

ATATÜRK ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

DOKTORA TEZİ

DENEYSEL VE CERN FLUKA MONTE CARLO SİMÜLASYON  
KODU YÖNTEMLERİ KULLANILARAK  
4,5 MeV ENERJİLİ HIZLI NÖTRONLARIN BORLU BİLEŞİK VE  
CEVHERLER TARAFINDAN YAVAŞLATILMASINA İLİŞKİN  
PARAMETRELERİN BELİRLENMESİ

Turgay KORKUT

FİZİK ANABİLİM DALI


ERZURUM

2010


Her Hakkı Saklıdır

Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT danışmanlığında, Turgay KORKUT tarafından hazırlanan bu çalışma 27.12.2010 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından, Fizik Anabilim Dalı'nda Doktora Tezi olarak kabul edilmiştir.

Başkan: Prof. Dr. Mehmet ERTUĞRUL

İmza: 

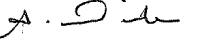
Üye: Prof. Dr. Lütfü DEMİR

~~İmza: ~~

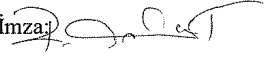
Üye: Prof. Dr. Gökhan BUDAK

İmza: 

Üye: Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT

İmza: 

Üye: Doç. Dr. Recep POLAT

İmza: 

Yukarıdaki sonucu onaylarım

( imza )

Prof. Dr. Ömer AKBULUT

Enstitü Müdürü

## ÖZET

Doktora Tezi

DENEYSSEL VE CERN-FLUKA MONTE CARLO SİMÜLASYON KODU YÖNTEMLERİ  
KULLANILARAK 4,5 MeV ENERJİLİ HIZLI NÖTRONLARIN BORLU BİLEŞİK VE  
CEVHERLER TARAFINDAN YAVAŞLATILMASINA İLİŞKİN PARAMETRELERİN  
BELİRLENMESİ

Turgay KORKUT

Atatürk Üniversitesi  
Fen Bilimleri Enstitüsü  
Fizik Anabilim Dalı

Danışman: Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT

Dünya bor rezervinin yaklaşık %70'i Türkiye'de bulunmaktadır. Bu doktora tezinin temel amacı Türkiye'nin sahip olduğu ve çok büyük bir güç olarak görülen bor rezervini yeni bir alanda kullanılabilir kılmaktır. Bu amaç doğrultusunda ülkemizde bulunan çeşitli bor yataklarından alınan üç farklı borlu cevher (Kolemanit, Üleksit ve Tinkal) ile bor içeren beş farklı bileşiğin ( $MgB_2$ ,  $NaBH_4$ ,  $KBH_4$ ,  $B_2O_3$  ve  $H_3BO_3$ ) nötron radyasyonunu zırlama parametreleri (doz transmisyonu, emilen doz miktarı, eşdeğer doz oranı, nötron akısı, nötron makroskopik tesir kesiti, yarı kalınlık değeri, enerji yoğunluğu, ikincil parçacıklar, üretilen izotop çekirdekler) ortaya konulmuştur. Ölçüm ve hesaplamaların yapılmasında deneysel işlemlerin yanında bugün yüzyılın deneyi olarak nitelendirilen ve CERN laboratuvarlarında yapılan parçacık fiziği araştırmalarında da tercih edilen FLUKA Monte Carlo radyasyon transfer kodu kullanılmıştır. Yapılan deneysel ölçümler ve FLUKA Monte Carlo simülasyonları, numunelerin içerisinde bulunan bor ve hidrojen konsantrasyonlarına göre değerlendirilmiştir. Malzemelerin içerisinde bulunan bor ve hidrojen miktarlarının, malzemelerin hızlı nötronları zırlama kabiliyetini nasıl etkilediği araştırılmış, bor ve hidrojen konsantrasyonunun malzemenin nötron zırlama özelliğini artırdığı sonucuna varılmıştır.

**2010, 108 Sayfa**

**Anahtar Kelimeler:** Nötron radyasyonu, radyasyon zırlama, CERN FLUKA Monte Carlo kodu

## ABSTRACT

Ph.D. Thesis

DETERMINE OF PARAMETERS ABOUT ATTENUATED OF 4,5 MeV FAST NEUTRONS  
BY BORON COMPOUNDS AND ORES USING EXPERIMENTAL AND CERN FLUKA  
MONTE CARLO CODE METHODS

Turgay KORKUT

Atatürk University  
Graduate School of Natural and Applied Sciences  
Department of Physics

Supervisor: Prof. Abdulhalik KARABULUT

Turkey has %70 of World's boron reserve. The main aim of this Ph.D. thesis is variable on Turkey's boron reserve, a big power, in a new area. In accordance with this purpose, neutron radiation shielding parameters (dose transmissions, absorbed doses, equivalent dose rates, neutron fluencies, neutron macroscopic cross sections, half value layers, energy densities, secondary particles and produced isotope residual nucleons) are displayed for three different boron bearing ores mined in Turkey (colemanite, ulexite and tincal) and five different boron compounds ( $MgB_2$ ,  $NaBH_4$ ,  $KBH_4$ ,  $B_2O_3$  and  $H_3BO_3$ ). For measurements and calculations, in addition to experimental processes, FLUKA Monte Carlo radiation transport code, preferred in the experiment of century and nuclear physics operations by CERN laboratory, was used. Experimental measurements and FLUKA Monte Carlo simulations were evaluated as boron and hydrogen concentrations of samples. It is investigated that effects of sample's boron and hydrogen contents on fast neutron shielding capabilities of samples. As a conclusion, fast neutron shielding capacity of samples includes with boron and hydrogen percentages.

**2010, 108 Pages**

**Keywords:** Boron compounds, boron bearing ores, neutron radiation, radiation shielding, CERN FLUKA Monte Carlo code

## TEŞEKKÜR

Doktora tezi olarak sunduğum bu çalışmanın deneysel kısmı Atatürk Üniversitesi Fen Fakültesi Fizik Bölümü Atom ve Molekül Fiziği Araştırma Laboratuvarında gerçekleştirilmiştir. Monte Carlo simülasyonlarının yapılmasında CERN FLUKA radyasyon transfer kodu kullanılmıştır. Tez çalışmam “Deneysel, Yarı Deneysel Ve Monte Carlo Simülasyon Yöntemleri Kullanılarak Optimum Kütle Azaltma Katsayına Sahip Bor Ve Barit Agregalı Ağır Betonların Elde Edilmesi” isimli 107T199 numaralı TÜBİTAK projesi tarafından desteklenmiştir.

Çalışmalarım süresince her türlü destek ve yardımlarına başvurduğum tez danışmanım ve saygıdeğer hocam Sayın Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT’a teşekkür ederim. Deneysel ve teorik anlamda bu çalışmaya her türlü katkıyı sağlayan değerli hocam Sayın Prof. Dr. Gökhan BUDAK’a teşekkür ediyorum. Deneysel çalışmalarımda yardımlarını aldığım değerli arkadaşım Bünyamin AYGÜN’e teşekkür ediyorum.

Bu çalışmanın deneysel kısmının gerçekleştirilebilmesi için destek veren TÜBİTAK’a teşekkürlerimi sunarım.

Monte Carlo simülasyonlarında destek aldığım FLUKA Collaboration üyeleri ve FLUKA kullanıcıları Sayın Fatma KOÇAK, Sayın Ercan PİLİÇER, Mrs. Paola SALA, Mrs. Lucia SARCHIAPONE, Mr. Vasilis VLACHOUDIS, Mrs. Andrea MAİRANİ, Mr. Joachim VOLLAIRE, Mr. Alfredo FERRARI, Mr. Stefan ROESELER ve Mr. Alberto FASSO’ya teşekkürlerimi sunuyorum.

Tezimin hazırlanmasındaki her türlü aşamada yardım ve desteklerini esirgemeyen Sayın Yrd. Doç. Dr. Hatun KORKUT’a teşekkürlerimi sunuyorum.

Çalışmalarım süresince beni yalnız bırakmayan özverili ve çok değerli aileme teşekkür ederim.

Turgay KORKUT

Aralık 2010

## İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT.....	ii
TEŞEKKÜR.....	İii
SİMGELER DİZİNİ.....	iv
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	vii
ÇİZELGELER DİZİNİ.....	ix
<b>1.GİRİŞ.....</b>	<b>1</b>
<b>2.KURAMSAL TEMELLER.....</b>	<b>4</b>
2.1. Nötron Fizığının Tarihsel Gelişimi.....	4
2.2. Radyasyon.....	8
2.3. Radyasyon Birimleri.....	9
2.4. Radyasyonun Dozu.....	9
2.5. Radyasyonun Biyolojik Etkileri.....	10
2.5.1. Erken etkiler.....	10
2.5.2. Ertelenmiş etkiler.....	10
2.6. Radyoaktif Bozunma Kanunu.....	11
2.7.Doğal ve Yapay Radyasyonlar.....	13
2.7.1. Doğal radyasyonlar.....	13
2.7.2. Yapay radyasyonlar.....	15
2.8. Nötronlar.....	18
2.8.1. Nötron kinematığı.....	22
2.8.2. Nötron kaynakları.....	24
2.9. Nötronların Zırhlanması.....	25
2.9.1. Nötronların azaltılması ve absorbsiyonu.....	26
2.9.2. Nötronların zırhlanması için kullanılan malzemeler.....	27
<b>3. MATERYAL ve YÖNTEM.....</b>	<b>31</b>
3.1. Kullanılan Numuneler.....	31
3.2. <sup>241</sup> Am-Be Nötron Kaynağı.....	36
3.3. Nötron Dedektörü.....	37
3.4. Deney Geometrisi.....	39

3.5. Simülasyon.....	39
3.6. Monte-Carlo Simülasyon Tekniği.....	40
3.7. CERN FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu.....	44
<b>4. ARAŞTIRMA BULGULARI.....</b>	<b>51</b>
4.1. Borlu Bileşikler için Yapılan İşlemler.....	51
4.1.1. Borlu bileşikler için yapılan deneysel doz transmisyon ölçümleri.....	51
4.1.2. Borlu bileşikler için FLUKA kodu ile yapılan doz transmisyonu işlemleri.....	51
4.1.3. Borlu bileşiklerde FLUKA kodu kullanılarak yapılan doz simülasyonları.....	52
4.1.4. Borlu bileşikler için FLUKA kodu kullanılarak yapılan doz eşdeğeri simülasyonları.....	56
4.1.5. Borlu bileşikler için FLUKA kodu kullanılarak yapılan enerji yoğunluğu simülasyonları.....	59
4.1.6. Borlu bileşikler için FLUKA kodu kullanılarak yapılan nötron akışı ve etkileşme sayısı simülasyonları.....	60
4.1.7. Borlu bileşiklere ait nötron makroskopik tesir kesiti ve yarı kalınlık hesaplamaları.....	66
4.1.8. İkincil parçacıklar.....	67
4.1.9. Üretilen izotop çekirdekler.....	68
4.1.10. Borlu bileşiklerin bor yüzdeleri.....	71
4.2. Borlu Cevherler için Yapılan İşlemler.....	71
4.2.1. Borlu cevherler için yapılan deneysel doz transmisyon ölçümleri.....	71
4.2.2. Borlu cevherler için FLUKA kodu ile yapılan doz transmisyon simülasyonları.....	72
4.2.3. Borlu cevherlerde FLUKA kodu kullanılarak yapılan doz simülasyonları.....	73
4.2.4. Borlu cevherler için FLUKA kodu kullanılarak yapılan doz eşdeğeri simülasyonları.....	75
4.2.5. Borlu cevherler için FLUKA kodu kullanılarak yapılan enerji yoğunluğu simülasyonları.....	78

4.2.6. Borlu Cevherler için FLUKA Kodu Kullanılarak Yapılan Nötron Akışı ve Etkileşim Sayısı Simülasyonları.....	78
4.2.7. Borlu cevherlere ait nötron makroskopik tesir kesiti ve yarı kalınlık hesaplamaları.....	82
4.2.8. İkincil parçacıklar.....	83
4.2.9. Üretilen izotop çekirdekler.....	83
4.2.10. Borlu cevherlerin bor yüzdeleri.....	86
<b>5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA.....</b>	<b>88</b>
5.1. Transmisyon ve Makroskopik Tesir Kesiti.....	88
5.2. Doz Simülasyonları.....	94
5.3. Eşdeğer Doz Oranı Simülasyonları.....	96
5.4. Enerji Yoğunluğu.....	98
5.5. Nötron Akışı ve Etkileşim Sayıları.....	100
5.6. İkincil Parçacıklar.....	102
5.7. İzotop Çekirdek Üretimi.....	102
<b>KAYNAKLAR.....</b>	<b>104</b>
<b>ÖZGEÇMİŞ.....</b>	<b>110</b>

## SİMGELER DİZİNİ

A	Kütle Numarası
$^{241}\text{Am}$	Amerisyum-241 İzotopu
$\alpha$	Alfa parçacığı
Bq	Becquerel, radyoaktivite birimi
B	Manyetik alan
c	Işık hızı
C	Coulomb
Ci	Curie
d	Döteryum
dΩ	Diferansiyel Katı Açısı
e	Elektron
eV	Elektron volt
E	Enerji (keV, MeV, GeV)
$\gamma$	Gama Radyasyonu
GeV	Giga elektron volt
Gy	Gray, absorblanmış doz birimi
I	Şiddet
keV	Kilo elektron volt
$\lambda$	Aktivite
$m$	Elektron kütlesi
$m_0$	Elektronun durgun kütlesi
M	Nötronun çarptığı çekirdeğin kütlesi
MeV	Mega elektron volt
$\mu\text{Sv}$	Mikrosievert (Eşdeğer Doz)
mSv	Milisievert (Eşdeğer Doz)
n	Nötron
p	Proton

$\rho$	Yoğunluk ( $\text{g/cm}^3$ )
R	Röntgen, radyasyon şiddet birimi
$\Sigma$	Makroskopik Tesir Kesiti (Taşınım Katsayısı)
$\sigma_t$	Toplam tesir kesiti
Sv	Sievert, eşdeğer doz birimi
SI	Uluslar Arası Birim Sistemi
t	Trityum
$\mu$	Mikro, alt birim ( $10^{-6}$ )
$\tau$	Ortalama ömür
$t_{1/2}$	Yarı Ömür
$\theta$	Kütle merkezi sistemindeki saçılma açısı
$\nu$	Frekans
$v$	Nötronun hızı
YTK	Yarı tabaka kalınlığı
Z	Atom numarası

## ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1.	Bor kullanım alanları.....	3
Şekil 2.1.	Radyasyonun sınıflandırılması.....	8
Şekil 2.2.	Barit cevher.....	27
Şekil 2.3.	BaSO <sub>4</sub> kristal yapısı.....	28
Şekil 2.4.	Kolemanit cevheri.....	29
Şekil 2.5.	Kolemanit cevherinin kristal yapısı.....	30
Şekil 2.6.	Parafin wax bloklar.....	30
Şekil.3.1.	MgB <sub>2</sub> görünümü ve molekül yapısı.....	31
Şekil.3.2.	NaBH <sub>4</sub> görünümü ve molekül yapısı.....	32
Şekil.3.3.	KBH <sub>4</sub> görünümü ve molekül yapısı.....	32
Şekil.3.4.	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> görünümü ve molekül yapısı.....	33
Şekil.3.5.	H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> görünümü ve molekül yapısı.....	34
Şekil.3.6.	Kolemanit cevheri görünümü .....	34
Şekil.3.7.	Üleksit cevheri görünümü .....	35
Şekil.3.8.	Tinkal cevheri görünümü .....	36
Şekil 3.9.	Çalışmada kullanılan Am-Be nötron kaynağı.....	37
Şekil 3.10.a.	Çalışmada kullanılan nötron dedektörü teçhizatı.....	38
Şekil 3.10.b.	Dedektör ayırma gücü eğrisi.....	38
Şekil 3.11.	Nötron doz transmisyon ölçümü için kullanılan deney geometrisi.....	39
Şekil 4.1.	MgB <sub>2</sub> için elde edilen doz dağılımı.....	53
Şekil 4.2.	NaBH <sub>4</sub> için elde edilen doz dağılımı.....	54
Şekil 4.3.	KBH <sub>4</sub> için elde edilen doz dağılımı.....	54
Şekil 4.4.	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> için elde edilen doz dağılımı.....	55
Şekil 4.5.	H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> için elde edilen doz dağılımı.....	55
Şekil 4.6.	MgB <sub>2</sub> için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı.....	57

Şekil 4.7.	NaBH <sub>4</sub> için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı.....	57
Şekil 4.8.	KBH <sub>4</sub> için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı.....	58
Şekil 4.9.	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı.....	58
Şekil 4.10.	H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı.....	59
Şekil 4.11.	MgB <sub>2</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji grafiği.....	61
Şekil 4.12.	NaBH <sub>4</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji grafiği.....	61
Şekil 4.13.	KBH <sub>4</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji grafiği.....	62
Şekil 4.14.	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji grafiği.....	63
Şekil 4.15.	H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji grafiği.....	63
Şekil 4.16.	MgB <sub>2</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji diyagramı.....	64
Şekil 4.17.	NaBH <sub>4</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji diyagramı.....	64
Şekil 4.18.	KBH <sub>4</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji diyagramı.....	65
Şekil 4.19.	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji diyagramı.....	65
Şekil 4.20.	H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> için elde edilen nötron akışı-enerji diyagramı.....	66
Şekil 4.21.	Kolemanit için elde edilen doz dağılımı.....	74
Şekil 4.22.	Üleksit için elde edilen doz dağılımı.....	74
Şekil 4.23.	Tinkal için elde edilen doz dağılımı.....	75
Şekil 4.24.	Kolemanit için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı.....	76
Şekil 4.25.	Üleksit için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı.....	77
Şekil 4.26.	Tinkal için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı.....	77
Şekil 4.27.	Kolemanit için elde edilen nötron akışı-enerji grafiği.....	79
Şekil 4.28.	Üleksit için elde edilen nötron akışı-enerji grafiği.....	80
Şekil 4.29.	Tinkal için elde edilen nötron akışı-enerji grafiği.....	80
Şekil 4.30.	Kolemanit için elde edilen nötron akışı renk diyagramı.....	81
Şekil 4.31.	Üleksit için elde edilen nötron akışı renk diyagramı.....	81
Şekil 4.32.	Tinkal için elde edilen nötron akışı renk diyagramı.....	82
Şekil 5.1.	Borlu bileşiklerin bor yüzdelerine göre çizilmiş doz eşdeğeri transmisyonu grafiği.....	89
Şekil 5.2.	Borlu cevherlerin bor yüzdelerine göre çizilmiş doz eşdeğeri transmisyonu grafiği.....	90
Şekil 5.3.	Borlu bileşiklerin bor yüzdelerine göre çizilmiş makroskopik	

	tesir kesiti grafiđi.....	91
Şekil 5.4.	Borlu cevherlerin bor yüzdelere göre çizilmiş makroskopik tesir kesiti grafiđi.....	92
Şekil 5.5.	Borlu bileşiklerin hidrojen yüzdelere göre çizilmiş transmisyon grafiđi.....	93
Şekil 5.6.	Borlu cevherlerin hidrojen yüzdelere göre çizilmiş transmisyon grafiđi.....	94
Şekil 5.7.	Borlu bileşikler için hidrojen yüzdelere göre çizilmiş doz grafiđi.....	95
Şekil 5.8.	Borlu cevherler için hidrojen yüzdelere göre çizilmiş doz grafiđi.....	96
Şekil 5.9.	Borlu bileşikler için bor yüzdelere göre çizilmiş doz eşdeđeri grafiđi.....	97
Şekil 5.10.	Borlu cevherler için bor yüzdelere göre çizilmiş doz eşdeđeri grafiđi.....	98
Şekil 5.11.	Borlu bileşikler için hidrojen yüzdelere göre çizilmiş enerji yoğunluđu grafiđi.....	99
Şekil 5.12.	Borlu cevherler için hidrojen yüzdelere göre çizilmiş enerji yoğunluđu grafiđi.....	100
Şekil 5.13.	Borlu bileşiklerde karşılaştırmalı nötron akışları.....	101
Şekil 5.14.	Borlu cevherlerde karşılaştırmalı nötron akışları.....	102

## ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge.1.1.	Türkiye’de bulunan bor madeni ocakları.....	2
Çizelge.1.2.	Dünya bor rezervi.....	2
Çizelge 2.1.	Nötronların özellikleri.....	19
Çizelge 2.2.	Baritin agrega özellikleri.....	28
Çizelge 2.3.	Balıkesir Bigadiç Bor İşletmesi’nde işlenen kolemanit cevherinin kimyasal ve fiziksel özellikleri.....	29
Çizelge 3.1.	MgB <sub>2</sub> fiziksel özellikleri.....	31
Çizelge 3.2.	NaBH <sub>4</sub> fiziksel özellikleri.....	32
Çizelge 3.3.	KBH <sub>4</sub> fiziksel özellikleri.....	32
Çizelge 3.4.	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> fiziksel özellikleri.....	33
Çizelge 3.5.	H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> fiziksel özellikleri.....	33
Çizelge 3.6.	Kolemanit cevheri fiziksel özellikleri.....	34
Çizelge 3.7.	Üleksit cevheri fiziksel özellikleri.....	35
Çizelge 3.8.	Tinkal cevheri fiziksel özellikleri.....	35
Çizelge 3.9.	<sup>241</sup> Am/Be nötron kaynağının özellikleri .....	37
Çizelge 3.10.	FLUKA programında enerji limitleri.....	45
Çizelge 4.1.	MgB <sub>2</sub> , NaBH <sub>4</sub> , KBH <sub>4</sub> , B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ve H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> bileşikleri için deneysel olarak bulunan eşdeğer doz transmisyona değerleri.....	51
Çizelge 4.2.	MgB <sub>2</sub> , NaBH <sub>4</sub> , KBH <sub>4</sub> , B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ve H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> bileşikleri için FLUKA Monte Carlo simülasyonu kodu kullanılarak bulunan eşdeğer doz transmisyona değeri.....	52
Çizelge 4.3.	MgB <sub>2</sub> , NaBH <sub>4</sub> , KBH <sub>4</sub> , B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ve H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> bileşikleri için doz değeri.....	53
Çizelge 4.4.	MgB <sub>2</sub> , NaBH <sub>4</sub> , KBH <sub>4</sub> , B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ve H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> bileşikleri için FLUKA Monte Carlo simülasyonu kodu kullanılarak bulunan eşdeğer doz oranı değeri.....	56
Çizelge 4.5.	FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan parçacık başına enerji yoğunluğu değeri.....	60
Çizelge 4.6.	FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan	

nötron etkileşim sayıları.....	60
Çizelge 4.7. Borlu bileşikler için deneysel olarak belirlenen nötron makroskopik tesir kesitleri ve yarı kalınlık değerleri.....	67
Çizelge 4.8. Borlu bileşikler için ikincil parçacık sayıları.....	67
Çizelge 4.9. $MgB_2$ için üretilen izotop çekirdekler.....	68
Çizelge 4.10. $NaBH_4$ için üretilen izotop çekirdekler.....	69
Çizelge 4.11. $KBH_4$ için üretilen izotop çekirdekler.....	69
Çizelge 4.12. $B_2O_3$ için üretilen izotop çekirdekler.....	70
Çizelge 4.13. $H_3BO_3$ için üretilen izotop çekirdekler.....	70
Çizelge 4.14. Borlu bileşikler için birincil nötronlar başına üretilen toplam izotop çekirdekler.....	71
Çizelge 4.15. $MgB_2$ , $NaBH_4$ , $KBH_4$ , $B_2O_3$ ve $H_3BO_3$ bileşiklerinin yüzde içerikleri.....	71
Çizelge 4.16. Kolemanit, üleksit ve tinkal cevherleri için deneysel olarak bulunan doz transmisyon değerleri.....	72
Çizelge 4.17. Kolemanit, üleksit ve tinkal cevherleri için FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak bulunan transmisyon değerleri.....	73
Çizelge 4.18. Kolemanit, üleksit ve tinkal cevherleri için doz değerleri.....	73
Çizelge 4.19. Kolemanit, üleksit ve tinkal için FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak bulunan eşdeğer doz oranı değerleri.....	76
Çizelge 4.20. FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan parçacık başına enerji yoğunluğu değerleri.....	78
Çizelge 4.21. FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan etkileşme sayısı değerleri.....	79
Çizelge 4.22. Borlu cevherler için deneysel olarak belirlenen nötron makroskopik tesir kesitleri ve yarı kalınlık değerleri.....	82
Çizelge 4.23. Borlu cevherler için ikincil parçacık sayıları.....	83
Çizelge 4.24. Kolemanit için üretilen izotop çekirdekler.....	84
Çizelge 4.25. Üleksit için üretilen izotop çekirdekler.....	85

Çizelge 4.26.	Tinkal için üretilen izotop çekirdekler.....	86
Çizelge 4.27.	Borlu cevherler için birincil nötronlar başına üretilen toplam izotop çekirdekler.....	86
Çizelge 4.28.	Kolemanit, üleksit ve tinkal cevherlerinin yüzde içerikleri.....	87

## 1.GİRİŞ

1800'lü yılların sonlarında radyasyonun ve radyoaktivitenin keşfinden sonra insanlar ve yeryüzünde yaşayan diğer canlılar bu zararlı enerjiye maruz kalma tehlikesi ile karşılaşmışlardır. Teknolojinin gelişmesi ile birlikte canlıların radyasyona maruz kalma ihtimali ve süresi artmıştır. Dolayısıyla radyasyon zırhlama teknolojilerindeki gelişmeler günümüzde çok büyük önem taşımaktadır ve bu yöndeki araştırmalar ilgi ile takip edilmektedir. Amaç radyasyonun türüne, karakteristik özelliklerine ve çevreye verdiği zarara göre en uygun zırh malzemelerini bulabilmektir.

