı zamanda iyi bir nötron emicileri olan samaryumun diğer izotoplarıdır. Örneğin, samaryum-151 kesiti 15.000 barn'dır, 150 Sm, 152 Sm ve 153 Sm için yüzlerce barn'dır ve doğal (karışık-izotop) samaryum için 6.800 bardır [11,2,18]. Bir nükleer reaktördeki bozunma ürünleri arasında, samaryum-149, xenon-135'ten sonra reaktör tasarımı ve çalışması için ikinci en önemli olarak kabul edilmektedir. 46,8 MeV 62K'da, 7,74 MeV'de 62L₁, 7,31 MeV'de 62 L₂, 6,72 MeV 62L₃, 1,72 MeV 62L₁'de, 1,54 MeV 62M₂'de, 1,42 MeV 62M₃'de, 1,11 MeV 62 M₄, 1,08 MeV 62M₅'de soğurma kenarlarını göstermektedir.





Şekil 4.21. Samaryum için enerjinin lineer soğurma katsayısına göre değişimi



Şekil 4.22. Samaryum için doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına göre değişimi

5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Bu tez çalışmasında nükleer reaktörlerde kontrol çubuklarının işlevleri, üretildikleri malzeme ve bu malzemeye bağlı olarak foton enerjisinin 0,001MeV ile 1000MeV arasındaki değişimi ile elde edilen doğrusal soğurma katsayısı, yarı değer kalınlığı, onda bir değer kalınlığı ve ortalama serbest yol hesaplamaları yapılmıştır. Yapılan hesaplamalar çizelgeler halinde gösterilmiştir. Foton enerjisine bağlı doğrusal soğurma katsayısı grafikleri ve doğrusal soğurma katsayısının yarı değer kalınlığına bağlı grafikleri elde edilmiştir.

Elde edilen sonuçlarda soğurma miktarının düşük A ve Z durumlarında enerjiye bağımlılığın eksponansiyel olduğu, ancak bor kompozitlerinde ve yüksek atom numaralarında düşük enerjilerde fotoelektrik soğurma kenarlarının olduğu gözlemlenmiştir. Genellikle radyasyonun madde ile etkileşmesi çalışmaları, tek tek etkileşme katsayıları yerine, toplam azalma katsayısı μ (radyasyon zırlama için) veya toplam kütle enerji soğurma katsayısı μ_{en}/ρ (radyasyon doz hesaplamaları için) ile yapılır; ancak, farklı maddelerde değişik enerjilerde önemli olan her bir etkileşme süreci belirlenmelidir. Fotonların azalması (veya soğurulması), foton enerjisi ve soğurucu ortamın Z'si ile değişir. Bu durum düşük atom numaralı ve yüksek atom numaralı elementler değişiklik göstermektedir.

Düşük enerjilerde (<15 keV), bordaki etkileşmelerin tamamı fotoelektrik olay gibi hesaba katılır. Foton enerjisi artarken, fotoelektrik azalma katsayısı (τ) hızla düşer ve Compton saçılma etkileşmeleri (σ), borda 3.301 MeV civarında ve 500 keV civarında baskın olur. Compton saçılma etkileri, birkaç yüz keV'e kadar baskın kalır ve bu durum çift oluşum baskın oluncaya kadar devam eder. Hafniyum gibi büyük Z'li hedeflerde, düşük enerjilerde fotoelektrik olay baskındır. Fotoelektrik soğurma artan foton enerjisiyle hızla azalır, fakat foton atomun K kabuğundan bir elektronu koparacak kadar yeterli enerjiye sahipse, fotoelektrik soğurma keskin şekilde artar. Birkaç yüz keV üzerindeki foton enerjileri için, Compton saçılma etkileşmeleri baskındır ve bu durum foton enerjisi çift oluşum eşiği 1.022 MeV üzerinde oluncaya kadar devam eder. Kontrol çubuklarında kullanılan malzemeleri saf ve kompozit malzeme olarak ikiye ayrıldığında; Z'e bağlı Çizelge 5.1 elde edilir.