Nötron parçacıkları yüksüz oldukları için Coulomb etkileşimlerine maruz kalmadan uzun süre ilerleyebilme özelliğine sahip olmaları nedeniyle zırhlama işlemlerinde özel malzemeler kullanıla gelmiştir. Parafin wax, çeşitli polimerler, kurşunlu camlar ve ağır beton gibi kompozit malzemelerin yanında hafnium, demir, godalonyum, bor, kadmiyum gibi elementler de nötron zırhlama işlemlerinde tercih edilmektedir. Zırhlama için kullanılacak malzemenin nötronları tutması ve azaltması gerekmektedir. Bor elementi iyi bir nötron tutucu, hidrojen ise iyi bir nötron yavaşlatıcıdır. Bu yüzden bor ve hidrojen zengin materyaller nötronların zırhlanmasında kullanılabilir.

Atom reaktörlerinde borlu çelikler, bor karbürler ve titanyum-bor alaşımları kullanılır. Paslanmaz borlu çelik, nötron absorbanı olarak tercih edilmektedir. Yaklaşık her bir bor atomu bir nötron absorbe etmektedir. Atom reaktörlerinin kontrol sistemleri ile soğutma havuzlarında ve reaktörün alarm ile kapatılmasında (B-10) bor kullanılır. Ayrıca, nükleer atıkların depolanması için kolemanit kullanılmaktadır. Nükleer reaktörlerde radyoaktif malzemenin fisyonu sonucunda ısı, alfa ve beta parçacıkları, gama ışınları ve nötronlar açığa çıkar. Nötronlara kalkan olarak kullanılan en önemli malzemeler, hidrojen, lityum, polietilen ve su olup, kalkan olarak kullanılan malzemelerin çoğu ikincil gama ışını yaymakta, bu da ısı düşürme ve tekrar kalkan uygulamayı gerektirmektedir. Bor, termal nötronları emme kabiliyeti açısından tektir. Sadece hafif bir gama ışını çıkarmakta ve alfa parçacıklarını kolayca emmektedir (Tümer vd 2009). BNCT (Boron Neutron Capture Therapy) kanser tedavisinde kullanılmaktadır. Özellikle

beyin kanserinin tedavisinde hasta hücrelerin seçilerek imha edilmesine yaraması ve sağlıklı hücrelere zararının minimum düzeyde olması nedeniyle tercih sebebi olabilmektedir (NUEM 1997).

**Çizelge 1.1.** Türkiye’de Bulunan Bor Madeni Ocakları\*

Şehir	İlçe-Yöre	Maden Adı	Maden Cinsi
Balıkesir	Susurluk	Aziziye, Tulu, Salmanlı,	Kolemanit ve Uleksit
	Bigadiç	Ankara, Acep, Domuz,	
	Sındırgı	Kireçlik, Kurtpınar,	
	Küçükler	Faraş, Günevi, Sultançayırı, Beğendikler, Yeniköy	
Kütahya	Emet	Hisarcık, Harmanköy, Espey, Killik	Kolemanit
Bursa	Kestelek	Kestelek	Kolemanit
Eskişehir	Kırka	Göçenoluk, Harmankaya	Tinkal

\*<http://www.boraxtr.com/boraxtr/Anadosya/bormadennedir.html>  
<http://www.etiholding.gov.tr>

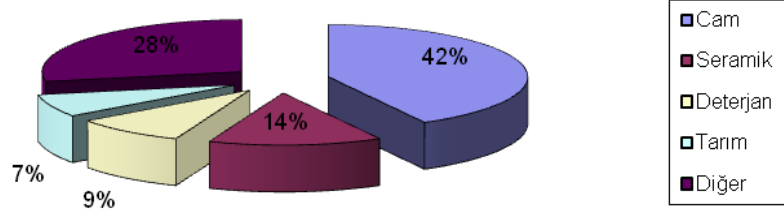
**Çizelge.1.2.** Dünya Bor Rezervi\*

Ülke	İşletilen Rezerv Miktarı (ton)	İşletilen Rezerv (%)	Bilinen Rezerv Miktarı (ton)	Bilinen Rezerv (%)
Türkiye	320.000.000	66	803.000.000	63
ABD	60.000.000	12	209.000.000	16
Kazakistan	54.000.000	11	136.000.000	11
Çin	27.000.000	6	36.000.000	3
Güney Amerika	27.000.000	6	91.000.000	7
Toplam	488.000.000	100	1.275.000.000	100

\* Roskill Information Services Ltd.

Türkiye Dünya bor rezervinin yaklaşık %60 gibi büyük bir kısmını bünyesinde barındırmaktadır. Türkiye’de bulunan bor ve bor ürünlerinin endüstri ve sanayiye aktarılması ülke ekonomisi ve kalkınması açısından önemli bir problem olarak karşımızda durmaktadır. Dünya bor rezervinin kullanıldığı alanlara bakıldığında

(Şekil.1.1) sınırlı sektörlerle rastlanmaktadır. Bu sektörlerin sayısının artırılması ülkemiz açısından son derece önemlidir.



**Şekil 1.1.** Bor Kullanım Alanları

Bu doktora tezinin temel amacı Türkiye'nin sahip olduğu ve çok büyük bir güç olarak görülen bor rezervini yeni bir alanda kullanılabilir kılmaktır. Bu amaç doğrultusunda tezimde ülkemizde bulunan çeşitli bor yataklarından alınan üç farklı borlu cevher ile bor içeren beş farklı bileşiğin nötron radyasyonunu zırlama parametreleri (doz transmisyonu, emilen doz miktarı, eşdeğer doz, nötron akısı, nötron makroskopik tesir kesiti, yarı kalınlık değeri, enerji yoğunluğu, ikincil parçacık ve izotop çekirdek üretimi) ortaya konulmuştur. Ölçüm ve hesaplamaların yapılmasında deneysel işlemlerin yanında bugün yüzyılın deneyi olarak nitelendirilen ve CERN laboratuvarlarında yapılan parçacık fiziği araştırmalarında da tercih edilen FLUKA Monte Carlo radyasyon transfer kodu kullanılmıştır. Malzemelerin içerisinde bulunan bor ve hidrojen miktarlarının, malzemelerin hızlı nötronları zırlama kabiliyetini nasıl etkilediği araştırılmış, bor ve hidrojen konsantrasyonunun malzemenin nötron zırlama özelliğini artırdığı sonucuna varılmıştır.

## 2. KURAMSAL TEMELLER

### 2.1. Nötron Fizikinin Tarihsel Gelişimi

Radyoaktivite hakkında bilimsel süreç, 1896'da Henry Becquerel'in tesadüfen Uranyum tuzu tarafından yayınlanan ışınımı keşfi ile başlar. Daha sonra Mary Curie ve eşi Pierre Curie'nin 1898 yılında radyasyon yayan Radyum ve Polonyum maddelerini keşfetmelerinin ardından kısa bir süre içinde radyoaktif özellik taşıyan Toryum, Aktinyum, Radyotoryum, Mezotoryum gibi birçok element bulunmuştur. Zamanla radyasyon kaynakları tıpta, sanayide, tarım ve bilimsel araştırmalarda da artan bir hızla kullanılmaya başlanmıştır. Bu artış, radyasyon güvenliği konusunun bilimsel olarak çalışılması gereken önemli bir konu olmasını zorunlu kılmıştır.

1932 yılında nötronun keşfi, radyoaktif elementlerin yapay olarak elde edilmesi konusunda önemli bir basamağı teşkil etmiştir. Nötronun keşfinin akabinde çekirdek fisyonunun bulunması sonucunda nükleer reaktörlerin yapılandırılması gelişme sürecine girmiştir. Bu şekilde dünyada kullanılan radyoaktif maddelerin ve radyasyon kaynaklarının sayısı hızla artmıştır (Etherington 1958).

Radyasyon yayınlayan maddelerin ve aletlerin varlığı ve bu şekilde artış göstermesi, nükleer reaktörlerdeki fisyon ve nötron bombardımanı ile oluşturulan radyoizotopların tehlikeli etkileri, zırhlama teknolojisini ortaya çıkarmıştır. Radyasyonun en temel özelliği ileri derecede maddelere ve dokulara nüfuz edebilmesi olduğundan yüksek aktiviteye sahip yüksek enerjili kaynakların zırhlanması gerekmektedir.

Nükleer enerji üretimini içeren barışçıl teknolojiler ile nükleer reaktörler yaygınlaşmış ve bu sayede pek çok elementin radyoizotopları elde edilmiştir. Zamanla her alanda gelişim gösteren teknoloji, nükleer alanında da etkisini göstermiş ve göstermeye devam etmektedir (Oberhofer 1991).

Gelişen yeni nükleer tekniklerin kullanıldıkları yerler farklılıklar gösterebilmektedir (Gardner and Ely 1967, Földiak 1986). Bu bağlamda nükleer tekniklerin ileri araştırma alanlarındaki uygulamaları da çeşitlilik göstermektedir. Radyoizotopların tıp (Bernier *et al.* 1997) ve arkeometri (Tuğrul 1985) gibi alanlarda yaygın olarak kullanıldığı bilinmektedir.

Nükleer teknikler uygulanırken radyasyon ile çalışma söz konusu olmaktadır. Böylece radyasyona uzun süre maruz kalan canlılara radyasyonun olumsuz etkileri söz konusudur. Radyasyonun canlılar üzerinde istenmeyen etkilerinin önlenmesi açısından zırhlama teknolojisi önemli bir konu olarak karşımıza çıkmaktadır (Ferrari *et al.* 2001).

Radyasyon zırhlama için çeşitli malzemelerin kullanıldığı birçok çalışma vardır. Bor, kurşun, baryum gibi elementler ve PbO'li bileşik, borlu bileşik, çimento ve normal kum gibi malzemeleri konu alan çalışmalar örnek verilebilir. Grifoni, 1988 yılında bor (kolemanit) ve kurşun mineralleri kullanarak elde ettiği çimento tabanlı malzeme ile Amerikan Patent Ofisi'nden patent almıştır (Grifoni 1988). Khanna *et al.* 662 keV'de bazı ağır metal oksit borat camlarda lineer ve kütle azaltma katsayılarını belirlediler (Khanna *et al.* 1996). Alam *et al.* Bangladeş'in Chittatong ve Cox's Bazar bölgelerinden alınan toprak, kum, inşaat malzemesi ve ağır sahil numunelerinin farklı tiplerinin kütle ve nötron transmisyollarını  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  ve  $^{60}\text{Co}$  nokta kaynaklarının 276, 303, 356, 384, 662 ve 1332 keV'lik enerjileri için yüksek çözünürlüklü HPGe dedektör kullanarak ölçmüşlerdir (Alam *et al.* 2001). 276-1332 keV enerji aralığında Abdo *et al.* yüksek yoğunluğa sahip polietilen ve kurşun oksit kompozit malzemelerin hızlı nötron ve  $\gamma$ -ışını zırhlaması üzerine çalışmışlardır (Abdo *et al.* 2003). Singh *et al.* 511, 662, 1173 ve 1332 keV foton enerjilerinde ZnO-PbO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> camlar için kütle soğurma katsayısı, etkin atom numarası ve etkin elektron yoğunluğunu deneysel olarak belirlediler ve teorik sonuçlarla karşılaştırdılar (Singh *et al.* 2003a). Yine Singh *et al.* 356, 511, 662, 1173, 1332 keV'lük foton enerjilerinde zırhlama malzemesi olarak baryum ve kalsiyum borat camlar için  $\gamma$ -ışını değerlerini, kütle azaltma katsayısını ve etkin atom numaralarını deneysel olarak belirlemişlerdir (Singh *et al.* 2003b). Singh *et al.*  $\gamma$ -ışını radyasyon zırhlayıcı için ince şua metodunu kullanarak Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-PbO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> cam sistemlerle PbO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> kurşun boratın karşılaştırmalı çalışmasını yapmıştır (Singh *et al.*

2004b). Singh *et al.* PbO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SiO<sub>2</sub> ve Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SiO<sub>2</sub> camlar için 662 ve 1173 keV'lik  $\gamma$ -ışını enerjilerinde kütle azaltma katsayısı deneysel ölçtüler ve teorik olarak hesapladılar (Singh *et al.* 2005a). Singh *et al.* 511, 662, 1173 ve 1332 keV'lik enerjilerde CaO-SrO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> camlar için kütle azaltma katsayılarını, etkin atom numaralarını ve etkin elektron yoğunluklarını deneysel olarak belirlemişlerdir (Singh *et al.* 2005b). Boncukçuoğlu vd tinkal cevherinden boraks üretimi yapılırken elde edilen atık ile modifiye edilmiş çimento ve Portland çimentosunun mekaniksel özelliklerini ve 15,746 keV ile 40,390 keV enerji aralığında radyasyon geçirgenliklerini incelemişlerdir (Boncukçuoğlu vd 2005). Singh *et al.* PbO-BaO -B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> cam sisteminde 511, 662 ve 1274 keV'lik foton enerjilerini kullanarak yarı kalınlık parametresi ve kütle azaltma katsayısını XCom programı yardımıyla hesaplamışlardır (Singh *et al.* 2006). Kirko, baryum veya kurşunun farklı oksitleri ve ağır metallerin bileşiklerini içeren polimer veya seramik tabanlı Basgan isminde radyasyon zırhlayıcılığı çok iyi olan birkaç adet kompozit malzeme elde etmiştir (Kirko 2007). Singh *et al.* daraltılmış şua metodunu kullanarak 356, 662, 1173 ve 1332 keV'lik  $\gamma$ - ışını enerjilerinde baryum borat uçucu küllerinin kütle azaltma katsayılarını ölçmüşlerdir (Singh *et al.* 2008).

Yukarıda belirtilenler radyasyon zırlama üzerine yapılan çalışmalardır. Bu çalışmalarda deney geometrisi genelde dedektör ile radyasyon kaynağının arasına materyalin konması esasına dayanan transmisyon geometrisidir. Ancak bu geometride materyalin kendisi, mesafeler, dedektör, kolimatör tipi ve radyasyon kaynağı önem teşkil etmektedir. Yine literatür incelendiğinde bunlarla ilgili birçok çalışma yapılmıştır. Sidhu *et al.* farklı kolimasyon şartları altında 662 keV'lik  $\gamma$ - ışınları için su ve toprağın kütle azaltma katsayılarını ölçmüşlerdir (Sidhu *et al.* 1999). Turgut vd ikincil X-ışınlarını kullanarak 4,508-13,375 keV foton enerji aralığında Cu, Cr ve onların bileşiklerinin X-ışını azaltma katsayılarını ölçmüşlerdir (Turgut vd 2004). Turgut vd çeşitli hedefler yardımıyla 4,508-17,443 enerji aralığında elde edilen ikincil ışın kullanarak FeF<sub>3</sub>, Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, FeCl<sub>2</sub>·4H<sub>2</sub>O, FeCl<sub>3</sub>·2NH<sub>4</sub>Cl·H<sub>2</sub>O bileşiklerinin kütle soğurma katsayılarını ölçmüşlerdir (Turgut vd 2005). Çevik vd CuInSe<sub>2</sub> yarı iletken için azaltma katsayısı, kalınlık ve etkin atom numaralarını belirlemişlerdir (Çevik vd 2006). Midgley, X-ışını nötron transmisyonlarını ölçerken saçılan radyasyonun sistematik hatanın ana kaynağı olabildiğini yaptığı çalışma ile göstermiştir (Midgley 2006). Khater

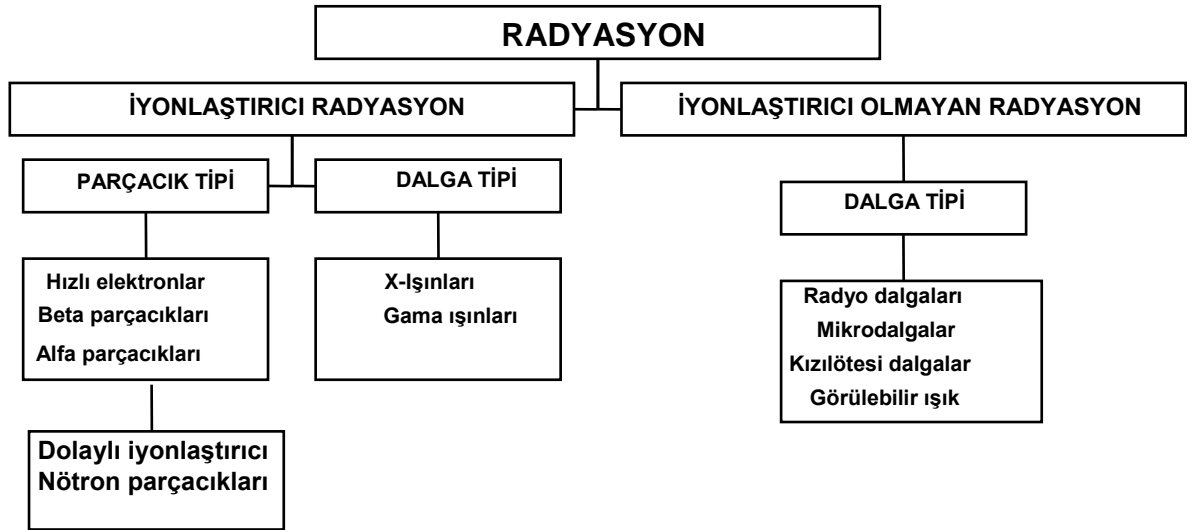
ve Ebaid, referans numuneler ile diğ er numunelerin matrisi arasındaki farklılıklarından dolayı foton pik verimlerindeki sistematik belirsizliđ i dü zeltmek için bir ç alıřma yapmıřlardır (Khater and Ebaid 2008). ř arer'e göre (ř arer 2002), nötron ışınlarının dedeksiyonu ve sođ urulması ile ilgili ç alıřmalar maddelerin toplam tesir kesitlerinin hesaplanması üzerine yođ unlařmıřtır (Goldsmith *et al.* 1947; Huges and Schwartz 1958; Blatt and Weiskopf 1952; Shera and Hafemeister 1966). Ayrıca <sup>241</sup>Am'in alfa parçacıđ ı vasıtasıyla <sup>9</sup>Be'dan Waterloo Ünversitesi ve Lorch tarafından nötron pikleri elde edilmiřtir (Lorch 1973).

Yarar, 1994 yılındaki ç alıřmasında, nükleer güç reaktörlerinin zırhlama betonlarında kolemanit kullanılması durumunda betonun nötron zırhlama etkinliđ inin ve aktivitesinin ne ř ekilde deđ iř eceđ ini teorik ve deneysel olarak arař tırmıřtır (Yarar 1994). Kolemanit betonlarının mukavemetini ç ok azalttıđ ı için beton iç erisindeki miktarı %10'u ař mamalıdır (Yarar 1987). Nötron zırhlamasında en ç ok kullanılan zırh malzemeleri su, ç eřitli betonlar, ç elik, hidrojen iç eren organik bileř ikler veya hidritler, bor iç eren metaller ve ç eřitli tür plastiklerdir (Rockwell 1956; Price *et al.* 1957). Polivka ve Davis 1979 yılında, hızlı, orta hızlı ve dü ř ük hızlı nötron parçacıklarını zırhlamak için sırasıyla atom ađ ırlıkları yüksek ađ ır malzemeler, hidrojen ve oksijen gibi hafif element konularında arař tırmalar yapmıř ve bu parçacıklara karř ı boron iç eren malzeme kullanılması gerektiđ i fikrini ö ne sürmüřlerdir (Polivka and Davis 1979). Zazula ve Tesch, 1990 yılındaki ç alıřmasında ç eřitli metotlarla ađ ır ve normal beton üzerine farklı enerjilerde nötronlar göndererek kütle azaltma katsayılarının normal betonlarda 107 g/cm<sup>2</sup>, ađ ır betonlarda ise 116 g/cm<sup>2</sup> bulmuřlardır (Zazula ve Tesch 1990). Mollah *et al.* 1992'de bir <sup>252</sup>Cf radyoaktif kaynađ ı ve BF<sub>3</sub> nötron dedektörü kullanarak ilmenit ve manyetit agregalı betonların nötron zırhlama özelliklerini arař tırmıřlardır (Mollah *et al.* 1992). Yarar ve Bayülken, 1994'de, kolemanit iç eren zırhlama betonlarının radyoaktifliklerini ve nötron zırhlama verimlerini arař tırmıřlardır (Yarar ve Bayülken 1994). Bashter *et al.* 1996'da, normal, ilmenitli ve limonitli beton zırhlarında ET-RR-1 reaktör çekirdeđ inden yayımlanan termal nötron dađ ılımları üzerine ç alıřmıřlardır (Bashter *et al.* 1996). İbrahim; su, normal beton, ađ ır beton, parafin wax, grafit, kurř un ve demir gibi birç ok zırhlama malzemesi iç inde termal nötron sođ urulması sonucunda sıcaklıđ ın artması üzerine bir ç alıřma yapmıřtır (İbrahim 2002). Agosteo *et al.* RIB

(Rare Isotope Beam) zırhlama tasarımı için bir Fe üzerine 1 GeV/u'luk C ve U iyonlarının gönderilmesiyle oluşan nötronların beton içerisindeki azaltma eğrileri üzerine çalışmışlardır (Agosteo *et al.* 2004b). Okuno, epoksi reçinesi ile kolemaniti birbirine karıştırarak nötron zırhlama malzemesi elde etmiştir (Okuno 2005). Farklı kolemanit yüzdelerine sahip betonların 4,5 MeV enerjili nötronlar için doz transmisyon değerleri deneysel olarak belirlenmiştir (Korkut vd 2010).

## 2.2. Radyasyon

Radyasyon sözcüğü parçacık salınımı yolu ile veya dalgalar ile iletilen, madde içine nüfuz edebilen yani girici parçacık veya ışınlar anlamına gelmektedir. Yapılan bilimsel çalışmalarda radyasyonun farklı maddelerle etkileşimi (girciliği), elektrik ve manyetik alandaki davranışları ve gazları iyonlaştırma etkileri ön planda yer almaktadır. Radyasyonlar madde içine nüfuz edip cisimi oluşturan atomları iyonlaştırması veya iyonlaştırmaması itibariyle iki sınıfta incelenir.



**Şekil 2.1** Radyasyonun Sınıflandırılması

Bu konuda bir diğer sınıflandırma ise;

1. Yüklü parçacık radyasyonu

- a. Hızlı elektronlar
  - b. Ağır yüklü parçacıklar
  - 2. Yüksüz radyasyon
    - a. Elektromanyetik radyasyon
    - b. Nötronlar
- şeklinde yapılabilir.

### 2.3. Radyasyon Birimleri

Terim	Eski Birim	Yeni Birim	Dönüştürme
<b>Aktivite</b>	Curie (Ci)	Becquerel (Bq)	1 Ci=3,7x10 <sup>10</sup> Bq 1 Ci=37GBq
<b>Işınlama Dozu</b>	Röntgen (R)	Coulomb/kilogram (C/kg)	1 C/kg=3876 R 1R=2,58x10 <sup>-4</sup> C/kg
<b>Soğurulmuş Doz</b>	Rad	Gray (Gy)	1 Gy= 100 rad 1 rad= 0,01 Gy
<b>Doz Eşdeğeri</b>	Rem	Sievert (Sv)	1 Sv=100 rem 1 rem=0,01 Sv

### 2.4. Radyasyonun Dozu

Malzeme veya dokular tarafından emilmiş toplam radyasyon miktarıdır. Radyasyon dozunun hedef kütlede meydana getireceği etki; radyasyonun çeşidine, doz hızına ve bu doza maruz kalış süresine bağlıdır.

**a. Soğurulmuş Doz:** Birim kütle başına depolanan enerjinin ölçüsüdür. Her tür radyasyona uygulanabilir.

**b. Eşdeğer Doz:** Vücutta toplanan enerjinin ifadesidir. Düşük doz düzeylerinde radyasyonun tipine ve enerjisine göre biyolojik hasarlarını da içeren bir kavramdır.

**c. Etkin Doz:** Doku veya organların aldığı dozun tüm vücut için yüklediği riski ifade etmek için kullanılan bir kavramdır.

## **2.5. Radyasyonun Biyolojik Etkileri**

Radyasyonun insan sağlığı üzerinde yaratabileceği etkiler uzun zamandır bilinmektedir. Bu etkilerin bazıları, radyasyon yanıkları, kanser ve gelecek nesillerdeki genetik bozukluklardır. Hatta çok büyük miktarlarda radyasyon dozuna maruz kalınması halinde ani ölümlere bile rastlamak mümkündür (Onur 2002).

### **2.5.1. Erken Etkiler**

Çok büyük dozlardaki radyasyon, birkaç saat veya birkaç hafta içerisinde sağlık üzerinde zararlı etkiler yaratabilir. Bu tip etkiler, radyasyona maruz kalınmasından çok kısa bir süre sonra görüldüğü için Erken Etkiler olarak adlandırılır. Erken etkiler, öldürücü olabilen radyasyon yanıkları ve radyasyon hastalıklarıdır.

Bir veya iki gün içerisinde toplam 6 Sv doza maruz kalan gözlerde de bazı hasarlar meydana gelebilir. Bu dozda, göz lensleri berraklığını kaybeder ve bulanıklaşmaya başlar. Bu durum katarak olarak adlandırılır. Vücudun herhangi bir yerinde bir defada alınan doz miktarı 10 Sv'i aştığı takdirde, ikinci derece ısı yanıklarının sonuçlarına benzeyen ciddi doku hasarları oluşur.

### **2.5.2. Ertelenmiş Etkiler**

Radyasyon yanıkları ve hastalıklarına neden olacak kadar yüksek dozlardaki ışınlamalara maruz kalma olayları nadiren görülmektedir. Ülkemizde de bugüne kadar radyasyona maruz kalma sonucu birkaç yanık, yaralanma ve ölüm olayı nadir olsa da gözlenmiştir. Düşük dozların etkileri yıllar sonra ortaya çıkabilir. Bu etkiler, ışınlamaya maruz kalan kişinin kansere yakalanması veya çocuklarında genetik bozukluklar şeklinde kendini gösterir.

## 2.6. Radyoaktif Bozunma Kanunu

Yukarıda bahsedildiği gibi kararsız bir çekirdeğin bozunması tamamıyla rastgele bir işlemdir ve bir atomun ne zaman bozunacağını kesin olarak tahmin etmek imkansızdır. Bununla birlikte herhangi bir zamanda bozunması eşit derecede muhtemeldir. Bu nedenle bir radyoizotop örneğinde küçük bir  $dt$  zaman aralığında gerçekleşmesi beklenen bozunma olaylarının sayısı  $-dN$  mevcut atom sayısı ile orantılıdır.  $N$  atomların sayısı ise bu durumda bozunma olasılığı  $(-dN/N) dt$  ile orantılıdır:

$$\left(-\frac{dN}{N}\right) = \lambda dt \quad (2.1)$$

Radyo-nüklidler farklı hızlarda bozunurlar ve her birinin kendisine has bozunma sabiti ( $\lambda$ ) bulunur. Yukarıdaki eşitlikte '-' işareti N'nin her bozunma olayıyla azaldığını ifade eder. Bu birinci dereceden diferansiyel denklemin çözümü

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} = N_0 e^{-t/\tau} \quad (2.2)$$

şeklindedir. Burada  $N_0$  başlangıçtaki radyoaktif atom sayısını,  $N$ ,  $t$  süre sonunda kalan radyoaktif atom sayısıdır. Radyoaktif bozunma bazen ortalama ömür ile de karakterize edilebilir. Her atom bozunana kadar sonlu bir süre yaşar ve ortalama ömür tüm atomların ömürlerinin aritmetik ortalamasıdır. Ortalama ömür  $\tau$  ile gösterilir ve bozunma sabiti ile

$$\tau = \frac{1}{\lambda} \quad (2.3)$$

şeklinde ilişkilidir. Yarı-ömür daha sıklıkla kullanılan bir parametredir ve herhangi bir radyoaktif maddenin başlangıçtaki atom sayısının yarısının bozunması için geçen zaman şeklinde tanımlanır ve

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad (2.4)$$

ile verilir Yarı-ömür ile bozunma sabiti arasındaki bu ilişki fazla radyoaktif maddelerin daha kısa, zayıf radyoaktif olanların ise daha uzun zamanda tükenmelerini gösterir.

Bilinen radyo nüklidlerin yarı-ömürleri  $10^{19}$  yıl (neredeyse kararlı çekirdekler) ile  $10^{-23}$  saniye (oldukça kararsız çekirdekler) arasında değişmektedir.

Yarı-ömürler üçe ayrılır: Fiziksel, biyolojik ve etkin.

### **Fiziksel yarı-ömür**

Herhangi bir radyoaktif maddenin başlangıçtaki atom sayısının bozularak yarıya inmesi için geçen zamandır.  $T_f$  ile gösterilir ve  $T_f = 0,693/\lambda$  ile verilir. Bu değer her radyoizotop için karakteristik olup fiziksel ve kimyasal olaylardan etkilenmez. Bu süre sonunda radyoaktif bir maddenin başlangıçtaki atom sayısı yarıya iner. Her  $T_f$  süresi sonundaki radyoaktif atom sayısı bu süre geçmeden önceki miktarının yarısıdır. Üzerinden  $n$  kez  $T_f$  süresi geçen bir radyoaktif atom topluluğundan geriye  $1/2^n$  radyonüklid kalır. Aynı radyoaktif elementin farklı radyoizotoplarının  $T_f$  değerleri de farklıdır (Örneğin  $T_f$  (I-131) = 8,04 gün iken  $T_f$  (I-125) = 60 gündür).  $T_f$  süresi kaç kez geçerse geçsin radyoaktivite sıfıra düşürülemez, ancak çok küçük değere kadar inebilir.

### **Biyolojik yarı-ömür ( $T_b$ )**

Canlı bir doku, organ veya organizmadaki radyoaktif madde miktarının çeşitli biyolojik faaliyetler sonucu yarıya inmesi için geçen zamandır. Bu zamana etki eden faktörler arasında canlının fizyolojik ve metabolik yapısının yanı sıra radyoizotopun karakteristiği sayılabilir.

### **Etkin (efektif) yarı-ömür**

Bir doku, organ veya organizmaya verilen radyoaktif maddenin biyolojik olaylar ile dışarı atılması ve kendi kendine bozulması ile yarıya inmesi için geçen süre olup  $T_e$  ile gösterilir. Radyoaktif maddenin canlıda etkili olduğu süre olarak da tanımlanabilir ve  $1/T_e = 1/T_f + 1/T_b$  bağıntısıyla verilir. Görüldüğü gibi fiziksel ve biyolojik yarı-ömürleri bilinen bir radyoizotopun etkin yarı-ömürü kolaylıkla hesaplanabilir. Örnek olarak I-131'in hem fiziksel hem de biyolojik yarı-ömürü 8 gündür. Bu durumda I-131'in efektif yarı-ömürü 4 gün olarak hesaplanır. Canlıda biyolojik yarı-ömürün çok büyük değerde olması durumunda fiziksel ve etkin yarı-ömürler yaklaşık olarak birbirlerine eşit olur.

## **2.7.Dođal ve Yapay Radyasyonlar**

Dünyanın oluşumundan bu yana mevcut pek çok çeşit dođal radyasyon kaynakları vardır. Geçen yüzyılda insanođlu bu dođal 'background (BG)' radyasyonuna yapay kaynaklar aracılığıyla katkıda bulunmuştur. Ancak ortalama bir insanın dođal radyasyon kaynaklarından dolayı maruz kaldığı radyasyonun insan yapımı kaynaklardan aldığından 4–5 kat daha fazladır. Sonuç olarak radyasyon kaynakları dođal ve yapay olmak üzere iki grupta toplanır.

### **2.7.1. Dođal radyasyonlar**

Dünya üzerindeki BG radyasyonu bölgeye göre farklılık gösterir. Dođal radyasyon kaynakları çeşitlidir:

#### **a. Havadaki Radyoaktivite**

Havadaki radyoaktivitenin kaynağı kozmik ışınlar veya havadaki radyoaktif gazlar olabilir.

#### **b. Kozmik ışınlar**

Dış uzayda meydana gelen yüksek enerjili radyasyon kaynaklarıdır. Bu ışınlar Güneş veya Güneş sisteminin dışında oluşur. Dünya atmosferine düşen temel kozmik ışınlar çoğunlukla proton (hidrojen çekirdeđi) veya alfa parçacıkları (helyum çekirdeđi)'dir. Ayrıca elektron ve az miktarda ağır çekirdekler de mevcut olabilir. Yukarıda belirtildiđi gibi temel kozmik ışınların enerjileri oldukça yüksek olabilir ve bu ışınlar atmosferin atom ve molekülleriyle çarpıştıklarında proton, elektron, nötron, pozitron ve daha başka 'egzotik' ikincil parçacıklar meydana gelir. Bu ikincil parçacıkların pek çoğunun enerjileri dünya yüzeyine ulaşabilecek kadar enerjiye sahip olabilir. Deniz seviyesinde kozmik ışınlar tarafından oluşturulan iyon çiftlerinin sayısının  $\text{cm}^3$  başına saniyede 2 olduğu görülmüştür (Bektaşođlu 2006). Bu bilgiden yararlanılarak kozmik ışın kaynaklı 'absorbe' edilmiş dozun 32 nGy/saat olduğu hesaplanabilir. Kozmik ışınlardan dolayı maruz kalınan dozun yıllık dünya ortalaması yaklaşık 0,4 mSv'dir.

Kozmik ışın akısı yükseklikle artacağından uçak pilotları daha yüksek dozda kozmik radyasyona maruz kalırlar. Doz oranı her 1500 m'de iki katına çıkar. Bu durumda 10 000 m yükseklikte uçan bir uçaktaki kişilerin aldığı doz deniz seviyesindeki değerin 100 katına ulaşabilir. Süpersonik uçaklar daha yüksekte uçtuklarından (15 km gibi) bu uçaklardaki yolcu ve mürettebatın alacağı doz daha da yüksek olacaktır.

### **c. Havadaki radyoaktif gazlar**

Radon-220 ( $T_f = 52$  s, toron olarak da adlandırılır) ve 222 ( $T_f = 3,8$  gün) havadaki en önemli radyoaktif gazlardır. Bu gazlar renksiz, tatsız ve kokusuz olup Rn-222 U-238'in, Rn-220 ise Th-232'nin bozunumundan meydana gelirler. Radon seviyesi bölgeye göre farklılıklar gösterir. Radon genellikle yeraltı oluşumlarından ev veya diğer binalara yapılarındaki çatlaklar yoluyla ulaşır. Binalar radonu içeride hapseder ve içerideki radon birikimi bina uygun şekilde havalandırılmıyorsa bir sağlık tehdidi oluşturabilir. Yüksek miktarda radon içeren hava teneffüs edildiğinde, radyasyon ciğerlere zarar verip sonunda akciğer kanserine sebebiyet verebilir. Aslında asal gaz olması sebebiyle Rn-222 kendi başına özellikle tehlikeli değildir. Ancak bozunma ürünleri toz parçacıklarına yapışarak akciğerlerde birikme eğilimi gösteren ağır metaller bizmut ve polonyumun izotoplarıdır. Bu izotoplar daha ileri bozunmaya uğrar ve akciğerleri alfa parçacıklarıyla bombardıman ederler. Bu da akciğer hücrelerinde radyolojik hasara yol açar. Bilim adamları Amerika Birleşik Devletleri'nde Radon' un akciğer kanserine yol açan ikinci en büyük neden olduğu sonucuna varmaktadırlar (her yıl 7 000 – 30 000 Amerikalının radon-sebepli akciğer kanserinden öldüğü tahmin edilmektedir). Yalnızca sigara içmek, radondan daha fazla akciğer kanseri ölümüne neden olur ve radona maruz kalanlardan sigara içenler içmeyenlere oranla daha büyük risk taşımaktadırlar. Fiziksel yarı ömrünün kısa olması, dolayısıyla radyolojik bir problem ortaya çıkmadan önce bozunması sebebiyle Rn-220 (toron) Rn-222'ye göre daha az tehlikelidir.

### **d. Sudaki Radyoaktivite**

Havada asılı haldeki radyoaktif maddeler yağmurlar aracılığıyla deniz ve yeraltı sularına ulaşabilir. Yeraltı suları aktıkları yataklarda kaya ve topraktaki, başta potasyum olmak üzere uranyum, toryum ve radyum gibi radyoaktif maddeleri toplayıp içme

sularına kadar taşıyabilirler. Bu radyoizotopların konsantrasyonları bölgelere göre farklılıklar göstermekte olup değerleri musluk suyunda yaklaşık  $3,7 \times 10^{-6}$  Bq/cm<sup>3</sup>, deniz suyunda ise  $3,7 \times 10^{-5}$  Bq/cm<sup>3</sup>, yani 10 kez daha fazladır. Bazı kaplıca sularında bu değer daha da artmaktadır. Şifa niyetiyle içilen bazı kaplıca sularında az da olsa Ra-226 konsantrasyonuna rastlanır ve bu tür suların devamlı içilmesi kemiklerdeki radyum konsantrasyonlarının giderek artmasına, dolayısıyla çevre dokular için radyasyon kaynağı haline gelmesine yol açacaktır. Normal şartlarda yaşayan yetişkin bir insanın vücudunda 3,7 Bq kadar radyum bulunur ve bu kaynak  $4 \times 10^{-4}$  Gy/yıl değerinde radyasyon dozu verir.

#### **e. Topraktaki Radyoaktivite**

Topraktaki radyoaktivitenin başlıca kaynakları yer kabuğunu oluşturan kayalarda (özellikle granit), toprak ve madenlerde bulunan uranyum ve toryum radyoizotoplarıdır. Araştırmalar toprak radyoaktivitesinin Hindistan, Brezilya ve Güney Afrika'da yüksek değerler verdiğini göstermiştir. Dünya nüfusu topraktan yıllık ortalama  $3 \times 10^{-4}$  -  $10^{-3}$  Gy 'lık doz almaktadır.

#### **f. Vücuttaki Radyoaktivite**

Vücut içerisine besin maddeleri ve solunum yoluyla çeşitli radyoaktif izotoplar alınır. İnsan vücudunda başta potasyum-40 (K-40) olmak üzere Ra-226 ve C-14 radyoizotopları bulunur. 70 kg'lık bir insan vücudunda yaklaşık 140 gr potasyum bulunur. Çoğu kaslarda yer edinen bu potasyumun %0,018'i radyoaktif potasyum-40'tır ve 0.03 gramlık K-40'a karşılık gelir. Bu potasyumun bozunması saniyede yaklaşık 6000 radyoaktif bozunma oluşturur ve vücut dokuları radyasyon dozu alır. Vücuttaki ile kaya ve topraktaki K-40'dan kaynaklanan doz yıllık yaklaşık 0,1 mSv'dir.

#### **2.7.2. Yapay radyasyonlar**

Çeşitli amaçlarla insanlar tarafından meydana getirilen bu tür kaynaklardan tüm canlılar etkilenir. Çeşitli kaynakları mevcuttur:

### **a. Nükleer güç istasyonları**

Nükleer reaktörler bazen nükleer enerjiyi başka bir tür enerjiye (genelde elektrik enerjisine) çevrilen santraller olarak kullanılırlar. 2005 itibarıyla dünyada 1100 civarında nükleer reaktör çalışır durumdadır. Bunların yaklaşık 310 tanesi araştırma reaktörüdür. Sanayi ve ilaç için izotop üretiminde kullanılmaktadır. 400' ü aşkın reaktör denizaltılarla ilgilidir. 440 dolayında reaktör ise elektrik enerjisi üretimine yönelik olarak faaliyet göstermektedir. Yeryüzündeki en büyük nükleer güç üreticisi ABD dir ve 1998 yılı itibarıyla 676,70 TWh nükleer enerji üretmektedir. ABD aynı zamanda çalışır durumda olan 104 santral ile en fazla santrale sahip olan ülke konumundadır. İkinci en büyük üretici Fransa'dır ve 1998 itibarıyla 368,40 TWh nükleer enerji üretmektedir. Bu ülkeleri Japonya 306,94 TWh, Almanya 145,20 TWh, Rusya 95,38 TWh, İngiltere 91,14 TWh, Güney Kore 85,19 Twh, Ukrayna 70,64 TWh, İsveç 70,00 TWh, Kanada 67,50 TWh izlemektedir. Ülke içinde üretilen enerjinin yüzde dağılımı açısından bakıldığında 1988 itibarıyla Litvanya toplam enerjisinin %77,21'ini nükleer üretimle karşılarken, bu oran Fransa'da %75,77'dir. Bu ülkeleri Belçika %55,16, İsveç %45,75, Ukrayna %45,42, Slovakya %43,80, Bulgaristan %41,50, Güney Kore %41,39, İsviçre %41,07 ile izlemektedir. Türkiye'de etkin durumda olan tek nükleer reaktör; Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezinde bulunan TR-2 Araştırma Reaktörüdür. Yeterli miktarda fizyon reaksiyonu verebilen maddenin, uygun biçimde yerleştirildiği ve bununla da denetim altında zincirleme bir Fizyon reaksiyonunun başlatılıp sürdürülebildiği aygıttır. Ağır çekirdeklerin bölünme ürünleri büyük miktarlarda enerji içerirler. Bu enerji ısıya dönüşerek birçok yüksek-sıcaklıkta gerçekleştirilebilen işlemler için yararlı olur. Ayrıca, daha önemlisi bu ısıdan aşırı ısınmış ve yüksek basınçlı su buharı elde etmede yararlanılır. Bununla buhar türbini döndürülerek elektrik üretilir. Bu tür tesisler Nükleer Enerji Santralleri adını alırlar. Reaktörlerin çoğu elektrik üretimi için çalışırlar. Bazı küçük boyutlu reaktörler nükleer denizaltı gemileri ile su-üstü gemilerinde kullanılır. Reaktör son derece kusursuz biçimde yalıtılmış ve dışarıya radyasyon sızması önlenmiş olmalıdır. Bu tür istasyonların çalışmaları sağlık ve güvenlik yasaları ile kontrol altında alınmıştır ve bunların çevreye yalnızca oldukça küçük miktarda radyoaktif madde vermelerine izin verilir.

## **b. Nükleer atığın güvenli depolanması**

Nükleer santral yakıtlarının atıklarının depolanması önemli bir konudur. Günümüzdeki nükleer reaktörlerin neredeyse tamamı (% 97'si) yakıt olarak uranyum-dioksit kullanır. Doğadaki her 1000 uranyum (U) atomunun 7'si U-235 (atom ağırlığı 235 olan uranyum izotopu), 993'ü ise U-238'dir (atom ağırlığı 238 olan uranyum izotopu). U-235 izotopu nötronlarla fisyon yapabilme (bölünebilme) yeteneğine sahiptir ve nükleer enerji üretiminde başrolü üstlenir. Günümüzdeki nükleer reaktörlerin 10'da 9'unu oluşturan hafif-su (bildiğimiz su) soğutmalı reaktörlerde fisyon zincir reaksiyonunun sürekliliğinin sağlanması için nükleer yakıt malzemesindeki U-235 oranının pratikte binde 35 civarında olması gerekir. Bu nedenle uranyum zenginleştirilerek U-235 oranı binde 7'den binde 35'e yükseltilir. Zenginleştirilmiş uranyumdan, basınç ve yüksek sıcaklık altında (sinterleme), seramik bir yapıya sahip uranyum-dioksit silindirleri üretilir ve küçük parmağımızın üst boğumu büyüklüğündeki bu küçük silindirler, ince (yaklaşık 1 cm çapında), uzun (yaklaşık 3,5-4,0 m), metal (zirkonyum alaşımı) tüplere yerleştirilerek nükleer yakıt elemanları elde edilir. Bu ince uzun elemanların (tüplerin) 200-250 tanesi genellikle kare şeklinde bir araya getirilerek nükleer yakıt demetleri oluşturulur. 1000 megavat-elektrik (MWe) gücündeki tipik bir nükleer reaktörde bu demetlerden 120-190 adet bulunur. Nükleer yakıt elemanları içerdikleri U-235'in fisyonu sonucu enerji üretir; U-235'in yaklaşık % 75'i hafif izotoplara (fisyon ürünlerine) bölünürken, U-238'in de küçük bir kısmı çeşitli nükleer reaksiyonlar sonucu uranyum-ötesi ağır izotoplara dönüşür. Bu ağır izotopların en önemlisi doğada bulunmayan plütonyum-239'dur; Pu-239 da fisyon yapma yeteneğine sahiptir ve nükleer reaktörün enerji üretimine ciddi katkıda bulunur (Brown, B., 1964). Nükleer reaktörlerin atıklarının depolanması konusu uzun vadeli bir gelecek için çözülmeyi bekleyen bir problemdir. Çözüm olarak en çok kullanılan yöntem atıkların jeolojik yollarla depolanmasıdır.