Çizelge 5. 1. Çubuğu malzemelerinin atom numarası, yoğunluk ve enerji değerine bağlı değişimleri

	Adı	Z	ρ (g/cm ³)	Fotoelektrik Olayı Pikleri
S a f	B	5	2,3	
	Kd	48	8,64	48K, 48L ₁ , 48L ₂ , 48L ₃
	Sm	62	0,93	62K,62L ₁ ,62L ₂ ,62L ₃ ,62M ₁ ,62M ₂ ,62M ₃ ,62M ₄ ,62M ₅
	Gd	64	7,95	64K,64L ₁ ,64L ₂ ,64L ₃ ,64M ₁ ,64M ₂ ,64M ₃ ,64M ₄ ,64M ₅
	Hf	72	13,36	72K,72L ₁ ,72L ₂ ,72L ₃ ,72M ₁ ,72M ₂ ,72M ₃ ,72M ₄ ,72M ₅
K o m p o z i t	Boraksal	8	1,85	
	Rozarit(Ferroboreon1)	11	5	
	Bor Karbür	12	2,52	
	Boral	13	2,7	13K
	Kolamanit(Ferroboreon2)	20	5	20K
	Bor Karbon Çeliği	26	7,6	26K

Doğrusal soğurma katsayısı μ 'nün logaritmik değerinin, enerjinin logaritmik değerine karşı değişiminden elde edilen grafiklerde gözlemlenen fotoelektrik soğurma kenarlarının ve fotoelektrik soğurma rezonans değerlerinin malzemenin Z atom numarası ile ilişkili olduğu gözlemlenmiştir. Ancak bu malzemelerde malzemenin saf veya kompozit olması ile direkt bir etkisinin olmadığı tespit edilmiştir.

Bor, Kadmiyum, Samaryum, Gadolinyum, Hafniyum saf elementlerdir. Z atom numarası 5 olan bor elementinde foton enerjilerine bağlı toplam zayıflama katsayısı değerleri değişimi sonucunda herhangi bir fotoelektrik soğurma kenarına rastlanmamıştır. Atom numarası 8 olan boraksal, atom numarası 11 olan rozarit ve atom numarası 12 olan bor karbür bor kompozitidir. Aynı durum bu üç kompozitte de söz konusudur.

Boral bir bor kompozit malzemedir. Alüminyum ve bor karışımıdır. Alüminyum elementinin Z atom numarası 13'dür. Bundan dolayı 13K'da bir fotoelektrik soğurma etkisi gözlenmektedir.

Ferroboreon 2(Kolemanit)(CaB₆O₁₁.H₂O)Kalsiyumun Z=20 atom numarasından dolayı 20K da bir fotoelektrik soğurma gözlenmektedir. Aynı durum yine bir boron

kompoziti olan Ferroboron 1(Rozarit)($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$)’de Sodyumun $Z=11$ olması dolayısı ile gözlenmemektedir. Burada incelenen malzemelerde Alüminyum’un $Z=13$ atom numarası değeri fotoelektrik soğurma eşik değerini oluşturmaktadır sonucuna varılabilir.

Kadmiyum $Z=48$ atom numarası ve $\rho = 8,48 \text{ g/cm}^3$ ’lük yoğunluğu ile 48K’da fotoelektrik pik ve 48L₁, 48L₂, 48L₃ rezonans piki oluşturmaktadır.

Samaryum $Z=62$ atom numarası ve $\rho = 0,93 \text{ g/cm}^3$ ’lük yoğunluğu ile 62K’da fotoelektrik soğurma kenarı 62L₁, 62L₂, 62L₃ ve 62M₁, 62M₂, 62M₃, 62M₄, 62M₅ ‘de fotoelektrik rezonans değeri oluşturmaktadır.

Gadolinium $Z=64$ atom numarası ve $\rho = 7,95 \text{ g/cm}^3$ ’lük yoğunluğu ile 64K’da fotoelektrik soğurma kenarı, 64L₁, 64L₂, 64L₃ ve 64M₁, 64M₂, 64M₃, 64M₄, 64M₅’de fotoelektrik soğurma rezonans değeri oluşturmaktadır.

Hafniyum $Z= 72$ atom numarası ve $\rho = 13,36 \text{ g/cm}^3$ ’lük yoğunluğu ile 72K’da fotoelektrik soğurma kenarı, 72L₁, 72L₂, 72L₃ ve 72M₁, 72M₂, 72M₃, 72M₄, 72M₅ fotoelektrik soğurma rezonans değeri oluşturmaktadır.