## **c. Hastane ve endüstride kullanılan radyoaktif izleyiciler**

Tıp araştırmalarında bilginler radyoaktif izotoplar kullanarak hastanın beyinde ya da başka organlarında neler olup bittiğini anlayabilirler. Örneğin radyoaktif iyot enjektörle azar azar hastanın damarına verilir. Tiroit bezi kana karışan izotopu emer. Bu arada

hastanın boynu yakınına konan bir Geiger sayacı tiroidin emdiği izotop miktarını saptar. Böylece büyümemizi etkileyen bir bez olan tiroit üzerinde birçok bilgi edinilebilir. Bu tür uygulamalarda izotopların kullanım ve atık kontrolü dikkatli yapılmalıdır.

#### **d. Nükleer kazalar**

1952'den bugüne kadar, elektrik enerjisi üretimi amacıyla kurulan nükleer santrallerde, meydana gelen ciddi kaza sayısı 35'i geçmemektedir. Bunların en önemlileri, nükleer reaktörün kısmen veya tamamen eridiği; Çernobil ve Three Mile Island facialarıdır. World Nuclear Association verilerine göre; 1970 – 1992 yılları arasında; elektrik enerjisi elde edilen kaynaklara göre, meydana gelen kazalarda, kaza anında meydana gelen can kaybı sayısı şu şekildedir:

•Kömür: 6400

•Doğalgaz: 1200

•Su: 4000

•Radyoaktivite: 31

Yukarıdaki istatistik, kaza anındaki can kayıpları ile hazırlandığından, nükleer kazalarda meydana gelen kayıp sayısının uzun vadede değerlendirilmemiş olması, tutarlılığı açısından tartışmaya açıktır. Ancak, kullanılan teknolojinin ve ham madenin riski göze alındığında, nükleer enerjinin, diğer konvansiyonel enerji kaynaklarına göre daha emniyetli olduğu değerlendirilebilir. Buna rağmen tedbirler arttırılmalıdır.

#### **2.8. Nötronlar**

Bir atom çekirdeğinde elektron yükünü dengeleyecek sayıda (atom numarası kadar) proton bulunur. Kimyasal kütle tayininden biliyoruz ki, atomun kütlesi atomdaki proton kütlesinden daha büyüktür. Bu büyüklük ya iki katı kadar ya da daha fazladır. Mesela oksijende 8 proton vardır. Ama oksijenin kütlesi yaklaşık 16 proton kütlesi kadardır. Oksijen atomunda bulunan protonların kütlesi; çekirdeğin kütlesinin ancak yarısı kadardır; diğer yarısında bu ağırlığı tamamlayacak ne bulunmaktadır?

Bu sorunun cevabı için 1920 yılında E.Rutherford çekirdekte yüksüz taneciklerin de olabileceğini ortaya attı. 1932 yılında James Chadwich (1891–1974) berilyum çekirdeklerini bir radyoaktif izotoptan sağladığı alfa parçacıkları ile bombardıman ederek, çekirdekte protonlardan başka, kütlesi yaklaşık olarak protonların kütlelerine eşit yüksüz taneciklerin bulunduğunu buldu. Bunlara yüksüz anlamında “nötron” adı verildi. Nötronun kütlesiyle protonun kütlesi karşılaştırılırsa, nötronun kütlesi, protonun kütlesine göre küçük bir miktar büyüktür. Tabiatta nötronu olmayan tek element hidrojenidir. Bunun için hidrojenin kütlesi protonun kütlesine eşdeğerdedir.

**Çizelge 2.1.** Nötronların Özellikleri

Kütle (MeV)	Yük	Spin	Yaşam Süresi (s)	Asal Bozunum Kipi	Çap (cm)
939,5656	0	$\frac{1}{2}$	887	$p+e+v_e$	$1,45 \times 10^{-13}$

Hareketsiz durumda kütlesi,  $1,6748 \times 10^{-27}$  kg, yüksüz bir atom altı parçacık olan nötron n simgesi ile gösterilir. Serbest bir nötron az-çok kararsızdır. Bir proton, elektron ve anti-nötrino vererek bozunur. Bozunma yarı-ömrü yaklaşık olarak 680 saniyedir: Atomların çekirdeklerinde bağlı durumda olan nötronlar ise kararlıdır. Nötronlar, tek protondan oluşan hidrojen çekirdeği dışında kalan tüm atomların çekirdeklerinin yapısına girer. Çekirdekteki nötronlar, aralarında karşılıklı itme kuvveti (aynı yükler birbirini iterler) olan protonları birbirinden ayırır ve çekirdek içi büyük çekim kuvvetinin oluşmasına katkıda bulunur. Nötronlar çekirdekte tabiri caizse bir harç özelliği gösterirler, yani yapıştırıcı özelliktedirler. Birçok çekirdek reaksiyonu serbest nötronlar verir. Bunlar arasında nükleer Filyon yani çekirdek bölünmesi de vardır. Bu nedenle nükleer reaktörler ve parçacık hızlandırıcılar birer nötron kaynağı olurlar. Nötron ışınları çok giricidirler. Maddenin derinliklerine doğru kolayca ilerlemeleri yüksüz oluşlarından kaynaklanır. Nötronlar küçük çekirdekler ile çarpışılırsa yavaşlayabilirler. Nötron parçacıklarından ancak kalın beton duvarlarla korunabilir. Hızları uygun olan nötronlar, uranyum-235 ve plütonyum-242 çekirdeklerine çarpınca bunların bölünmelerine (filyon) yol açabilirler. Nötronların varlığı madde içinden

geçerken oluşmasına neden olduğu iyonlaşmış partiküller sayılarak ya da bir çekirdeğe çarptıkları zaman ortaya çıkan gamma ışınları incelenerek saptanabilir. Hızlı uçan nötronlar dalga özelliği de gösterirler. Nötronların sergiledikleri kırınım olayı ile kristal yapıları ve kristallerin özellikleri incelenebilir.

Nötronlar yüklü parçacıklar gibi hızlandırılmazlar fakat enerjileri farklı madde atomları ile çarpışmaları sonucunda azaltılabilir. Nötronlar enerjilerine göre şöyle sıralanabilir;

- i. Soğuk Nötronlar ( $<1$  meV)
- ii. Termal Nötronlar ( $<0,5$  eV)
- iii. Epitermal Nötronlar (0,5 eV–50 keV)
- iv. Hızlı Nötronlar (5 keV-1 MeV)
- v. Orta Enerjili Nötronlar (1 MeV-10 MeV)
- vi. Yüksek Enerjili Nötronlar ( $>10$  MeV)

Nötronlar yüksüz parçacıklardır ve çevresindeki parçacıklarla çeşitli etkileşimlerde bulunurlar. Bu etkileşimlerden baskın olanları ve görüldükleri enerji aralıkları aşağıdaki gibi sıralanabilir;

**a. Nötron Difraksiyonu (Soğuk – Termal)**

**b. Elastik Saçılma (Tüm Nötronlar)**

**c. Nükleer Reaksiyonlar**

- $(n,\gamma)$  Reaksiyonları (Gama Yakalama) (Soğuk-Hızlı)
- $(n,p)$  ve  $(n,\alpha)$  Reaksiyonları (Soğuk-Hızlı)
- İnelastik Saçılma  $(n,x)$  (Orta Enerjili-Yüksek Enerjili)
- Nükleer Filyon  $(n,f)$  (Termal-Hızlı)

Burada gerçekleşen olaylar nötronların enerjilerine bağlı olarak değişir.

Nötronların madde ile etkileşimi iki kısımda incelenebilir. Bunlardan birincisi nötronların parçacık veya çekirdekle etkileşimidir. Etkileşme ihtimali Nötron

Mikroskopik Tesir Kesiti olarak adlandırılır. Mikroskopik tesir kesiti ise absorpsiyon, fisyon ve saçılma olmak üzere üç çeşittir.

İkincisi ise Nötron Makroskopik Tesir Kesiti ismindedir ve nötronların beton gibi ağır materyallerle etkileşme ihtimalini ifade eder. Bu ihtimaliyet değeri ise nötronun madde içerisinde yaptığı iki çarpışma arasındaki mesafe olan ortalama serbest yola bağlıdır.

Nötronlar nükleer reaktörlerde çok önemlidir.  $\gamma$ - ve X-ışınlarındaki durumdan farklı olarak, nötronların madde ile etkileşmeleri her zaman her bir maddenin atom numarasına bağlı olarak değişmez. Bir izotop soğurucu bir özelliğe sahip olabilirken, o izotopun komşuları da kısmen geçirici özelliğe sahip olabilirler. Aynı zamanda soğurma ikincil  $\gamma$ -ışınlarının oluşmasıyla meydana gelir ve bu ışınların miktarı ve enerjileri bir maddeden diğerine değişiklik gösterebilir. Bu nedenle bir reaktör için soğurucu malzeme, o reaktörün belirgin özelliklerine göre seçilmelidir.

Hidrojen ile oksijenin bir arada olduğu yerler hidratlı Portland çimento jelinde su olarak ya da çimento deliklerinde kısmen serbest su olarak ya da bazı sulu agregalarda karışımı oluşturan bir madde olarak bulunur. Nötronların soğurulması en iyi şekilde kalkan maddenin içinde gerçekleştiği için, bunun sonucu olarak açığa çıkan ışınlar önemli bir problem teşkil eder. Hafif bir izotop olan  $^{10}\text{B}$  izotopu, çok yüksek nötron soğurma kapasitesine sahiptir. Bu arada nötron yakalama sırasında oldukça az nüfuz etme gücüne sahip olan 0,48 MeV'lik  $\gamma$ -ışınları ortaya çıkar.

İyi bir nötron kalkanı;

- (1) Elastik olmayan saçılımı sağlayacak olan demir,
- (2) Nötron yakalamak ve elastik saçılımı sağlamak için su
- (3) Bilindiği gibi ikincil ışın problemini azaltmak için Boron  $^{10}\text{B}$  izotopu, bileşenlerini içermelidir.

### 2.8.1.Nötron Kinematığı

Hızlı nötronlar MeV mertebesinde kinetik enerjiye sahiptirler. Kütlelerinin kinetik enerjilerinden daha fazla olması nedeniyle açıkçası onlar nonrelativistik parçacıklar olarak düşünülebilirler. Nötronların tanımı, elastik çarpışma yapımlarından dolayı nonrelativistik mekanikte kullanılabilir. Laboratuar referans çerçevesinde, ilk nötron-çekirdek elastik çarpışmasının yönü ile nötron hızı arasındaki açı, çarpışmanın yönü ile çekirdekte geri tepme hızı arasındaki açıdan farklı olacaktır. Başka bir deyişle, sistemin kütle merkezi ile bu iki açı  $180^0$  fark eder. Sistemin kütle merkezinde çarpışma açısının ve dolayısıyla nötronun son enerjisinin belirlenmesi daha kolaydır.  $\vec{v}_i$  ve  $\vec{V}_i$  sırasıyla laboratuar referans çerçevesinde nötron ve çekirdeğin ilk hızları olsun.

$$\vec{v}_{cm} = \frac{m\vec{v}_i + M\vec{V}_i}{m + M} \text{ (kütle merkezinin hızı) olmak üzere} \quad (2.5)$$

$$\vec{V}_{cm} = \frac{m\vec{v}_i + M\vec{V}_i}{m + M} \quad (2.6)$$

$$\vec{v}^* = \vec{v} + \vec{v}_{cm} \quad (\text{referans çerçevesinin kütle merkezinin hızı}) \quad (2.7)$$

gibi hız dönüşümleri içeren Galileo Dönüşümleri kullanılabilir.

Kütle merkezinde toplam momentum sıfırdır:

$$\vec{p}^* + \vec{P}^* = 0 \quad (2.8)$$

Elastik çarpışmalarda toplam kinetik enerji  $E_K$  korunur:

$$E_K = \frac{p^{*2}}{2m} + \frac{P^{*2}}{2M} = \left( \frac{1}{2m} + \frac{1}{2M} \right) p^{*2} \quad (2.9)$$

olması nedeniyle nötronun momentumu  $p^*$  çarpışmadan önce ve sonra aynıdır. Kütle transferi olmadığı gibi, nötronun hızı da çarpışmadan önce ve sonra aynıdır. Çarpışmadan sonra nötronun hızı  $v_f^*$  olacaktır, hızın yönü ise  $v_i^*$  hızının yönü ile bir  $\theta^*$  açısı yapacaktır. Eğer çekirdek laboratuvar referans çerçevesinde ilk hızsız kabul edilirse nötronun son ve ilk kinetik enerjilerinin oranı;

$$\frac{E_f}{E_i} = \frac{v_f^2}{v_i^2} = \frac{M^2 + 2mM \cos \theta^* + m^2}{(m+M)^2}$$

(2.10)

Burada nötronun kütleini 1 ve çekirdeğin kütleini A alırsak sonuç olarak;

$$\frac{E_f}{E_i} = \frac{A^2 + 2A \cos \theta^* + 1}{(1+A)^2} \quad (2.11)$$

elde edilir. Çarpışmada enerji kaybı ortalaması açısız dağılım  $f(\Omega^*)$  ve diferansiyel katkı açı  $d\Omega^* = d\phi^* d(\cos\theta^*)$  nicelikleri ile belirlenebilir.

$$\chi = \left[ \ln \frac{E_i}{E_f} \right] = \frac{\int \ln \left[ \frac{(A+1)^2}{A^2 + 2A \cos \theta^* + 1} \right] f(\Omega^*) d\Omega^*}{\int f(\Omega^*) d\Omega^*} \quad (2.12)$$

Eğer referans çerçevesinin kütle merkezindeki açıların izotropik bir dağılımı  $f(\Omega^*)$  olarak varsayılırsa, integrasyon her kat açı için aşağıdaki gibi alınabilir.

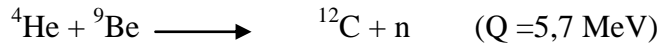
$$\chi = 1 + \frac{(A-1)^2}{2A} \ln \left( \frac{A-1}{A+1} \right) \quad (2.13)$$

$\chi$  tarafından her bir çarpışmadaki ortalama  $E$  değeri azaltılır.  $n$  çarpışma sonunda ortalama azalma  $n\chi$  olur ve  $E'$  nin ortalama değeri,  $E_0$  nötronun ilk enerjisi olmak üzere  $(\ln E)_n = \ln E_0 - n\chi$  alınabilir. (2.14)

## 2.8.2. Nötron Kaynakları

### a. Alfa-Berilyum Kaynakları

Bir radyoaktif bozunum sonucu oluşan  $\alpha$ -parçacığı,  ${}^9\text{Be}$  çekirdeğine çarptığında bir nötron oluşur:



Bu tepkime için uzun ömürlü bir  $\alpha$ -parçacığı yayımlayıcısı olan  ${}^{226}\text{Ra}$  gibi maddeleri kullanılırsa 13 MeV enerjiye sahip nötronlar elde edilebilir.  ${}^{226}\text{Ra}$  maddesinin şiddetli gama ışını yayınlaması nedeniyle bu işlemlerde genellikle  ${}^{210}\text{Po}$ ,  ${}^{238}\text{Pu}$  ve  ${}^{241}\text{Am}$  kaynaklarının kullanılması daha uygundur.

### b. Fotonötron Kaynakları

Nötron elde etmek için  $\gamma$  kaynakları da kullanılabilir. Kaynağın verimi yüksek fakat yarı ömrü kısadır. Örneğin  ${}^9\text{Be}$  izotopunun zayıf bağlı nötronunu sökebilmek için  $\gamma$ -ışını absorpsiyonu kullanılabilir:

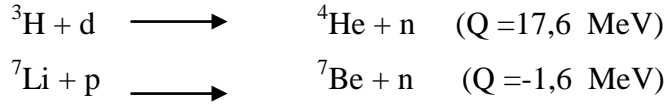


### c. Kendiliğinden Fisyon

Çekirdek parçalanması sonucu nötron elde edilebilen kaynaklardır. Parçalanma başına yaklaşık 4 tane nötron üretilir. Oluşan nötronların enerjileri fisyonla bağlı olarak 1–3 MeV arasında değişir. Örneğin  ${}^{252}\text{Cf}$  kendiliğinden fisyonla nötron üreten bir kaynaktır.

#### d. Nükleer Reaksiyonlar

Çeşitli hızlandırıcılar vasıtasıyla elde edilen yüklü parçacıklar kullanılarak nötron elde edilebilir. Bu kaynaklar kullanılarak yüklü parçacığın enerjisi ile nötron yayınlanma açısı dikkatli seçilirse istenilen her enerjide tek enerjili nötronlar elde edilebilir:



#### e. Reaktörler

Bir nükleer reaktörün kor bölgesine yakın kısımlarında nötron akısı yeterli seviyededir ve nötron kaynağı olarak kullanılabilirler. Nötron enerjileri 5–7 MeV'e kadar ulaşabilir. Reaktör kazanı zırhında açılacak bir delik vasıtasıyla nötron demeti elde edilebilir.

### 2.9. Nötronların Zırhlanması

Nötronlar yüksüzdürler ve bu nedenle soğurucu atomların elektrik alanından etkilenmezler. Nötronlar enerjilerini büyük ölçüde zırhlama malzemesiyle yaptıkları esnek ve esnek olmayan saçılmalarla kaybederler.

Esnek saçılmada nötronlar hedef çekirdek ile çarpışır ve iki bilardo topunun çarpışmasına benzer şekilde saçılırlar. Çarpışma esnasında nötron başlangıçtaki enerjisinin bir kısmını kaybeder ve bu enerji hedef çekirdeğe aktarılır. Enerji kaybı  $2m/(1+m)^2$  ifadesiyle hesaplanır. Burada m nötron kütesinin çarpıştığı çekirdek kütesine oranını verir. Örnek vermek gerekirse enerjisi 1 MeV'den küçük olan bir nötron, bir hidrojen çekirdeğiyle çarpışırsa yaklaşık olarak enerjisinin yarısını kaybeder. Esnek olmayan saçılma yoluyla nötronları yavaşlatmakta hafif elementler en etkilidirler. Çünkü kütle numarası küçüldükçe nötronun çekirdek ile etkileşme ihtimali artar. Bu nedenle hidrojen oranı yüksek su, beton, plastik gibi malzemelerin kullanılması en uygundur. Nötronların yakalanmasında ise lityum ve bor kullanılır.

Enerjisi 1-10 MeV arasında olan nötronlar ortam atomlarıyla esnek olmayan çarpışmalar meydana getirirler. Elastik olmayan saçılmalarda gelen nötronlar enerjilerinin bir kısmını saçılmaya yol açan malzemeye aktarır ve hedef çekirdekleri uyarır. Uyarılmış hedef çekirdekler taban durumuna geçerken gama ışınları yayınlarlar. Nötron absorpsiyonu, nötronların hedef çekirdekleri tarafından yakalanması ve uyarılmış çekirdeğin başka bir parçacık veya gama ışını aracılığıyla uyarılmış durumundan kurtulması işlemidir. Bu tür nötronların zırhlanmasında hem hafif hem de ağır çekirdekli malzeme kullanılabilir. En uygun malzeme çiftleri kurşun veya kadmiyum katkılı parafindir. Nötronların zırhlanmasında örneğin demir parçacıkları içeren çimentodan da yararlanılabilir. Enerjisi 0,01 MeV' den küçük nötronlar demir çekirdeği tarafından 'soğurular' veya çimento içindeki hidrojen çekirdeği ile birleşerek döteryum çekirdeğine dönüşür. Hafniyum, kadmiyum, bor, hidrojen ve godyum gibi elementler nötron yavaşlatma ve soğurma işlemlerinde sıkça tercih edilmektedirler.

### 2.9.1. Nötronların Yavaşlatılması ve Absorpsiyonu

Nötronların şiddetini belirlemenin pratik, kullanışlı ve uygun bir yolu, birim alan başına nötron sayısını ( $n/cm^2$ ) veya akış oranını ( $n/cm^2s$ ) elde etmektir.  $I$  şiddetindeki nötronların akışı  $x$  kalınlığına sahip zırh malzemesi tarafından nötron kaynağının şiddetine ve nötron taşınımı katsayısına ( $\Sigma_{nr}$ ) bağlı olarak azaltılır. Fotonların absorpsiyonu için kullanılan Lambert-Beer kanununa benzer olarak nötronlar için aşağıdaki ifade geçerli olur:

$$I(x) = I_0 e^{-\Sigma_{nr} x} \quad (2.15)$$

Burada  $I_0$  kaynaktan çıkan nötronların sahip oldukları şiddeti,  $I(x)$  ise bir çarpışma olmaksızın bir zırh malzemesinde  $x$  mesafesini kat eden nötronları ifade eder. Dolayısıyla  $e^{-\Sigma_{nr}}$  ifadesi, nötron parçacığının herhangi bir etkileşme yapmadan madde içerisinde  $x$  mesafesini kat etme ihtimaliyetini temsil eder. Kavramsal olarak  $\Sigma_{nr}$ , nötron absorpsiyonu veya saçılması olaylarında birim uzunluk başına ihtimaliyet olarak

düşünülebilir ve bu yüzden birimi  $cm^{-1}$  olarak verilir.  $\Sigma_{nr}$ , iyi kolime edilmiş fotonlarda geçerli olan lineer zayıflatma katsayısına benzeyen, nötron zırhlama ve dozimetri çalışmalarında kullanışlı bir parametredir. Eğer nötronlar için deney geometrisi bu katsayının kullanımına uygun değilse düzeltme (build-up) faktörü hesaplanmalıdır.

Nötron etkileşimlerinde kullanışlı olan iki parametre daha vardır. Bunlardan ilki nötron kütle katsayısı ( $\Sigma_{nr} / \rho$ ), ikincisi ise ortalama serbest yol ( $1/\Sigma_{nr}$ ) olarak sıralanabilir. Ortalama serbest yol belirli bir enerjideki nötronun herhangi bir etkileşme yapmadan önce kat edebileceği ortalama mesafe veya bir etkileşim olabilmesi için gereken ortalama hedef kalınlığıdır.

### 2.9.2. Nötronların Zırhlanması İçin Kullanılan Malzemeler

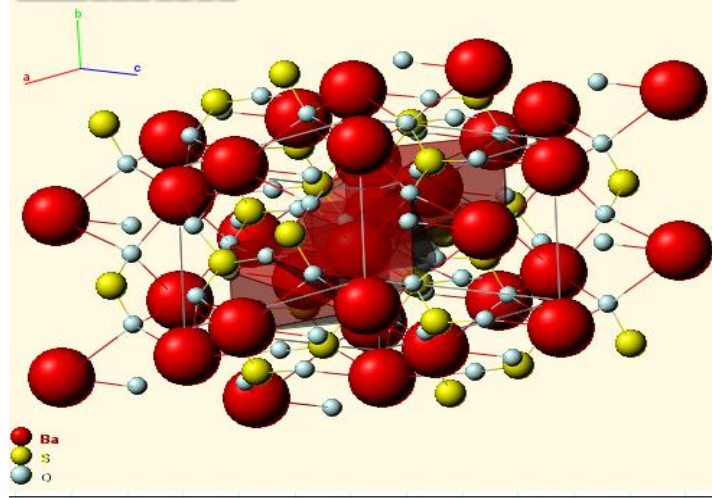
Nötronların zırhlanması için çeşitli malzemeler kullanılabilir. Bunlardan en yaygın olanları barit, kolemanit, parafin wax ve sudur.

**Barit:** Barit cevherinin konsantrasyonun neredeyse tamamını  $BaSO_4$  oluşturmaktadır. Barit cevherinin görünümü Şekil 2.2'de verilmiştir. İri ve ince agregalı baritin özellikleri Çizelge 2.2'deki gibi belirlenmiştir.



**Şekil 2.2.** Barit cevheri\*

\*[http://www.fabreminerals.com/LargePhoto.php?FILE=specimens/s\\_imagesG3/MT98G3f.jpg&CODE=MT98G3&NAME=Barite&LANG=E](http://www.fabreminerals.com/LargePhoto.php?FILE=specimens/s_imagesG3/MT98G3f.jpg&CODE=MT98G3&NAME=Barite&LANG=E)



Şekil 2.3. BaSO<sub>4</sub> kristal yapısı\* (Coville *et al.* 1967)

\*<http://webmineral.com/data/Barite.shtml>

Çizelge 2.2. Baritin agrega özellikleri

Agrega Tane Boyutu (mm)	Gevşek Birim Ağırlık(kg/m <sup>3</sup> )	Kuru Birim Ağırlık(kg/m <sup>3</sup> )	Doygun Birim Ağırlık(kg/m <sup>3</sup> )	48 saatlik Su Emme (%)
İri (>4mm)	2235	4002	4011	0,002
İnce (<4mm)	2210	3946	3988	0,010

**Kolemanit:** Ca<sub>2</sub>B<sub>6</sub>O<sub>11</sub>·5(H<sub>2</sub>O) kimyasal formülüne sahip hidratlı bir borlu cevherdir. Kalkanlarda nötron soğurulması hızlı nötronların yutabilecekleri enerji düzeylerine kadar yavaşlatılmaları ile gerçekleştirilir. Nötron yavaşlatılmasında en etkili element hidrojenidir. Nötron zırhlama işleminde ikinci aşama yavaşlatılmış olan nötronların zırh içinde soğurulmasının sağlanmasıdır. Bunu sağlayan elementlerin, nötron yakalama reaksiyonları sonucu  $\gamma$ -ışını yayınlamalarının düşük olması ve malzemede radyoaktif kaynaklar yaratmaması istenir (Topçu 2006). Bunun için en uygun element bordur. Bor cevherine örnek olarak Kolemanit, Üleksit ve Tinkal cevherleri örnek olarak verilebilir. Türkiye dünya bor rezervlerinin %60'ına ve dünyadaki en büyük kolemanit yataklarına sahiptir.

Elementlerin hızlı nötron soğurulmasında, bor çekirdekleri ancak nötron yavaşlaması arttıkça etkili olmaktadır. Kolemanit termal nötron yutma tesiri yüksek olan bor elementi içerir. Bu nedenle Kolemanit katkılı betonlar termal nötron akısı karşısında

daha etkilidir. Kolemanitli beton içerisinde termal akı normal betona göre yaklaşık olarak 1/4000 oranında azalmaktadır (Topçu 2006). Kolemanit cevherinin X-ışınları ile etkileşimi ve gama radyasyonuna karşı zırh olarak kullanıldığı birçok çalışma mevcuttur (Karabulut ve Budak 2000; Demir vd 2010; İçelli vd 2003).

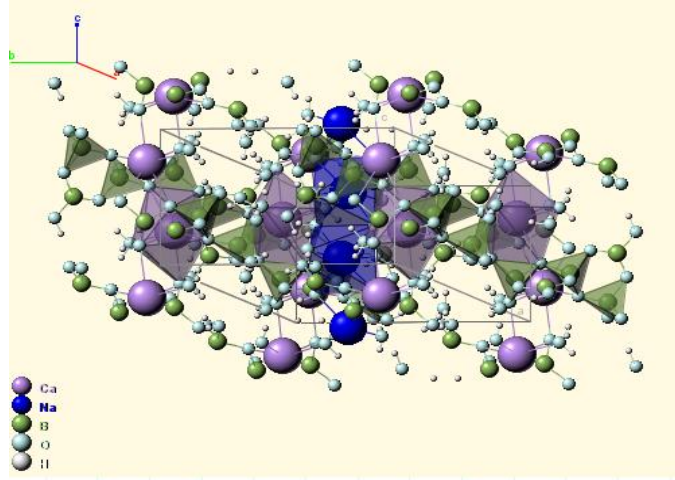
**Çizelge 2.3.** Balıkesir Bigadiç Bor İşletmesinde işlenen kolemanit cevherinin kimyasal ve fiziksel özellikleri

Kimyasal Özellikler				
	(a)	(b)	(c)	(d)
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	%41-43	%33,50-35	%38-40	%26-28
SiO <sub>2</sub>	%6,50 maks.	%8 maks.	%7maks.	%13maks.
CaO	%26-28	%24-28	%26-28	%24-28
SO <sub>3</sub>	%0,50 maks.	%0,60 maks.	%0,50 maks.	%0,80 maks.
As <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	50 ppm maks.	50 ppm maks.	50 ppm maks.	60 ppm maks.
Fiziksel Özellikler				
Tane Boyutu				
(a)	25-125 mm (konsantre)			
(b)	3-25 mm (konsantre)			
(c)	0-25 mm (ön-kırma)			
(d)	0,2-3 mm (konsantre)			



**Şekil 2.4.** Kolemanit cevheri\*

\* <http://webmineral.com/data/Colemanite.shtml>



**Şekil 2.5.** Kolemanit cevherinin kristal yapısı (Burns and Hawthorne, 1993)

**Parafin Wax:** Parafin wax ince madeni yağ damıtma işlemi sırasında elde edilen organik bir maddedir. Parafin wax ortalama 20-30 karbon atomu içeren hidrokarbonların kompleks bir karışımıdır. Genelde formülleri  $C_nH_{2n+2}$  ' dir. Bileşimlerinde %80 - %90 oranında düz zincirli hidrokarbonlar olan normal parafinler bulunur. Geri kalan kısmını ise dallanmış ve halka yapılı parafinler oluşturur. Nötron zırlama çalışmalarında parafin wax birçok çalışmada kullanılmıştır (Yousif Ali *et al.* 1995; Csikai *et al.* 1999, Sanz *et al.* 2001, Akaho *et al.* 2002, Adamiec *et al.* 2004, Aygün 2010).



**Şekil 2.6.** Parafin Wax Bloklar

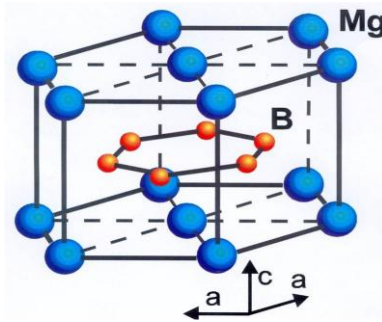
### 3. MATERYAL VE YÖNTEM

#### 3.1. Kullanılan Numuneler

Nötronların zırhlaması temel olarak iki başlık altında incelenebilir. Nötronlar madde ile etkileştiklerinde hedef malzemenin atomları tarafından yavaşlatılırlar ya da yakalanırlar. Malzemenin nötron yavaşlatıcı olması içerdiği hidrojen miktarına, nötron yakalayıcı olması ise içerdiği bor miktarına büyük ölçüde bağlıdır. Bu çalışmada kullanılan kolemanit, üleksit ve tinkal cevherleri hem hidrat hem de bor içermektedir.  $\text{NaBH}_4$  ve  $\text{KBH}_4$  bileşikler bor ve hidrojen içermekte, iyi bir süperiletken olan  $\text{MgB}_2$  ise sadece bor içermektedir. Bu altı numunenin nötron zırhlama kabiliyetleri belirlendikten sonra içerdikleri bor, hidrojen ve hidrat konsantrasyonlarına göre karşılaştırmalar yapılacaktır. Çizelge.3.1–3.8, çalışmada kullanılan numunelerin karakteristik özelliklerini, Şekil.3.1–1.8 ise numunelerin görünümünü vermektedir.

Çizelge 3.1.  $\text{MgB}_2$  Fiziksel Özellikleri

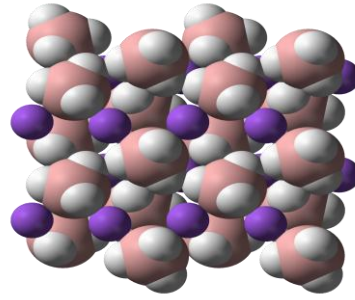
Magnezyum Diborid	
Fiziksel Özellikler	
Molekül Formülü	$\text{MgB}_2$
Mol Kütlesi	45,93 g/mol
Renk	Siyah
Yoğunluğu	$2,57 \text{ g/cm}^3$
Erime Sıcaklığı	$830 \text{ }^\circ\text{C}$



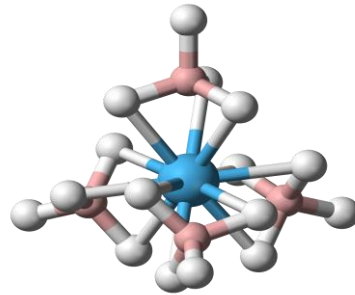
Şekil 3.1.  $\text{MgB}_2$  Görünümü ve Molekül Yapısı

Çizelge 3.2. NaBH<sub>4</sub> Fiziksel Özellikleri

Sodyum Borohidrit	
Fiziksel Özellikler	
Molekül Formülü	NaBH <sub>4</sub>
Mol Kütle	37,83 g/mol
Renk	Beyaz Kristal
Yoğunluk	1,0740 g/cm <sup>3</sup>
Erime Sıcaklığı	400 °C

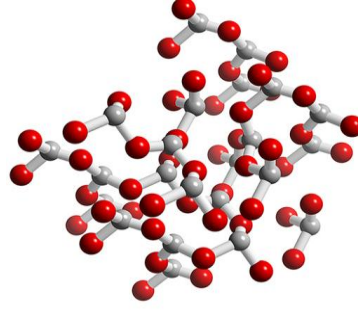
Şekil 3.2. NaBH<sub>4</sub> Görünümü ve Molekül YapısıÇizelge 3.3. KBH<sub>4</sub> Fiziksel Özellikleri

Potasyum Borohidrit	
Fiziksel Özellikler	
Molekül Formülü	KBH <sub>4</sub>
Mol Kütle	53,94 g/mol
Renk	Beyaz Kristal
Yoğunluk	1,17 g/cm <sup>3</sup>
Erime Sıcaklığı	500 <sup>0</sup> C

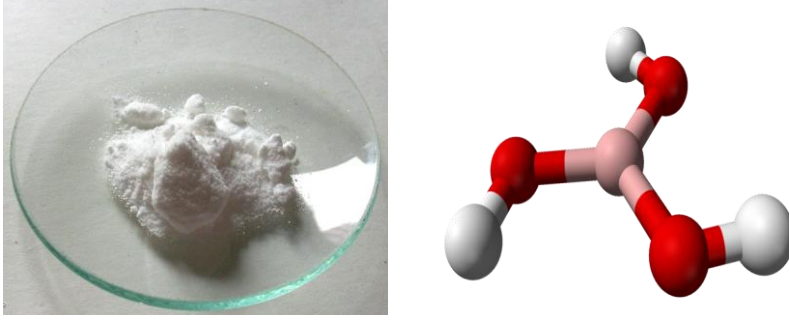
Şekil 3.3. KBH<sub>4</sub> Görünümü ve Molekül Yapısı

Çizelge 3.4. B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Fiziksel Özellikleri

<b>Diboron Trioksit</b>	
<b>Fiziksel Özellikler</b>	
<b>Molekül Formülü</b>	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
<b>Mol Kütlesi</b>	69,6182 g/mol
<b>Renk</b>	Beyaz Camsı Katı
<b>Yoğunluk</b>	2,46 g/cm <sup>3</sup>
<b>Erime Sıcaklığı</b>	450 <sup>0</sup> C

Şekil 3.4. B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Görünümü ve Molekül YapısıÇizelge 3.5. H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> Fiziksel Özellikleri

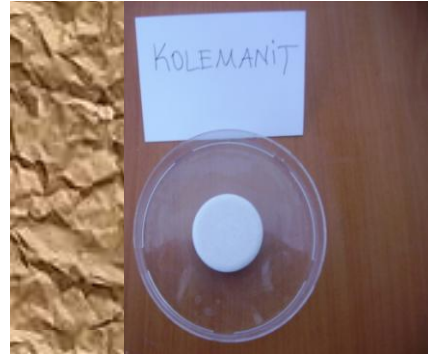
<b>Borik Asit</b>	
<b>Fiziksel Özellikler</b>	
<b>Molekül Formülü</b>	H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>
<b>Mol Kütlesi</b>	61,83 g/mol
<b>Renk</b>	Beyaz Kristal Katı
<b>Yoğunluk</b>	1,435 g/cm <sup>3</sup>
<b>Erime Sıcaklığı</b>	170,9 <sup>0</sup> C



Şekil 3.5. B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Görünümü ve Molekül Yapısı

Çizelge 3.6. Kolemanit Cevheri Fiziksel Özellikleri

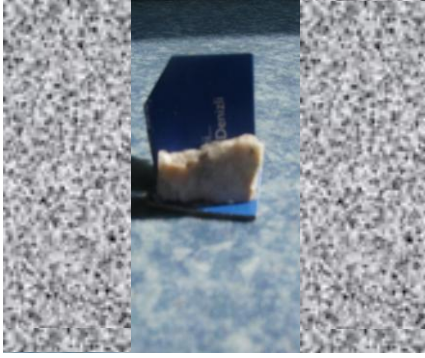
Kolemanit	
Fiziksel Özellikler	
Molekül Formülü	2CaO.3B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> .5H <sub>2</sub> O
Mol Kütlesi	411,084 g/mol
Renk	Açık Gri Granül
Yoğunluk	2,42 g/cm <sup>3</sup>
Erime Sıcaklığı	986 °C



Şekil 3.6. Kolemanit Cevheri Görünümü

**Çizelge 3.7. Üleksit Cevheri Fiziksel Özellikleri**

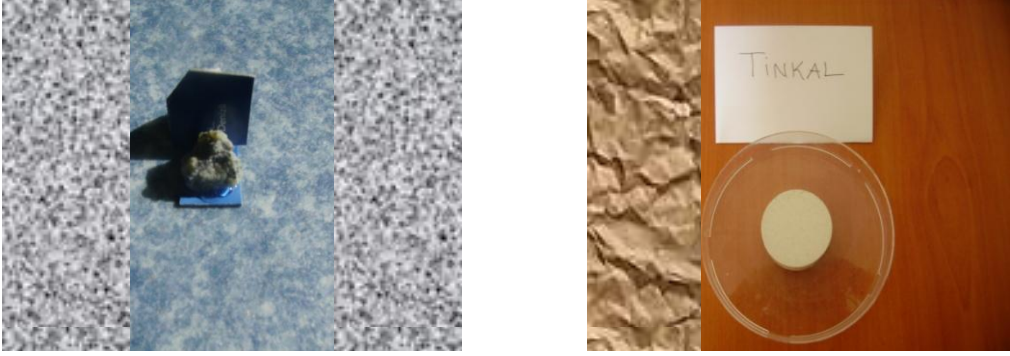
<b>Üleksit</b>	
<b>Fiziksel Özellikler</b>	
<b>Molekül Formülü</b>	$\text{Na}_2\text{O} \cdot 2\text{CaO} \cdot 5\text{B}_2\text{O}_3 \cdot 16\text{H}_2\text{O}$
<b>Mol Kütlesi</b>	405,23 g/mol
<b>Renk</b>	Renksiz, Beyaz, Gri
<b>Yoğunluk</b>	$1,955 \text{ g/cm}^3$
<b>Erime Sıcaklığı</b>	$850^\circ\text{C}$



**Şekil.3.7. Üleksit Cevheri Görünümü**

**Çizelge 3.8. Tinkal Cevheri Fiziksel Özellikleri**

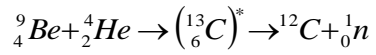
<b>Tinkal</b>	
<b>Fiziksel Özellikler</b>	
<b>Molekül Formülü</b>	$\text{Na}_2\text{O} \cdot 2\text{B}_2\text{O}_3 \cdot 10\text{H}_2\text{O}$
<b>Mol Kütlesi</b>	381,37 g/mol
<b>Renk</b>	Renksiz
<b>Yoğunluk</b>	$1,73 \text{ g/cm}^3$
<b>Erime Sıcaklığı</b>	$743^\circ\text{C}$



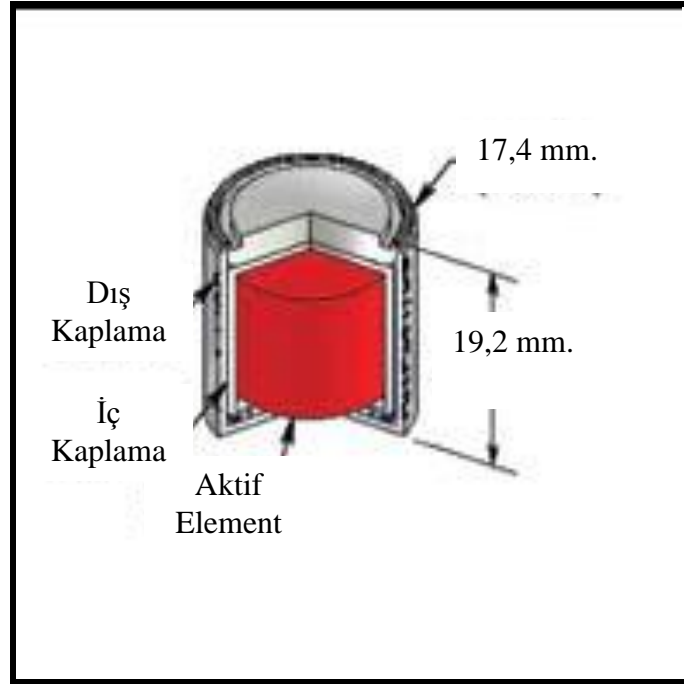
**Şekil.3.8.** Tinkal Cevheri Görünümü

### 3.2. <sup>241</sup>Am-Be Nötron Kaynağı

Düşük atom numaralı ve son nötronunun bağlanma enerjisi düşük olan berilyum gibi hedef malzemeler, radyoaktif çekirdeklerin yayınladığı alfa parçacıkları ile bombardıman edildiğinde; tipik ve en muhtemel olarak



reaksiyonu oluşur. Bu reaksiyonda  ${}^{13}\text{C}^*$  çekirdeği çok kısa süreli (10–12 s) oluşan bileşik çekirdektir. Bu kaynakların yapımında, alfa yayımlayan <sup>241</sup>Am (% 100–432,2 yıl) izotopu yaygın olarak kullanılmıştır. Kaynaktan çıkan nötron parçacıklarının etkin enerjileri 4,5 MeV' dir.



**Şekil 3.9.** Çalışmada Kullanılan Am-Be Nötron Kaynağı

**Çizelge 3.9.** <sup>241</sup>Am/Be nötron kaynağının özellikleri

Yayınlanan radyasyon	Enerji (keV)	Etkin enerji (keV)	1 m'deki doz oranı (μSv/h/GBq)	Gerekli zırh malzemesi
γ- veya X-ışını	13,9 (%42,7) 59,5 (%35,9)	-	85 <sup>1</sup>	Yarı kalınlık değeri: kurşun (0,01 cm)
α- parçacığı	5443 (%12,8) 5486 (%85,2)	-	-	-
Nötron parçacığı		4500	2 <sup>1</sup>	Yarı kalınlık değeri: parafin mum: (6,6 cm)

### 3.3. Nötron Dedektörü

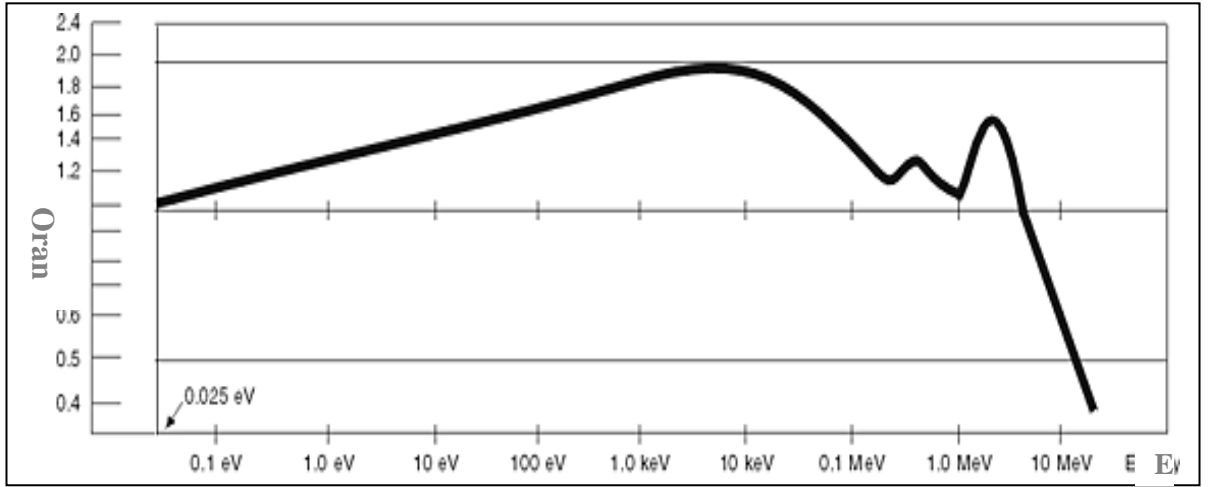
Nötron parçacıklarının doz azalmalarını saymak için kullanılan dedektör Canberra ADM-6000 model taşınabilir nötron dedektörüdür. Dedektör, kaynaktan çıkan nötronlar için doz eşdeğeri ölçümü yapmaktadır. Belli aralıklarla ortalama doz

<sup>1</sup>The Health Physics and Radiological Health Handbook, Scintra, Inc., Revised Edition, 1992.

eşdeğeri değerleri  $\mu\text{Sv/h}$  birimi ile RADACS yazılım programının kullanıldığı PC'den okunmaktadır.



(a)



(b)

**Şekil 3.10. a.** Çalışmada Kullanılan Nötron Dedektörü Teçhizatı  
**b.** Dedektör Verim Eğrisi

### 3.4. Deney Geometrisi



**Şekil 3.11.** Nötron Doz Transmisyon Ölçümü için Kullanılan Deney Geometrisi

### 3.5. Simülasyon

Simülasyon, teoriksel ya da gerçek fiziksel bir sisteme ait neden sonuç ilişkilerinin bir bilgisayar modeline yansıtılmasıyla, değişik koşullar altında gerçek sisteme ait davranışların bilgisayar modelinde izlenmesini sağlayan bir modelleme tekniğidir.

Simülasyon modeli, temel olarak “ne-eğer” (“what-if”) analizlerinin yapılmasını sağlayan bir araç olarak ele alınmalıdır. Kullanıcısına değişik dizayn ve işletim stratejilerinin genel sistem performansı üzerindeki etkisini gösterir.

Simülasyon,

- Belirli kararların sonuçlarını ve gidişatlarını tahmin etmekte
- Gözlemlenen sonuçların sebeplerini belirlemede
- Yatırım yapmadan önce problem alanlarını belirlemede
- Değişikliklerin etkilerini ortaya çıkarmada
- Bütün sistem değişkenlerinin bulunmasını sağlamada
- Fikirleri değerlendirmede ve verimsizlikleri belirlemede
- Yeni fikir geliştirmeyi ve yeni düşüncüyü teşvik etmede
- Planlarımızın bütünlüğünü ve fizibilitesini test etmede kullanılır.

Simülasyon temel olarak, sistemin operasyonel yönlerini ortaya çıkarmayı hedefler, yani ne?, ne zaman?, nerede? ve nasıl? sorgulamalarının yapıldığı görev alanları üzerinde yoğunlaşır.