Nükleer reaktörlerde kontrol çubuğu malzemesi olarak kullanılan bor, bor kompoziti (boraksal, Ferroboron1(rozarit), Ferroboron2(kolemanit), bor karbür, boral, bor karbon çeliği), kadmiyum, samaryum, gadolinium ve hafniyum elementleri iyi birer foton absorplayicisidir. Bu çalışmada 0,001 - 1000 MeV enerji aralığında toplam koherent saçılmalı toplam kütleli zayıflatma değerleri X com foton tesir kesiti programı aracılığı ile elde edilmiştir. Elde edilen bu değerlerden doğrusal zayıflatma katsayıları, yarı değer kalınlıkları, onda bir değer kalınlıkları ve ortalama serbest yol değerleri hesaplamaları yapılmıştır.

Doğrusal azalma katsayısının logaritmik değerinin değişen enerjinin logaritmik değerine karşı çizilen grafiğinden bu iki kavram arasındaki ilişkinin eksponansiyel olduğu gözlemlenmiştir. Çizilen grafiklerin R^2 değerlerinin tümünün % 90’dan büyük olduğu bulunmuştur.

Sonu olarak incelemesi yapılan bu elementlerin yalnızca iyi birer ntron soėurucu olmadığı aynı zamanda yüksek enerjili fotonların soėurulması ve absorplanmasında da etkili oldukları gözlemlenmiştir.



KAYNAKLAR

- [1] Erişim adresi, <http://dergipark.gov.tr/download/article-file/281216>, Erişim Tarihi: 19.03.2018.
- [2] Erişim adresi, <http://dergipark.ulakbim.gov.tr/ogusbd/article/viewFile/5000080915/5000075130>, Erişim Tarihi: 21.03.2018.
- [3] Erişim adresi, http://www.emo.org.tr/ekler/b89bedda1fc8a2d_ek.pdf?dergi=408, Erişim Tarihi: 25.03.2018.
- [4] Erişim adresi, <https://onedio.com/haber/nukleer-enerji-482984>, Erişim Tarihi: 27.03.2018.
- [5] Erişim adresi: <http://www.uyur.com/10968/fuzyon-nedir>
- [6] Erişim adresi: https://2.bp.blogspot.com/X9CH60TdIhY/UMJnq932srI/AAAAAALpQ/L2E17LW7qGA/s1600/fisyon_fizyon.jpg
- [7] Erişim adresi, https://2.bp.blogspot.com/X9CH60TdIhY/UMJnq932srI/AAAAAALpQ/L2E17LW7qGA/s1600/fisyon_fizyon.jpg, Erişim Tarihi: 02.03.2018.
- [8] Krane, K.S., Nükleer Fisyon, (Editör:Şarer, B.), Nükleer Fizik, Palme, Ankara, 506-512, 2002.
- [9] Erişim adresi, http://www.tasam.org.tr/TR/Icerik/2975/nukleer_enerji_ve_nukleer_santral_kazalari, Erişim Tarihi: 08.03.2018.
- [10] Erişim adresi, <http://www.teknikicerik.com/nukleer-santral-nedir.html>, Erişim Tarihi: 26.02.2018.
- [11] Erişim adresi, <https://nukleerturkiye.xyz/index.php/2017/09/11/nukleer-reaktor-cesitleri/>, Erişim Tarihi: 28.02.2018.
- [12] Aybers, N., Nükleer reaktör mühendisleri için metalürji ve malzeme bilgisi, Matbaa Teknisyenleri Basımevi, İstanbul, 1963.
- [13] Lamarsh, J.R., Baratta, A.J., Nükleer Mühendisliğe Giriş, (Editör:Zabunoğlu, O.), Palme., Ankara, (101-189),(327-329),(348-363), 2015.
- [14] Martin, J.E., Radyoaktif Dönüşümler, (Editör: Tanır, A. G., Bölükdemir M. H., Koç K.) Radyasyon ve Radyasyondan Korunuma Fiziği, Palme., Ankara, (330-353),(639-653), 2013.
- [15] Bircan, H., Gama ve x-ışını radyasyonu yarı değer kalınlık değerinin hesaplanması için yeni bir denklem, Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fen Dergisi, 12(1), 23-29, 2017.

- [16] Martin, J.E., Etkileşimler, (Editör: Tanır, A. G., Bölükdemir M. H., Koç K.) Radyasyon ve Radyasyondan Korunuma Fiziği, Palme., Ankara, 156-191, 2013.
- [17] Martin, J.E., Radyoaktif Dönüşümler, (Editör: Tanır, A. G., Bölükdemir M. H., Koç K.) Radyasyon ve Radyasyondan Korunuma Fiziği, Palme., Ankara, 201-215 Nükleer Fisyon Ürünleri, 2013.
- [18] Büyük, B., Tungsten, titanyum, bor içeren bazı malzemelerin gama ve nötron radyasyonu karşısındaki davranışının incelenmesi, xcom bilgisayar programı ile irdelenmesi ve yeni bir radyasyon zırh malzeme önerilmesi, İstanbul Teknik Üniversitesi Enerji Bilim ve Teknoloji Anabilim Dalı Enerji Bilim ve Teknoloji Programı , Doktora Tezi, İstanbul, 98, 2013.
- [19] Kaçar, A., Başıyigit, C., Bazı yapı malzemelerinin tutuculuk özellikleri, Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Dergisi, 10-2, 307-310, 2006.
- [20] Calzade, Assessment of the probability of failure of reactor vessels after warm prestressing Monte carlo Simulations, Letters in Fracture and Micromechanics, 3(15), 5-9, 2012.
- [21] Gencel, O., The application of artificial neural networks technique to estimate mass attenuation coefficient of shielding barrier, International journal of physical sciences, 4(12), 743-751, 2010.
- [22] Yılmaz, Barit Agregalı Betonların Radyasyon Soğurma Özelliklerinin Araştırılması, Afyon Kocatepe Üniversitesi Fen ve Mühendislik Bilimleri Dergisi. 16, (125-131), (2016).
- [23] Gülbiçim, H., Saf ve Bor Katkılı Vermikülit'in Gama Radyasyon Geçirgenliğinin Belirlenmesi, Ondokuz Mayıs Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Fizik Anabilim Dalı, Yüksek Lisans Tezi, Samsun, 53, 2015.
- [24] Sarıyer, D., Development of neutron shielding concrete containing iron content materials, AIP Conference Proceedings 1935(1):100003, DOI, 10.1063/1.5025991, Celal Bayar Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Fizik Anabilim Dalı, 73, Manisa, 2017.
- [25] Ripin, A., Mohamed, F., Choo, T. F., Yusof, M. R., Hashim, S., Ghoshal, S. K., X-ray shielding behaviour of kaolin derived mullite-barites ceramic radiation, Physics and Chemistry, Volume 144, p. 63-68, 2018.

- [26] Zhang, Y, Chen, F., , Tang, X., Huang, H., Chen, T., Sun, X., Bor acic polyethylene/polyethylene wax blend sandopen-cell nickel foams as neutron-shielding composite, Journal of Reinforced Plastics and Composites, doi10.1177/0731684417738335, 2017.
- [27] Turhan, A., Borlamanın paslanmaz çeliğin radyasyon zırhlama özelliğine etkisinin araştırılması, Süleyman Demirel Üniversitesi. Fen Bilimleri Enstitüsü. Makine Eğitimi Anabilim Dalı, Yüksek lisans tezi, 83, 2008.
- [28] Yılmaz, B., Muş yöresinden temin edilen barit'in kullanımı ile elde edilen ağır betonun fiziksel ve mekaniksel özelliklerinin araştırılması, Fırat Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü Yapı Eğitimi Anabilim Dalı, Yüksek Lisans Tezi, Elazığ, 2009.
- [29] Akyol, B., Radyoterapi Merkezi İnşaatlarında Malzeme Seçiminin Tasarıma Etkisinin Araştırılması, Süleyman Demirel Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, Yapı Anabilim Dalı, Isparta, 79, 2015.
- [30] Can, İyonlaştırıcı elektromanyetik radyasyonun tutulması için polimer esaslı tungsten tuzları katkılı yeni kompozit madde sentezi, karakterizasyonu ve deneme çalışmaları, Muğla Sıtkı Koçman Üniversitesi, Kimya Anabilim Dalı, Yüksek Lisans Tezi, Muğla, 112, 2016.
- [31] Labouriau ve ark., Boron filled siloxane polymers for radiation shielding, Radiation Physics and Chemistry 144 (288-294), 2018.
- [32] Erişim adresi, <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power-plant/control-rods/>, Erişim Tarihi: 29.03.2018.
- [33] Erişim adresi, <http://www.atomicarchive.com/Fission/Fission1.shtml>, Erişim Tarihi: 01.04.2018.
- [34] Erişim adresi: https://www.turkcebilgi.com/n%C3%BCkleer_enerji
- [35] Erişim adresi, <http://www.murr.missouri.edu/ismtr/papercall/Papers/MU/Full%20Paper-Srisharan%20Govindarajan.pdf>, Erişim Tarihi: 11.04.2018.
- [36] Erişim adresi, <http://www.maden.org.tr/resimler/ekler/159.pdf>, Erişim Tarihi: 08.05.2018.
- [37] Erişim adresi, <https://deepblue.lib.umich.edu/bitstream/handle/2027.42/86102/MPP%20R%20D%20Martin%20Nuclear%20Safety%201969.PDF?sequence=1&isAllowed=y>, Erişim Tarihi: 10.04.2018