Bilgisayar simülasyonu, sistem dizaynı ve analizinde hızla popüler olan bir araçtır. Simülasyon, mühendis ve planlamacılara sistemin dizaynı ve işletimiyle ilgili zamanında ve zekice kararlar vermeleri için yardımcı olur. Simülasyon tek başına problemleri çözemez, fakat problemi açıkça tanımlar ve sayısal olarak alternatif çözümleri değerlendirir. Koşul “what-if” analizi yapabilen bir araç olan simülasyon, önerilen herhangi bir çözüm için sayısal ölçüm ve analiz yapabilir ve kısa zamanda en iyi alternatif çözümü bulmaya yardımcı olur. Yeni bir sistemi kurmadan veya işletme politikalarını test etmeden önce bilgisayarda sistemi modelleyerek, sistem ilk çalıştırıldığında karşılaşılabilecek birçok tuzağı önceden görmemize yardımcı olur. Devreye alma aşamasında iyi ürün elde etmek için aylar belki de yıllar süren çalışmalar simülasyonla günlere hatta saatlere sıkıştırılmış olur.

Simülasyonun çok fazla sayıda ve çok fazla özellikli değişkeni tek bir modelde toplayabilme özelliği, bugünkü kompleks sistemlerin dizaynı için vazgeçilmez bir araç olmasını sağlamaktadır. Bir üretim sisteminde, iş parçalarının, aletlerin, paletlerin, taşıma araçlarının, taşıma yollarının, işlemlerin vs., mümkün olan kombinasyonları, permütasyonları ve bunların sonucundaki performans değerlendirmeleri neredeyse sonsuzdur. Pratik sistemleri dizayn etmek için bilgisayar sistemi bir gereklilik olmuştur. Servis sistemleri için müşteri akışını planlama, personel yönetimi, kaynak yönetimi ve bilgi akışının simülasyonunu yapmak da üretim sistemleri kadar önemlidir.

### **3.6.Monte Carlo Simülasyon Tekniği**

Monte Carlo ismi eskiden ünlü kumarhaneler için bir referanstı. Bu isimle anılan yöntem Stanislaw Marcin Ulam, Enrico Fermi, John von Neumann ve Nick Metropolis gibi ilk kullanıcıları tarafından popüler hale getirilmiştir. Monte Carlo yöntemleri başta “istatistiksel örnekleme” gibi daha jenerik isimler altında uygulanmıştır. Monte Carlo yöntemi, matematik veya fizik problemlerinin, bu problemlerin olasılık modellerine

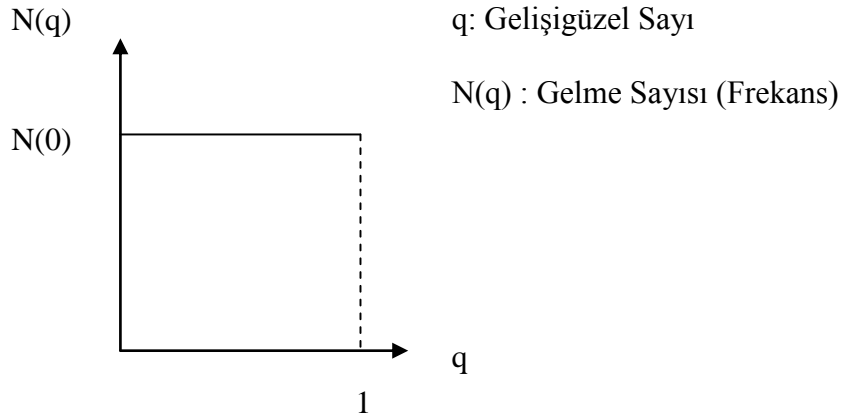
uygulanen rasgele denemeler yoluyla çözülmesi yöntemidir. Bu rasgele yöntemin en önemli kullanımı 1930 yılında Fermi tarafından, o yıllarda yeni keşfedilen nötronların özelliklerini belirlemek için kullanıldı. Belirlenimci (deterministik) algoritmaların kurulmasının olanaksız olduğu ya da çok karmaşık algoritmalar gerektiren problemlerin çözümünde başvuru bir sayısal çözümleme tekniği olan Monte Carlo yöntemi, sistemli olarak Manhattan Projesi'nin Los Alamos' taki laboratuvarında nötronların çeşitli maddelerden geçebilme özelliklerinin belirlenmesi çalışmalarında kullanıldı (1943). Elektronik bilgisayarların yapılmasından (1945) bu yana, çok sayıda rasgele deneme yapılmasını gerektiren Monte Carlo yöntemi hızlı hesap yapabilen bilgisayarların gelişmesiyle uygulanabilirlik ve yaygınlık kazandı (Cengiz 1991) Monte Carlo yöntemine çok yalın bir örnek, kapalı bir eğri içinde kalan alanın hesaplanmasıdır. Kapalı eğri, kenar uzunluğu birim olarak alınan karenin içine yerleştirilir. 0 ile 1 arasında ve birbirinden bağımsız olarak üretilen iki rastgele sayı çifti, kare içinde rastgele bir noktayı belirler. Çok sayıda üretilen böyle noktalardan kapalı eğri içine rastlayanların sayısının üretilen toplam nokta sayısına oranı, eğri içinde kalan alanın yaklaşık değerini verir; üretilen nokta sayısı arttıkça yaklaşıklık daha doğru olur. Monte Carlo yönteminin bilgisayarlarda kullanılması, bilgisayarda rastgele sayı üretilmesi yöntemlerinin geliştirilmesini gerektirmiştir. Bilgisayar belirlenimli bir aygıt olduğundan üretilen sayılar aslında tam olarak rastgele nitelikli değildir; rastgele sayılarda bulunması gereken özellikleri belli ölçüde içeren bu sayılar, bu nedenle “sözde rastgele sayılar” olarak adlandırılır.

Monte Carlo yöntemleri integrallerin (özellikle çok katlı integrallerin) hesaplanmasında; kısmi diferansiyel denklemlerin, integralli denklemlerin, doğrusal denklem sistemlerinin çözümünde; nötron yayılımı, gamma ışınımı soğurulması problemlerinde, parçacık fiziğinde bozunum genişliklerinin ve saçılma tesir kesitlerinin hesaplanmasında kullanılmaktadır (Briesmeister 1993).

Monte Carlo Simülasyonu karmaşık problemleri çözebilmek için kullanılan güçlü bir araçtır. Monte Carlo Simülasyonu model sistemimizin farklı düzenlemelerini kontrol etme fırsatı tanınması nedeniyle fizik öğrenimi için yüksek bir potansiyele sahiptir ve öğrenciler için heyecan vericidir (Peralta 2002). Bir yere kadar Monte Carlo

Simülasyonu teori ve deneyin arasında kalır. Fizikte tüm bilinenler program içine yerleştirilebilir ve farklı durumlar bulunabilir. Monte Carlo Simülasyonu sonuçların rastgele sayılar olarak alınıp kullanıldığı bir hesaplama tekniği olarak tanımlanabilir. Monte Carlo Simülasyonu fiziği de içine alan farklı problemlere hitap eder. Monte Carlo tekniği parçacık fiziği ve nükleer fizik ile yoğun madde fiziği gibi birçok alanda sıkça kullanılır. Sadece yaklaşık sonuçlar verebilen ve kullanımı zor olan metotlara nazaran daha anlaşılır bir fiziksel yöntem olduğu için bu tekniğin üniversite öğrencilerine tanıtılması çok önemlidir.

Sayısal olarak bir deneyi ya da olayı taklit edebilmek için temel araç, 0–1 arasında değerler alan düzgün dağılımlı sayıları kullanmaktır.  $q$  ile gösterilen bu sayılar bilgisayar ortamında türetilir.



Grafikte görüldüğü gibi, tüm  $q$ ' ların gelme olasılıkları eşittir. Gelişigüzel sayılar aşağıdaki formülden elde edilebilir;

$$P_i = \text{tamsayı} * (a_{X_i} / b_{r_i}) \quad (3.1)$$

$$X_{i-1} = a_{X_i} - b_{r_i} \quad (3.2)$$

$$q_i = X_{i+1} / b \quad (3.3)$$

Bu formülden elde edilen gelişigüzel sayı dizisine “sözde gelişigüzel sayılar” denir.

Gelişigüzel Sayılar her bir rakamı aynı olasılıkla seçilmiş ve birbirinden bağımsız sayılardan oluşmuş bir kümenin elemanlarıdır. Bu sayıların elde edilmesi için kullanılan pek çok yöntem vardır. Monte Carlo Metodunda çok sayıda gelişigüzel sayı gerektiğinden bu sayılar bilgisayarda üretilir. Bilgisayarda tümüyle belirli bir yöntemle göre ardı ardına oluşturulan bu sayılar gerçekte gelişigüzel olmamakla birlikte gelişigüzel sayıların istatistiksel özelliklerini içerirler. Bu sayılara sözde gelişigüzel sayılar denir (Hançerlioğulları 2003). Sözde gelişigüzel sayı üretme yöntemlerinin ilklerinden olan Van Neumann'ın "karenin ortası (mid – square) yöntemi" nde çok basamaklı bir başlangıç sayısının karesinin ortasındaki n adet rakam alınarak işlem sürdürülüp bir sayı dizisi oluşturulur. Bu yöntemde sayıların yinelenmesi olasılığı yüksektir. Yinelenmeyi azaltmak için Lehmer tarafından 'the multiplicative congruential method' geliştirilmiştir. Bu yöntemin algoritması

$$X_i = aX_{i-1} \pmod{m} \quad (3.4)$$

olarak gösterilebilir. Burada  $X_i$ 'nin başlangıç değeri  $X_0$ , a pozitif tam sayılar ve m bu sayılardan büyük olan başka bir pozitif tamsayıdır.  $X_i$  pozitif tamsayılar dizisi  $X_{i-1}a$  ile çarpılıp çıkan sayının m'ye göre modu hesaplanarak elde edilir. Bunun yanında çok çeşitli gelişigüzel sayı üreteçleri (Random Number Generator) mevcuttur. Monte Carlo tekniği fizikçiler tarafından sıklıkla kullanılmış ve kullanılmaya devam etmektedir. Deneysel olarak yapılması hedeflenen çalışmalar önce Monte Carlo yöntemi ile sınanmakta ve elde edilen sonuçlar deneysel sonuçlar ile karşılaştırılmaktadır. Örneğin 1992 yılında X-ışını flüoresans tekniğinde şiddet hesaplamaları Budak tarafından tez çalışması olarak sunulmuştur (Budak 1992). Bir başka örnek olarak Gemici tarafından hazırlanan saçılmış gammaların Monte Carlo yöntemi ile izlenmesi konulu tez verilebilir (Gemici 1991). X-ışını spektroskopisi çalışmaları için uygulanabilir bir Monte Carlo tabanlı yöntem Budak vd tarafından ortaya konulmuştur (Budak vd 1996).

### 3.7. CERN FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu

FLUKA programı FORTRAN altyapısı ile çalışmaktadır.1954'de IBM tarafından üretilen IBM 704 için FORTRAN ilk sürümü John Backus ve ekibi tarafından geliştirilmiştir. Backus ve ekibi Kasım 1954'de "The IBM Mathematical **FOR**mula **TRAN**slating System: Fortran" isimli raporu yayınlamışlardır. Fortran ilk yüksek düzey programlama dili olmasa da 1950'deki yüksek programlama dilleri derlenmeden, bir yorumlayıcı (interpreter) yardımıyla çalıştırılıyordu. Bu da makine koduyla yazılan programlardan en az 10 kat daha yavaş çalışmalarına sebep oluyordu. 1950'lerdeki bilgisayarlar için hız çok şey ifade ettiğinden yazması zor da olsa makine kodu bu yüzden hala popülerdi. İşte bu noktada Backus ve ekibi hem yüksek programlama dilleri gibi kolay yazılabilen hem de makine kodunda yazılmış gibi hızlı çalışan bir programlama dili sözüyle Fortran'ı tanıttılar. Fortran 'ı diğer yüksek düzey programlama dillerinden ayıran bir çevirici yerine bir derleyici (compiler) kullanmasıydı. Program yüksek düzey dilde yazıldıktan sonra makine koduna çevriliyor ve böylece hız kaybı engelleniyordu. Her ne kadar ilk derlenebilir yüksek düzey dilin Fortran olup olmadığı hala tartışma konusu olsa da, Fortran geniş kitleler tarafından kullanılmış ilk yüksek düzey derlenebilir dildir. İlk Fortran sürümü Fortran 0 'dır. Son sürümler ise üzerindeki güncelleştirmeleri hala devam eden Fortran95, Visual Fortran, Digital Fortran v6.0 şeklinde sıralanabilir.

FLUKA programının gelişimi, 1962 yılında J. Ranft ve H.Geibel tarafından yüksek enerjili protonlar için Monte Carlo uygulaması için kullanılması ile başlamıştır. FLUKA ismi 1970 yılındaki bir termodinamik temelli çalışmadan (**FLU**ktuirende **KA**skaide) gelmektedir. 1970'lerin başlarından itibaren J.Routti ve P.Aarnio ile CERN'den G.R. Stevenson ve A.Fasso programın gelişimine katkıları sağlamışlardır. Programın modern kod sistemleri; GEANT-FLUKA ara yüzü (1993) , MCNPX (yüksek enerjili hadronik FLUKA generator-1990), FLUGG (GEANT4 arayüzü – 1994) , INFN projesi (2001) , INFN-CERN projesi (2003) şeklinde sıralanabilir. 2005 yılının sonlarında FLUKA kaynak kodları ortaya çıkarıldı.

Programın kullanım alanları

- Zırhlama
- Dozimetri
- Yüksek enerjili fizik ve mühendislik deneyleri
- Kozmik ışın çalışmaları
- Medikal fizik

olarak sıralanabilir.

Programın kullanıldığı etkileşimler şu şekildedir:

- Hadron – hadron ve hadron – çekirdek etkileşimleri (0–10000 TeV)
- Çekirdek – çekirdek etkileşimleri (100 MeV/n – 10000 TeV/n)
- Elektromanyetik ve müon etkileşimleri (1 keV – 10000 TeV)
- Nötrino etkileşimleri
- Yüklü parçacık transportu içeren tüm uygulamalar
- Manyetik alanda transport
- Boolean ve Voxel geometrileri
- Kademeli nötron transportu ve etkileşimleri (0–20 MeV)
- Çeşitli azalma hesaplamaları

Programın kullanılırken uyulması gereken enerji limitleri ise aşağıdaki çizelgede gösterilmiştir;

**Çizelge 3.10.** FLUKA Programında Enerji Limitleri

PARÇACIKLAR	TRANSPORT LİMİTLERİ	BİRİNCİL PARÇACIKLAR İÇİN LİMİTLER
Yüklü Hadronlar	1 keV – 20 TeV	100 keV – 20 TeV
Nötronlar	Termal – 20 TeV	Termal – 20 TeV
Anti-nötronlar	50 MeV – 20TeV	100 MeV – 20TeV
Müonlar	1 keV – 10000 TeV	100 keV – 10000 TeV
Elektronlar	1 keV – 10000 TeV	70 keV – 10000 TeV (düşük Z) 150 keV – 10000 TeV (yüksek Z)
Fotonlar	1 keV – 10000 TeV	7 keV – 10000 TeV
Ağır İyonlar	10 MeV/n – 5 GeV/n	100 MeV/n – 5 GeV/n

FLUKA kodunda input dosyasında bulunan simülasyon kartları ve kullanılma amaçları aşağıda belirtilmiştir.

**ASSIGNMA:** Materyal indeksi ve bölge arasındaki uyumu belirler. Ayrıca bir manyetik alan oluşan bölgeleri belirler.

**BEAM:** Enerji, profil, diverjans ve parçacık tipi gibi çoğu ışın karakteristiklerini belirler.

**BEAMAXES:** Geometrik yapıdan farklı olarak bir ışın kaynağı için kullanılan eksenleri belirler.

**BEAMPOS:** Işınlardan başlangıç noktasını ve ışın yönünü belirler.

**BIASING:** Temel bölge tarafından bir bölge üzerindeki sınırlı geçişlerde ve yüksek enerjili hadronik çarpışmalarda önemli örneklemeleri ayarlar.

**BME:** Ağır iyon olayları üretici (BME) ile ilgili bazı I/O parametrelerini belirler.

**COMPOUND:** Bileşikler, karışımlar veya izotop karışımları belirler.

**CORRFACT:** Bir bölge-bölge temeli üzerindeki nükleer prosesler ve  $dE/dx$  için materyal yoğunluğunun değiştirilmesine izin verir.

**DCYSCORE:** Kullanıcı tanımlı bozunma zamanı ile verilen hesaplayıcının seçilen sonuç detektörlerini ilişkilendirir.

**DCYTIMES:** Radyoaktif ürün sonucu için bozunma zamanlarını belirler.

**DEFAULTS:** Problemlerin belirlenmiş çeşitleri için FLUKA varsayılanlarını ayarlar.

**DELTARAY:** Ağır yüklü parçacıklar tarafından üretilen delta-ray ürününü aktif hale getirir ve enerji kaybı ve birikimini kontrol eder.

**DETECT:** Bir olay-olay temeli üzerinde paralel veya anti-paralel enerji birikimini sonuçlandırır.

**DISCARD:** Transport olmaması gereken parçacıkları belirler.

**DPMJET:** Ağır iyon olayları üretici (DPMJET) ile ilgili bazı I/O parametrelerini belirler.

**ELCFIELD:** Elektrik alanda transport koşullarını ayarlar. (Belki homojen bir elektrik alana da ileride uygulanabilir).

**EMF:** Elektron, pozitron ve protonların transport detaylarını ortaya koyar.

**EMF-BIAS:** Bias için gerekli elektron-foton etkileşim mesafesini belirler.

**EMFCUT:** Elektron, pozitron ve fotonlar için kesme enerjisini belirler.

**EMFFIX:** Toplam enerji kaybının sabit bir kesri ile ilgili elektron adımlarının boyutunu belirler.

**EMFFLUO:** Seçilen materyallerde X-ışını flüoresans üretimini aktifleştirir.

**EMFRAY:** Seçilen bölgede Rayleigh (koharent) saçılmayı etkinleştirir.

**EVENTBIN:** Geometriden bağımsız ikili bir yapıda parçacık yoğunluğu veya enerjiyi sonuçlandırır ve her bir olaydan sonra ikili çıktı yazdırır.

**EVENTDAT:** Bölge bölge enerji birikimini ve parçacık üretimini; her bir bölge için toplam enerji dengesini yazdırır.

**EVENTYPE:** Kullanılacak hadron parçacık üretimi modelini belirler.

**EXPTRANS:** Exponansiyel dönüşümlerle ilgilidir.

**FLUKAFIX:** Kinetik enerji kaybının sabit bir kesri için yüklü hadronların ve müonların adım boyutlarını ayarlar.

**FREE:** Geometri dışındaki free-format girişlerini ayarlar.

**GEOBEGIN:** Geometri açıklamasını başlatır.

**GEOEND:** Geometri dizilimini sonlandırır ve birde geometri debugger aracını başlatmak için kullanılabilir.

**GLOBAL:** Geometrinin karmaşıklığı ve problemin çeşidi hakkındaki global tanımları konu alır. Ayrıca geometri dışında free-format girişlerine izin verir.

**HI-PROPE:** Birincil ağır iyonların özelliklerini belirler.

**IONFLUCT:** Dalgalanmalarla kaybedilen iyonizasyon enerjisini hesaplar.

**IRRPROFI:** Radyoaktif bozunma hesaplamaları için bir ışınlama profili belirler.

**LAM-BIAS:** Etkileşim ve bozunma mesafesini tahmin eder.

**LOW-BIAS:** Analog olmayan emilmeyi ve bölge-bölge temeli üzerindeki düşük enerjili nötron transportu için kesilme enerjisini belirler.

**LOW-DOWN:** Bölge-bölge temeli üzerindeki düşük enerjili nötron transportu için düşük saçılma ihtimaliyetini belirler.

**LOW-MAT:** FLUKA materyalleri ile düşük enerjili nötronların tesir kesiti datası arasındaki uyumu ayarlar.

**LOW-NEUT:** Düşük enerjili nötron transportu ile ilgilidir.

**MATERIAL:** Bir materyali ve onun özelliklerini belirler.

**MAT-PROP:** Gazlı materyaller ile hayali veya inhomojen materyaller ile ilgili ekstra bilgi sağlar ve diğer materyal özelliklerini belirler.

**MCSTHRES:** Müonlar ve yüklü hadronların transportu için başvuru için çoklu Coulomb saçılması için eşik enerjilerini belirler.

**MGNFIELD:** Manyetik alanda transport için izlenmesi gereken şartları belirler. Homojen bir manyetik alanı da belirleyebilir.

**MULSOPT:** Çoklu Coulomb saçılması durumunu en iyi şekilde kontrol eder. Ayrıca tekli transport durumunu da belirleyebilir.

**MUPHOTON:** Yüksek enerjili ağır yüklü parçacıkların foto nükleer etkileşimlerini kontrol eder.

**MYRQMD:** Yeni ağır iyon olayları üretici (RQMD) ile ilgili bazı I/O parametrelerini belirler.

**OPEN:** Ön bağlantı olmadan giriş-çıkış dosyalarını belirler.

**OPT-PROP:** Materyallerin optik özelliklerini belirler.

**OPT-PROD:** Çerenkov ışınması ve geçiş radyasyonu ile foton üretimini kontrol eder.

**PAIRBREM:** Yüksek enerjili ağır yüklü parçacıklar tarafından çift oluşum ve bremsstrahlung durumlarını kontrol eder.

**PART-THR:** Seçilen parçacıklar için farklı kesilme enerjilerini ayarlar.

**PHOTONUC:** Çekirdek ile foton etkileşimlerini aktifleştirir.

**PHYSICS:** Seçilen parçacıklar için bazı fiziksel yöntemleri kontrol eder.

**PLOTGEOM:** Çizilen geometrinin bir dilimi için PLOTGEOM paketini çağırır.

**POLARIZA:** Şimdilik sadece fotonlar için polarize olmuş demetleri belirler.

**RADDECAY:** Radyoaktif bozunmaların simülasyonunu düzenler ve transport şartlarını ayarlar.

**RANDOMIZ:** Rastgele sayı üretici için bir sıralama seçer ve çekirdekleri ayarlar.

**RESNUCLEI:** İnelastik hadronik etkileşimlerden sonra artan çekirdek sonuçlarını verir.

**ROT-DEFI:** Kullanıcı tanımlı basamaklar için başvuru dönüşümleri belirler.

**ROTPRIBIN:** Kullanıcı tanımlı USRBIN ve EVENTBIN için mümkün olan rotasyonları belirler ve bellekteki doğruları (çift veya tek) ayarlar.

**RQMD:** Ağır iyon olayları üretici (RQMD) ile ilgili bazı I/O parametrelerini belirler.

**SCORE:** Enerji birikimini veya bölge tarafından üretilen parçacıkları belirler.

**SOURCE:** FLUKA da kullanıcı tarafından yazılmış bir kaynak yordam belirler.

**START:** Birincil parçacıkların sayısını belirler, bir kaynaktan veya demetten birincil parçacık gelir, transportu başlatır ve önceden belirlenmiş parçacık sayısına ulaşıncaya kadar devam ettirir.