- [38] Eriřim adresi, <http://0www.ukabrasives.com/boron-carbide/nuclear-radiation-shielding.html> , Eriřim Tarihi:19.04.2018.
- [39]Eriřimadresesi:<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454916304455>, Eriřim Tarihi:12.04.2018.
- [40] Eriřim adresi:<http://large.stanford.edu/courses/2011/ph241/grayson1/> Eriřim Tarihi: 17.03.2018.
- [41] Eriřim adresi:<https://www.nuclear-power.net/glossary/gadolinium/> Eriřim Tarihi: 24.04.2018.
- [42]Eriřimadresesi:https://www.reddit.com/r/NuclearPower/comments/1z2ocg/is_samarium_really_as_crucial_for_the_nuclear/ Eriřim Tarihi: 11.05.2018.
- [43]Eriřimadresesi:<https://www.nist.gov/pml/xcom-photon-cross-sections-database>, Eriřim Tarihi:01.05.2018.
- [44]Bor bileřiklerinin zellikleri, retimi, kullanımı ve nkleer reaktr teknolojisinde nemi Tuęba Deniz Tombal, řafak Gkhan zkan*, İlgin Kurřun nver, Ahmet Erdal Osmanlıoęlu İstanbul niversitesi, Mhendislik Fakltesi, Maden Mhendislięi Blm, 34320 İstanbul, Trkiye. BORON 1 (2), 86 - 95, 2016.
- [45] Rebesdorff B., Bart G., Material operating behaviour of abb BWR control rods, control assembly materials for water reactors: Experience, performance and perspectives, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1998.
- [46] Ruggiero A. G., Nuclear fusion of protons with boron, Prospects for Heavy Ion Inertial Fusion Aghia Pelaghia Conference, Crete, Greece, 1992.
- [47] Subramanian C., Suri A. K., Ch. Murthy T. S. R., Devolopment of boron-based materials for nuclear applications, Technology Devolopment Article, 313, 14-22, 2010.

ÖZGEÇMİŞ

- 1. Adı Soyadı** : Fatma YAKUT
2. Doğum Tarihi : 06.11.1989
3. Ünvanı : Öğretmen
4. Öğrenim Durumu : Lisans

Derece	Bölüm/Program	Üniversite	Bitirme Yılı
Lisans	Fizik	Osmaniye Korkut Ata Üniversitesi	2013

5. İş Tecrübesi:

Görev Unvanı	Görev Yeri	Yıl
Fizik Öğretmeni	Cebeler Anadolu Lisesi	2015
Staj	TAEK, İstanbul Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi	2017
Kurs	Akdeniz Üniversitesi Nükleer Bilimler Uygulama ve Araştırma Merkezi MCNP ile Radyasyon Modelleme Kursu	2017

6. Yayınlar: Uluslararası bilimsel toplantılarda sunulan ve bildiri kitabında basılan bildiriler:

F.A. Uğur*, F. Yakut “Water and Paraffin As Shielding Material”, International Workshop on Theoretical and Experimental Studies Nuclear Application and Technology, “TESNAT, 2017”, Poster Sunumu.

F.A. Uğur*, F. Yakut “Investigation of the use of Samarium and Gadolinium Materials in Nuclear Technology”, International Workshop on Theoretical and

Experimental Studies Nuclear Application and Technology, “TESNAT, 2018”, Short Communication.

F.A. Uğur*, F. Yakut “Use of Boron and Boron Compounds as Moderator Material in Reactors”, International Workshop on Theoretical and Experimental Studies Nuclear Application and Technology, “TESNAT, 2018”, Short Communication.

Proje: Osmaniye Korkut Ata Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Projesi/Proje no: OKÜBAP-2017-PT3-025./ Projenin adı: “Farklı Enerjilerdeki İyonlaştırıcı Işınlara Karşı Zırhlama Hesaplamaları”2017.