**STEPSIZE:** Yüklü parçacıkların transportu için cm boyutunda maksimum adımı hesaplar.

**STERNHEI:** Kullanıcıların kendi yoğunluk etkili parametrelerini girmelerine izin verir.

**STOP:** İnteraktif işlemi sonlandırır.

**TCQUENCH:** Kesilme zamanını veya Birks baskı parametrelerini ayarlar.

**THRESHOL:** Parçacık yoğunluğu değerleri için eşik enerjisini belirler ve elastik ve inelastik hadron reaksiyonları için sınırlamaları ayarlar.

**TIME-CUT:** Transport kesilme zamanını ayarlar.

**TITLE:** Simülasyonun oluşturulması için bir başlık belirler.

**USERDUMP:** Bir çarpışma dosyası oluşturur ve yazılabilir olayları belirler.

**USERWEIG:** Verim, akı, doz, residual çekirdek veya parçacık yoğunluğu sonuçları için başvurulabilecek ekstra bir ağırlık belirler.

**USRBDX:** Bir sınır geçişi veya akım hesaplayıcı için bir detektör belirler.

**USRBIN:** Geometriden bağımsız bir binning yapıda enerji, parçacık yoğunluğu veya enerjisi belirler.

**USRCOLL:** Bir çarpışma akışı hesaplayıcı için bir detektör belirler.

**USRICALL:** Kullanıcıya bağlı bir başlangıç durumu çağırır.

**USRGCALL:** Kullanıcıya bağlı bir global başlangıç çağırır.

**USROCALL:** Kullanıcıya bağlı bir çıkış çağırır.

**USRTRACK:** Bir iz uzunluğu akışı hesaplayıcısı için bir detektör belirler.

**USRYIELD:** Verilen bir yön civarında parçacık verimi sonucu için bir detektör belirler.

**WW-FACTO:** Seçilen bölgelerdeki önemli pencereleri belirler.

**WW-PROFI:** Seçilen ayarlı bir bölgede düşük enerjili nötron ağırlık pencerelerinin temel ayarlarını değiştirmek için enerji grubuna bağlı ekstra faktörleri belirler ya da düşük enerjili nötronların önemini vurgular.

**WW-THRESH:** Bir RR-ağırlık penceresi için enerji limitlerini belirler.

FLUKA simülasyon programının görsel ara yüzü olan FLAIR adlı program, hesaplamalarda grafik çizimlerinde ve veri elde etmek amacı ile kullanılacaktır.

FLUKA programı için hazırlanmış örnek bir input dosyası aşağıda verilmiştir. Burada 2 GeV enerjili protonlar berilyum hedefe gönderilerek nükleer reaksiyon sonucu ortaya çıkan pionlar dedekte edilmiştir.

```

TITLE
Charged pion fluence inside and around a proton-irradiated Be target
GLOBAL
BEAM 50.E+00 0. 0. 0. 0. 0. PROTON 2.0
BEAMPOS 0. 0. -50.0 0. 0. 0. ' '
GEOBEGIN
COMBINAT
RPP 1-5000000.0+5000000.0-5000000.0+5000000.0-5000000.0+5000000.0
RPP 2-1000000.0+1000000.0-1000000.0+1000000.0 -100.0+1000000.0
RPP 3 -10.0 +10.0 -10.0 +10.0 0.0 +5.0
XYP 4 2.5
END
BH1 5 +1 -2
VA2 5 +2 -3
BE3 5 +3 +4
BE4 5 +3 -4
END
GEOEND
MATERIAL 4.0 9.0122 1.848 5.0 0. 0. BERYLLIU
ASSIGNMAT 5.0 3.0 4.0 0. 0. 0.
ASSIGNMAT 1.0 1.0 0. 0. 0. 0.
ASSIGNMAT 2.0 2.0 0. 0. 0. 0.
EMFCUT -0.010 0.010 1.0 5.0, , , PROD-CUT
SCORE 208.0 210. 0. 0. 0. 0.
USRBDX 99.0 +209.0 -47.0 3.0 4.0 +400.0 piFluenUD
USRBDX +50.00 0. +50.0 0. 0. 10.0 &
USRBDX -1.0 +209.0 -47.0 3.0 4.0 +400.0 piCurrUD
USRBDX +50.00 0. +50.0 0. 0. 10.0 &
USRTRACK -1.0 209.0 -48.0 3.0 1000.0 20. piFluenU
USRTRACK 50.0 0.001 0. 0. 0. 0. &
USRTRACK -1.0 209.0 -49.0 4.0 1000.0 20. piFluenD
USRTRACK 50.0 0.001 0. 0. 0. 0. &
USRBIN 10.0 209.0 -50.0 50.0 50.0 50. piFluBin
USRBIN -50.0 -50.0 -10.0 100.0 100.0 60.0 &
USRBIN 10.0 208.0 -51.0 10.0 10.0 5. Edeposit
USRBIN -10.0 -10.0 0.0 20.0 20.0 5.0 &
RANDOMIZE 1.0 0. 0. 0. 0. 0.
START 100000.0 0. 0. 0. 0. 0.
STOP

```

## 4. ARAŞTIRMA BULGULARI

### 4.1. Borlu Bileşikler için Yapılan İşlemler

#### 4.1.1. Borlu Bileşikler için Yapılan Deneysel Doz Transmisyon Ölçümleri

Materyal ve yöntem kısmında belirtilen transmisyon geometrisine uygun olarak önce kaynak ile dedektör arasına hiçbir numune konulmadan boş doz eşdeğeri ölçümleri yapılmıştır. Daha sonra kaynak ile dedektör arasına çeşitli oranlarda bor içeren üç farklı bileşik konularak dedektörün emdiği eşdeğer dozun azalması sağlanmıştır. Numuneli ölçümden elde edilen  $\mu\text{Sv/saat}$  birimindeki doz eşdeğeri değeri, boş ölçüden elde edilen değere bölünerek numuneler için doz transmisyonu değerleri elde edilmiştir. Her numune için 100 saniyelik ölçümler alınmış ve elde edilen sonuçların ortalaması transmisyon hesaplamalarında kullanılmıştır.  $\text{MgB}_2$ ,  $\text{NaBH}_4$ ,  $\text{KBH}_4$ ,  $\text{B}_2\text{O}_3$  ve  $\text{H}_3\text{BO}_3$  bileşikleri için bulunan doz transmisyon değerleri Çizelge 4.1' de verilmiştir.

**Çizelge 4.1.**  $\text{MgB}_2$ ,  $\text{NaBH}_4$ ,  $\text{KBH}_4$ ,  $\text{B}_2\text{O}_3$  ve  $\text{H}_3\text{BO}_3$  bileşikleri için deneysel olarak bulunan eşdeğer doz transmisyon değerleri

Borlu Bileşik	Doz Eşdeğeri Transmisyonu (Deneysel)
$\text{MgB}_2$	0,8015
$\text{NaBH}_4$	0,8199
$\text{KBH}_4$	0,8284
$\text{B}_2\text{O}_3$	0,8506
$\text{H}_3\text{BO}_3$	0,8276

#### 4.1.2. Borlu Bileşikler için FLUKA Kodu ile Yapılan Doz Transmisyonu İşlemleri

Transmisyon geometrisi, numune özellikleri, gönderilen nötronların karakteristikleri ve dedektör özellikleri FLUKA Monte Carlo simülasyon programındaki input dosyasına yazılarak deneysel olarak doz transmisyonları ölçülen numuneler için teorik parçacık transmisyonu sonuçları elde edilmiştir. Borlu bileşikler üzerine 1.000.000 nötron

gönderilmiş ve her numune için 10 kez simülasyon yapılmıştır. Elde edilen sonuçların ortalaması alınarak transmisyon ifadesinde kullanılmıştır. FLUKA Monte Carlo simülasyonlarının borlu bileşikler için verdiği transmisyon değerleri Çizelge 4.2' de gösterilmiştir.

**Çizelge 4.2.**  $MgB_2$ ,  $NaBH_4$ ,  $KBH_4$ ,  $B_2O_3$  ve  $H_3BO_3$  bileşikleri için FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak bulunan eşdeğer doz transmisyonu değerleri

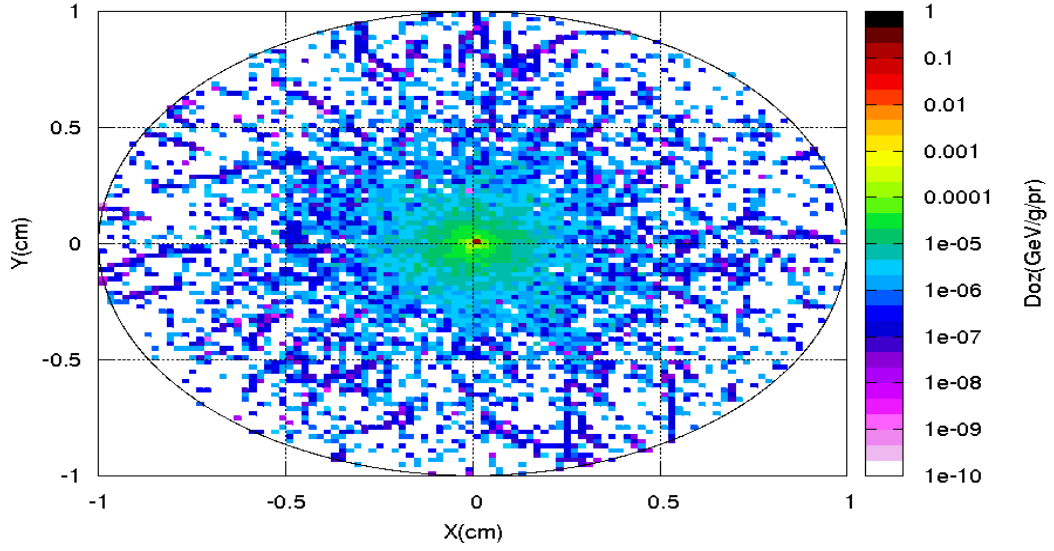
Borlu Bileşik	Doz Eşdeğeri Transmisyonu (FLUKA)
$MgB_2$	0,81387
$NaBH_4$	0,80837
$KBH_4$	0,83978
$B_2O_3$	0,86775
$H_3BO_3$	0,83248

#### 4.1.3. Borlu Bileşikler için FLUKA Kodu Kullanılarak Yapılan Doz Simülasyonları

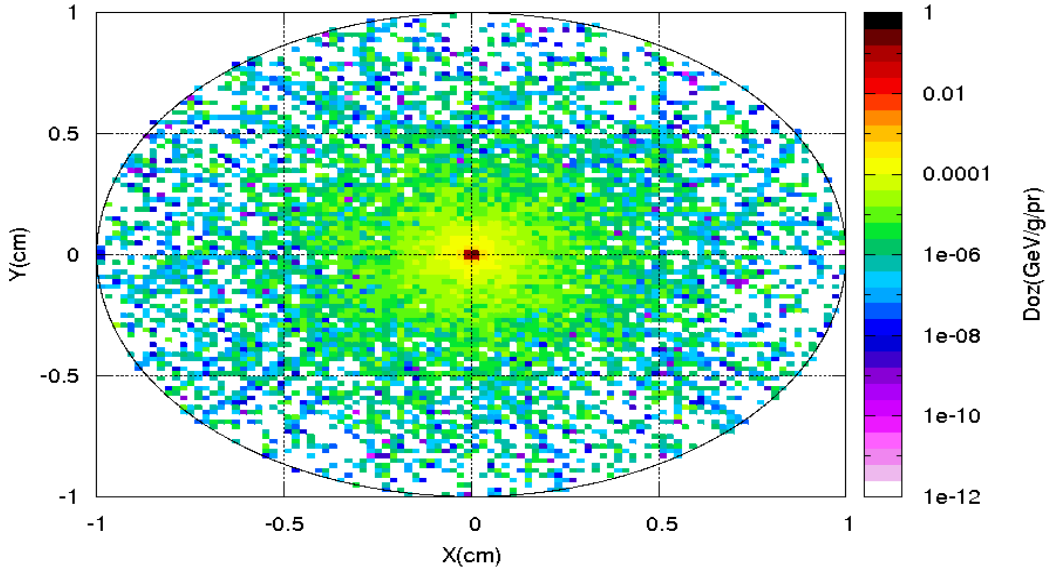
Deneylerde kullanılan  $MgB_2$ ,  $NaBH_4$ ,  $KBH_4$ ,  $B_2O_3$  ve  $H_3BO_3$  borlu bileşiklerinin geometrik yapılarına bağlı emdikleri dozlar, nötron soğuruculuğu hakkında yorum yapılabilmesi için önemlidir. Bu yüzden bu bileşiklerin birim kütleleri başına emdikleri enerjinin bir ifadesi olan doz dağılımları FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak grafik edilmiştir. Şekil 4.1, Şekil 4.2, Şekil 4.3, Şekil 4.4 ve Şekil 4.5'te gösterilen grafiklerde nötronlar z ekseninden gönderildiği için numunelerin X-Y düzleminde emdikleri dozlar birincil nötronlar başına GeV/g biriminde farklı renklerle ifade edilmektedir. Doz değerleri ayrıca Çizelge 4.3' te gösterilmiştir.

**Çizelge 4.3.** MgB<sub>2</sub>, NaBH<sub>4</sub>, KBH<sub>4</sub>, B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ve H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> bileşikleri için doz değerleri

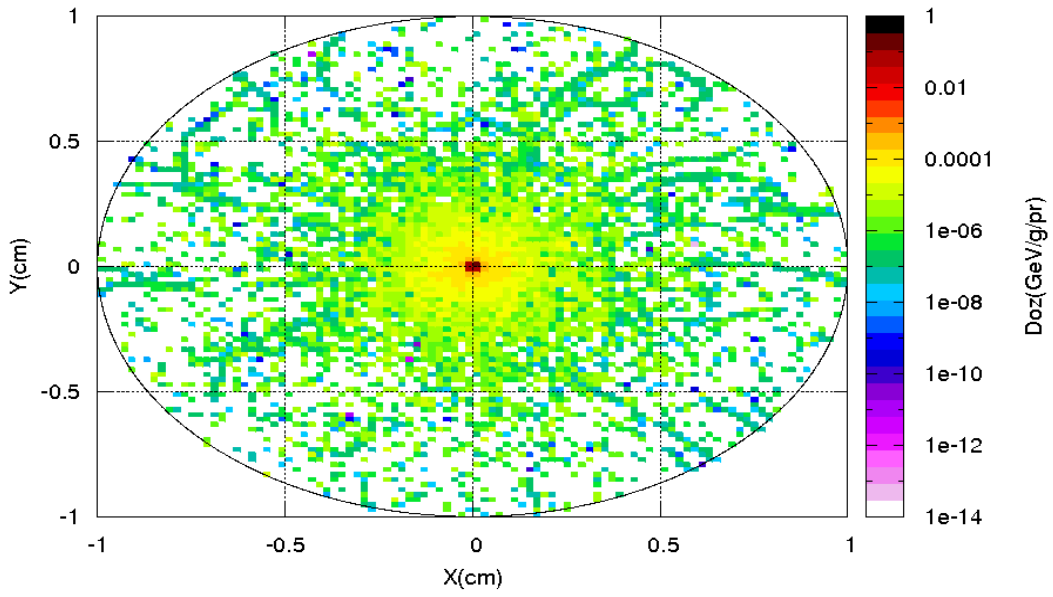
Borlu Bileşik	Doz (FLUKA-GeV/g/pr)
MgB <sub>2</sub>	1,1083E-5
NaBH <sub>4</sub>	6,9894E-5
KBH <sub>4</sub>	5,5729E-5
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1,0979E-5
H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>	3,7702E-5



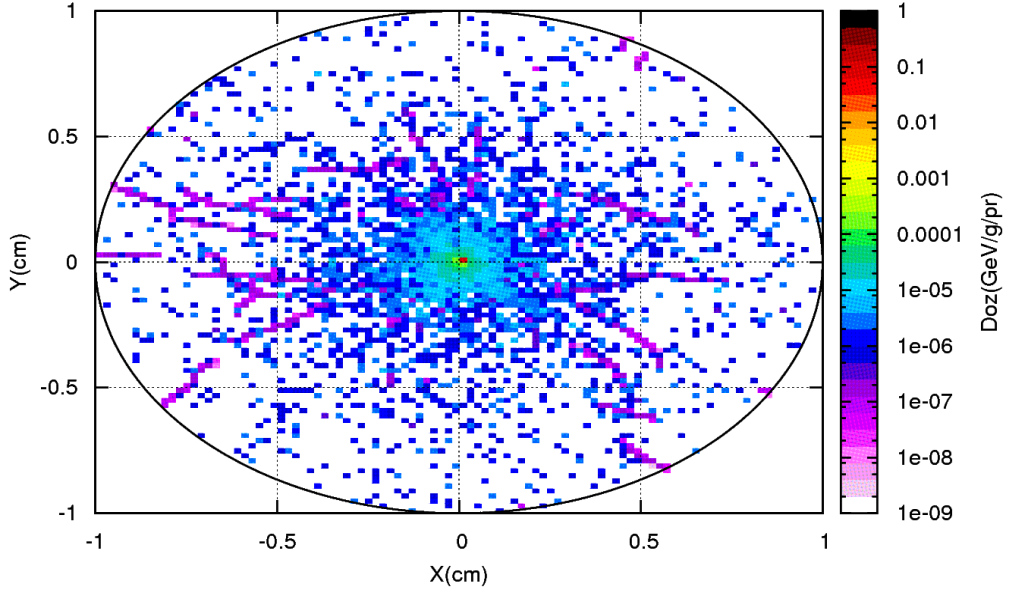
**Şekil 4.1.** MgB<sub>2</sub> için elde edilen doz dağılımı



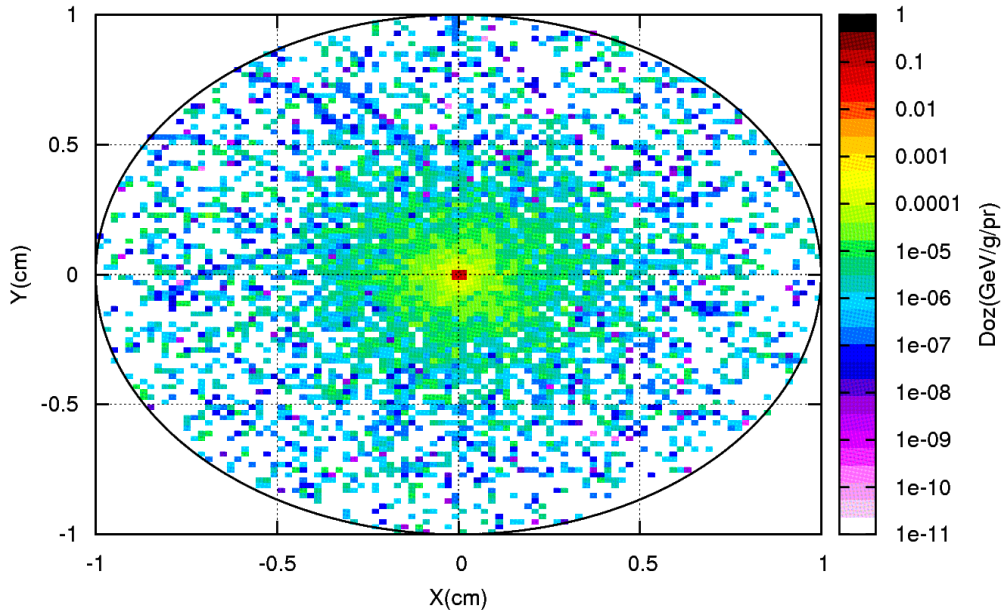
Şekil 4.2.  $\text{NaBH}_4$  için elde edilen doz dağılımı



Şekil 4.3.  $\text{KBH}_4$  için elde edilen doz dağılımı



Şekil 4.4.  $B_2O_3$  için elde edilen doz dağılımı



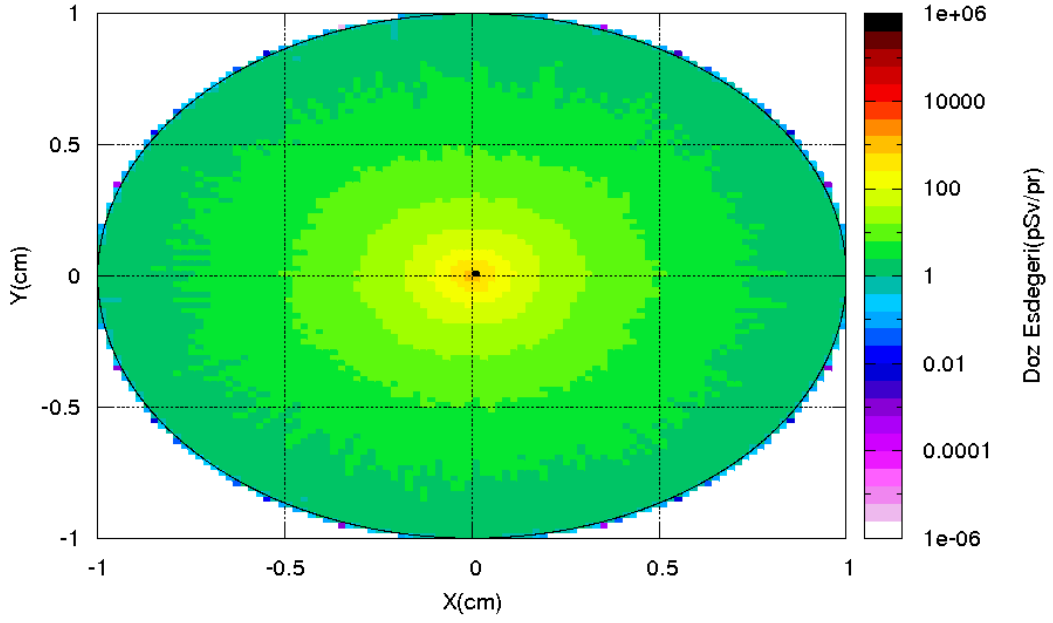
Şekil 4.5.  $H_3BO_3$  için elde edilen doz dağılımı

#### 4.1.4. Borlu Bileşikler için FLUKA Kodu Kullanılarak Yapılan Doz Eşdeğeri Simülasyonları

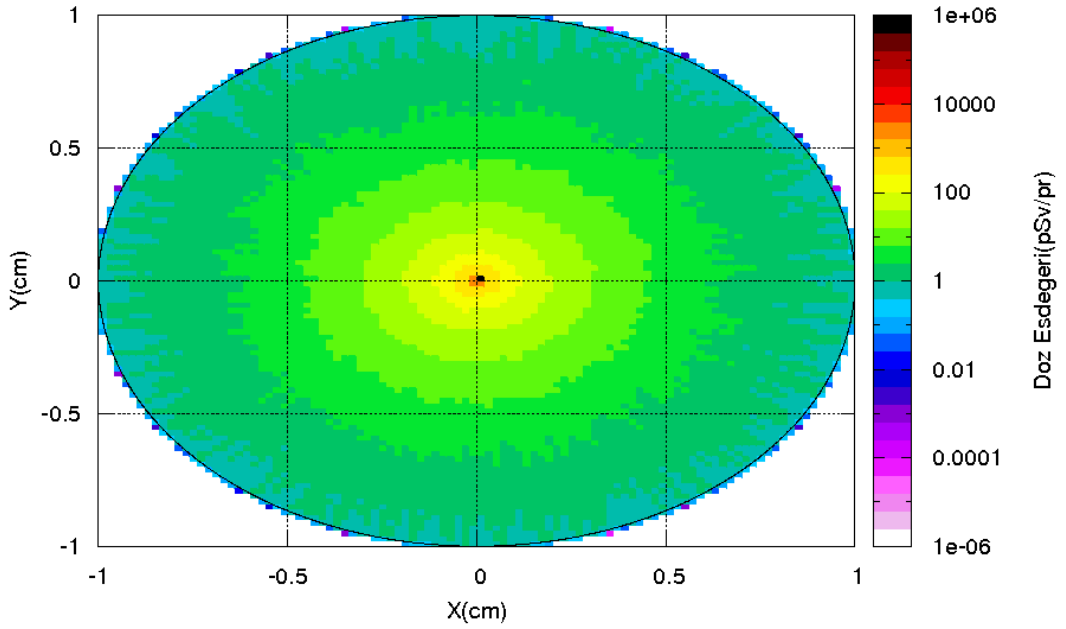
Eşdeğer doz, radyasyonun tipine ve enerjisine göre biyolojik olarak verdiği hasarın bir ölçüsüdür. Nötronların soğrulması adına bilinmesi gereken bir kavram olduğundan  $MgB_2$ ,  $NaBH_4$ ,  $KBH_4$ ,  $B_2O_3$  ve  $H_3BO_3$  borlu bileşikleri için FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak numunelerin geometrik yapılarına bağlı doz eşdeğeri dağılımları çizdirilmiştir (Şekil 4.6, Şekil 4.7, Şekil 4.8, Şekil 4.9 ve Şekil 4.10). 4,5 MeV etkin enerjili nötronlar z ekseninden gönderildiği için numunelerin X-Y düzleminde emdikleri dozlar birincil nötronlar başına pSv biriminde farklı renklerle ifade edilmektedir. Ayrıca efektif doz değerleri Çizelge 4.4' te verilmiştir.

**Çizelge 4.4.**  $MgB_2$ ,  $NaBH_4$ ,  $KBH_4$ ,  $B_2O_3$  ve  $H_3BO_3$  bileşikleri için FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak bulunan eşdeğer doz oranı değerleri

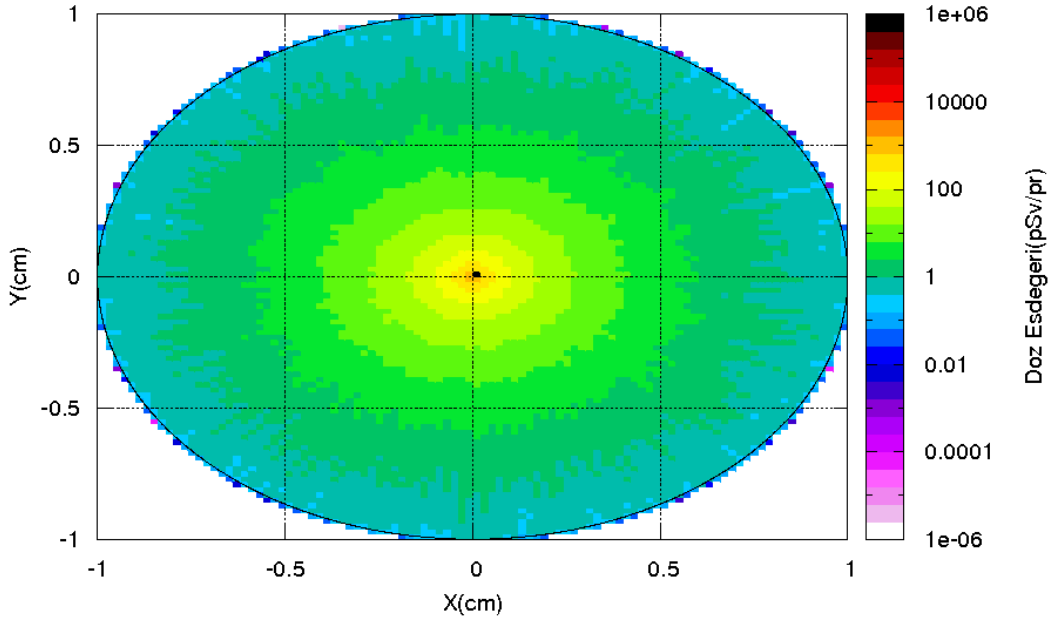
Borlu Bileşik	Eşdeğer Doz Oranı (pSv/pr) (FLUKA)
$MgB_2$	104,78
$NaBH_4$	104,20
$KBH_4$	103,38
$B_2O_3$	104,06
$H_3BO_3$	104,33



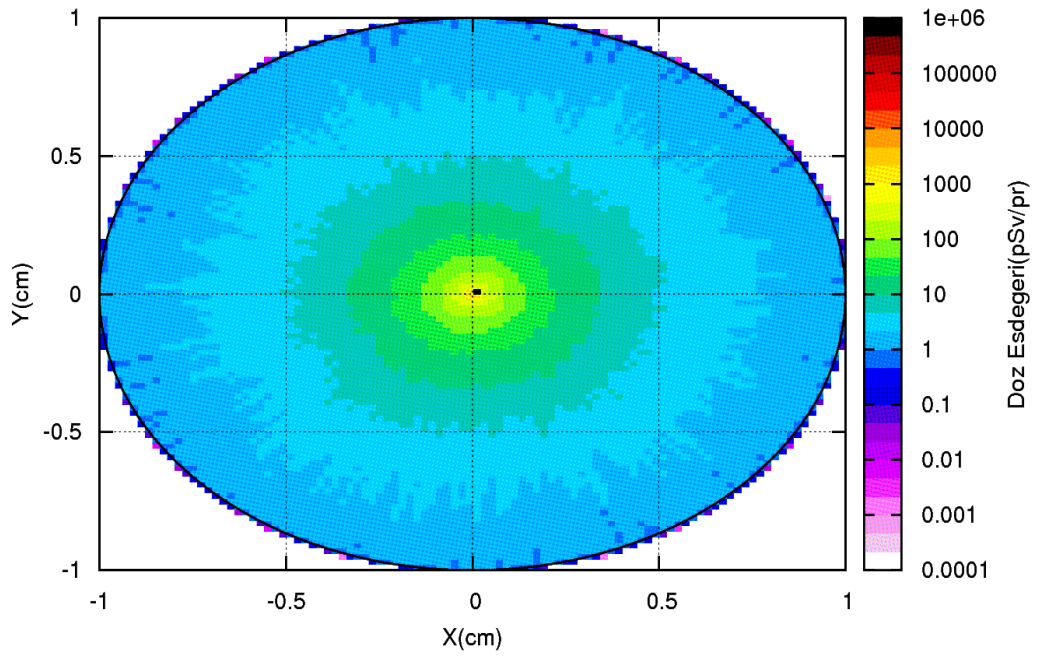
Şekil 4.6. MgB2 için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı



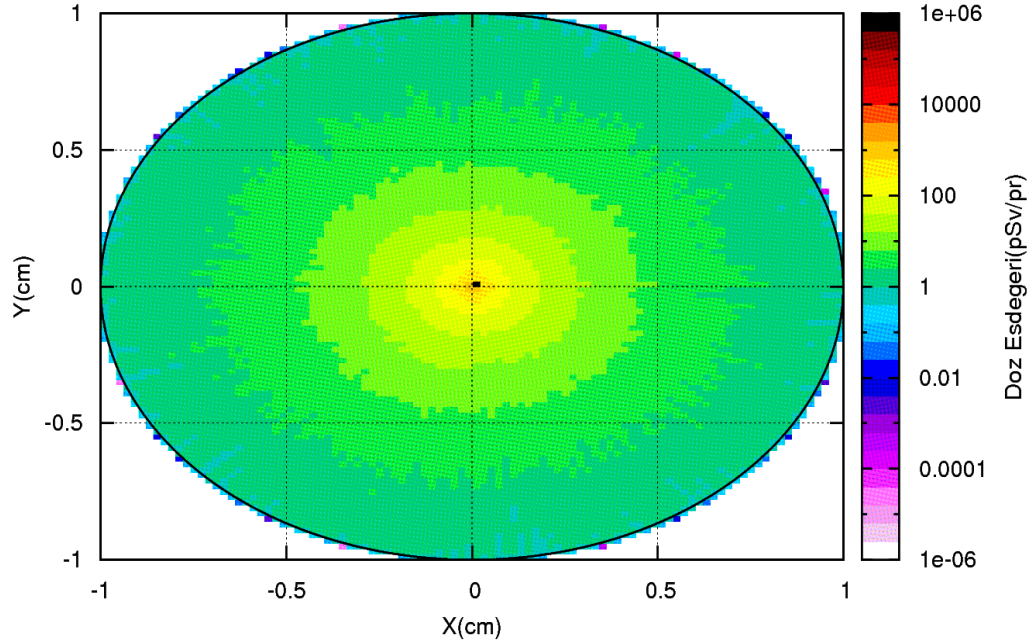
Şekil 4.7. NaBH4 için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı



Şekil 4.8.  $\text{KBH}_4$  için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı



Şekil 4.9.  $\text{B}_2\text{O}_3$  için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı



**Şekil 4.10.**  $H_3BO_3$  için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı

#### 4.1.5. Borlu Bileşikler için FLUKA Kodu Kullanılarak Yapılan Enerji Yoğunluğu Simülasyonları

$MgB_2$ ,  $NaBH_4$ ,  $KBH_4$ ,  $B_2O_3$  ve  $H_3BO_3$  bileşiklerine gönderilen nötronlar tek enerjilidirler ve 4,5 MeV etkin enerjiye sahiptirler. Numuneyi geçen nötronlarda belirli bir enerji azalması söz konusudur. Yani numuneyi geçen nötronların enerjileri başlangıçtaki 4,5 MeV değerinden az olacaktır. Bu yüzden nötronların malzemeler tarafından soğrulması aslında enerji azalımını da ifade eden bir terim olduğu düşünüldüğünde bu azalımın belirlenmesi önem taşımaktadır. FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan parçacık başına enerji yoğunlukları Çizelge 4.5’ te gösterilmiştir.

**Çizelge 4.5.** FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan parçacık başına enerji yoğunluğu değerleri

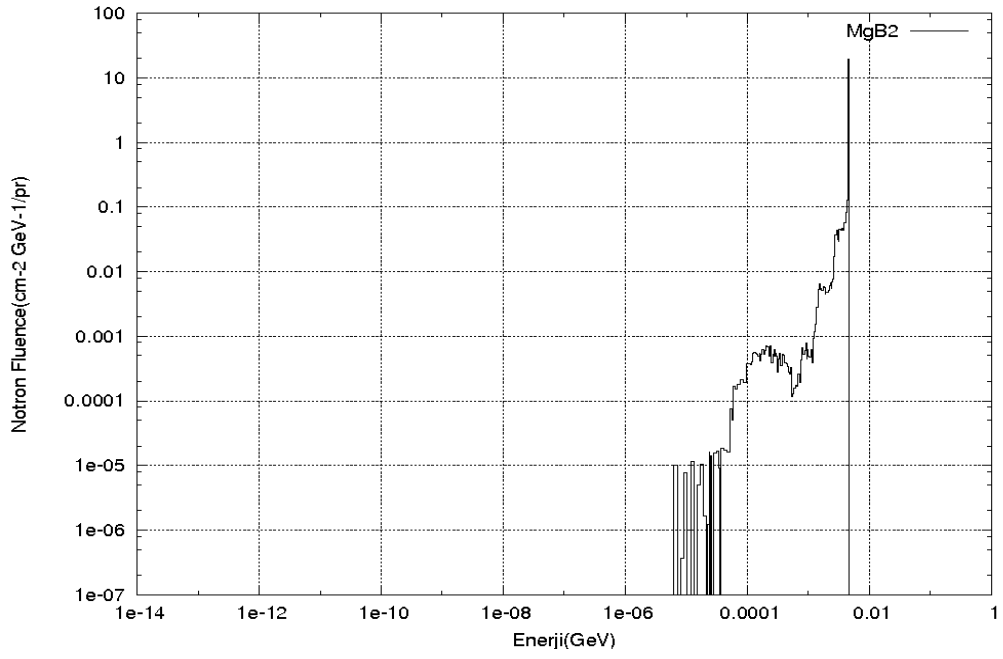
Borlu Bileşik	Parçacık Başına Enerji Yoğunluğu (MeV/cm <sup>3</sup> )
MgB <sub>2</sub>	0,05696
NaBH <sub>4</sub>	0,15013
KBH <sub>4</sub>	0,13152
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,03979
H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>	0,10821

#### 4.1.6. Borlu Bileşikler için FLUKA Kodu Kullanılarak Yapılan Nötron Akışı ve Etkileşme Sayısı Simülasyonları

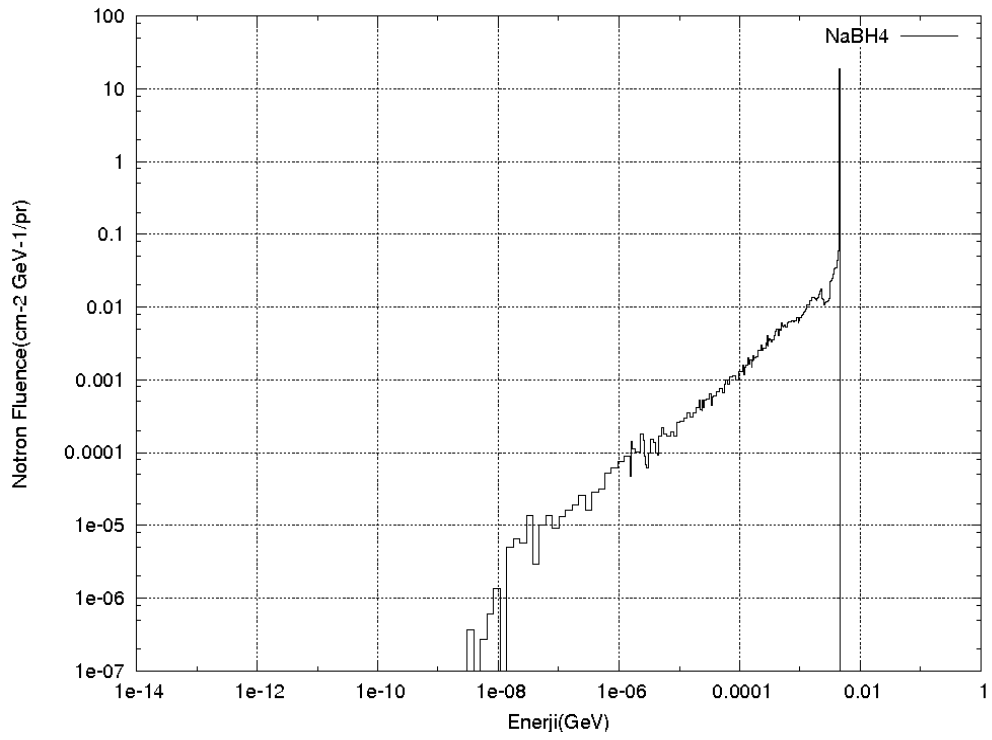
Kaynaktan çıkan 4,5 MeV etkin enerjili nötronların borlu bileşikler içerisinde geçerken gösterdikleri davranışlar numunelerin nötron azaltıcılıkları bakımından bilinmesi gereken bir durumdur. FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu, nötronların madde içerisinde geçtiklerinde ortaya çıkan diferansiyel akışı Enerji-Akış grafiği olarak sunmaktadır. Çizelge 4.6 nötronların yaptıkları toplam etkileşim sayısını ve yüzdesini, Şekil 4.11, Şekil 4.12, Şekil 4.13, Şekil 4.14 ve Şekil 4.15 ise sırasıyla MgB<sub>2</sub>, NaBH<sub>4</sub>, KBH<sub>4</sub>, B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ve H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> bileşiklerine ait enerjiye karşı nötron akışlarını göstermektedir. Bu konunun daha anlaşılır olması için ayrıca her bir bileşik için nötron akışları renk diyagramı şeklinde de Şekil 16, 17, 18, 19 ve 20’de gösterilmiştir.

**Çizelge 4.6.** FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan nötron etkileşim sayıları

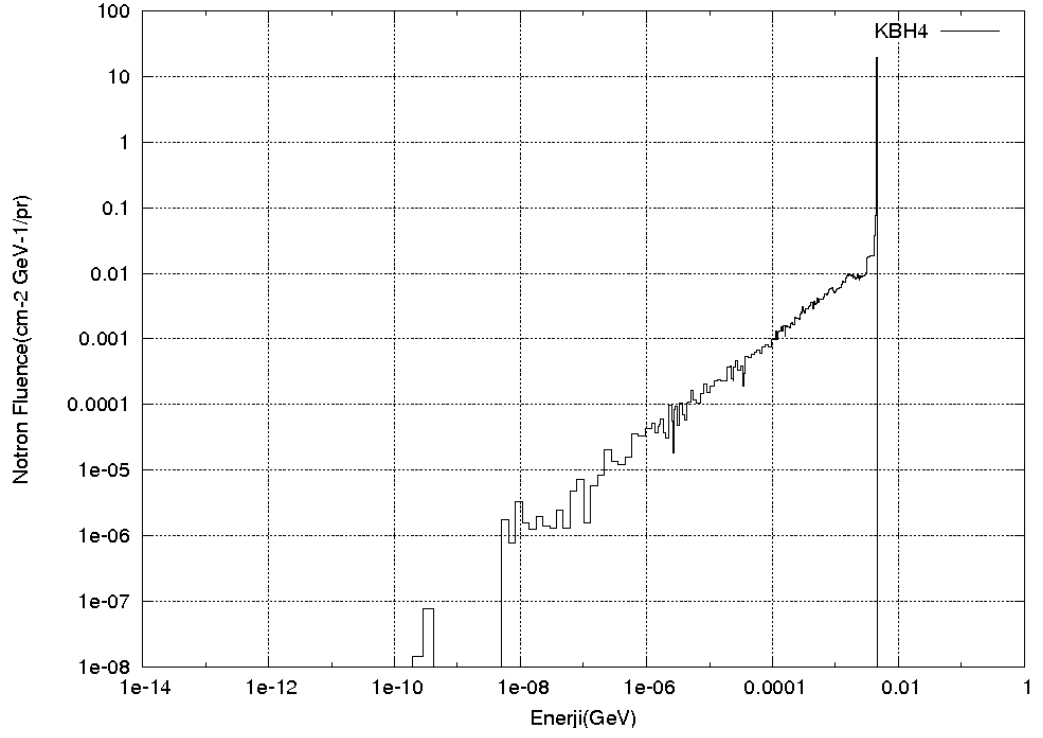
Bileşik	Nötron Etkileşim Sayısı	Etkileşim Yüzdesi	Etkileşim Yüzdesi (İki Kat Numune Kalınlığı İçin)	Etkileşim Yüzdesi (Üç Kat Numune Kalınlığı İçin)
MgB <sub>2</sub>	89.051	8,9051	17,8112	26,71530
NaBH <sub>4</sub>	99.560	9,9560	19,9120	29,86800
KBH <sub>4</sub>	84.856	8,4856	16,9712	25,45680
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	63.406	6,3406	12,6812	19,02189
H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>	86.000	8,6000	17,2000	25,80000



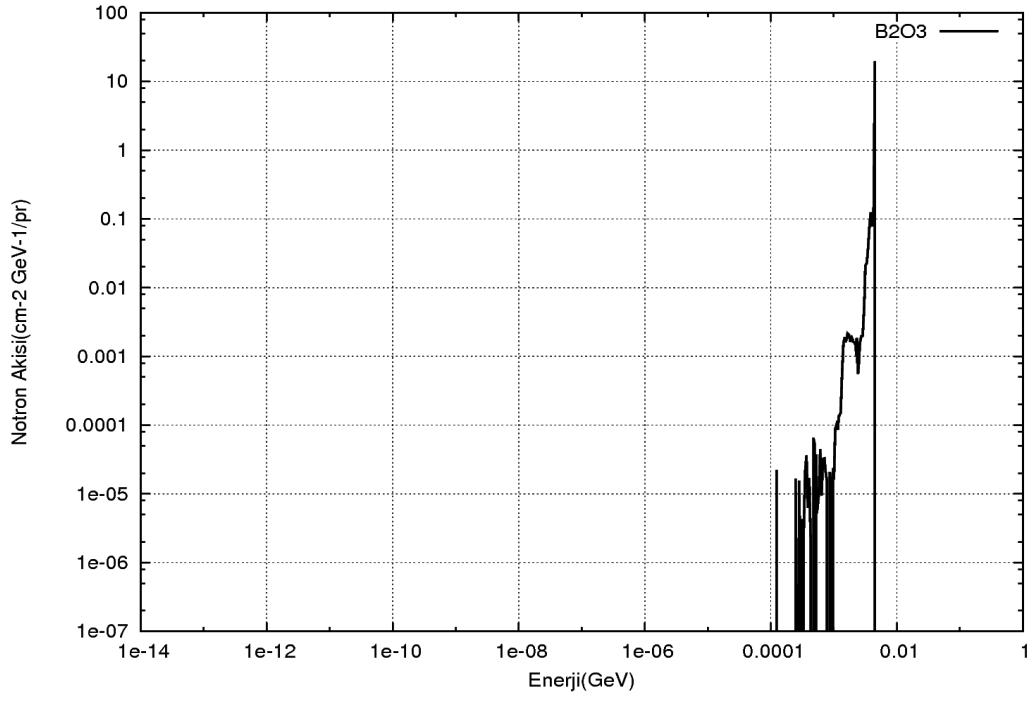
Şekil 4.11. MgB<sub>2</sub> için elde edilen Nötron Akışı-Enerji grafiği



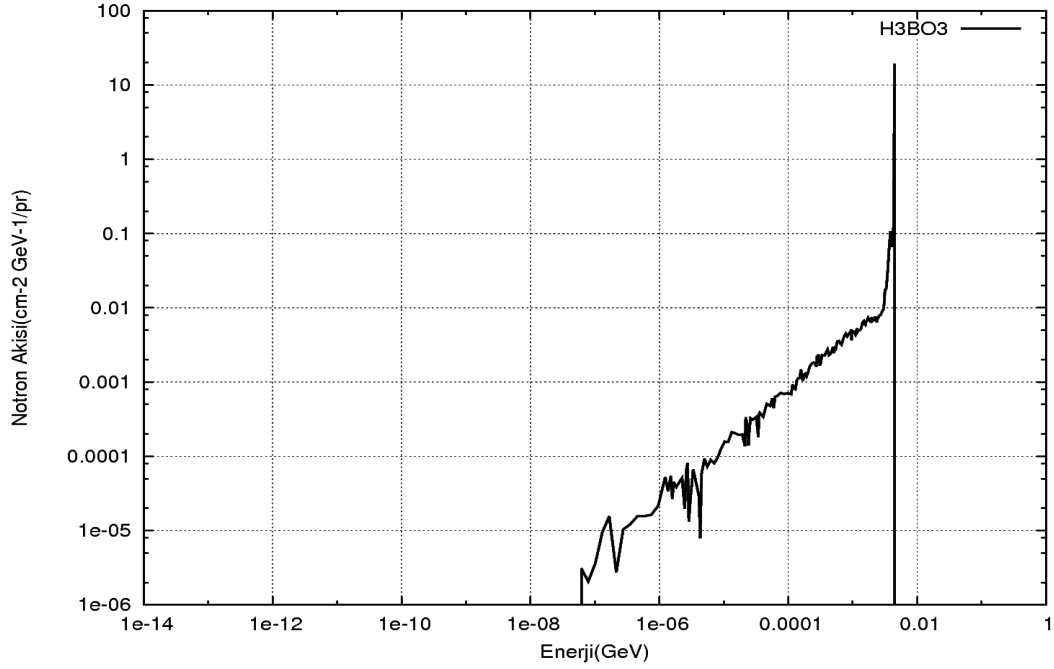
Şekil 4.12. NaBH<sub>4</sub> için elde edilen Nötron Akışı-Enerji grafiği



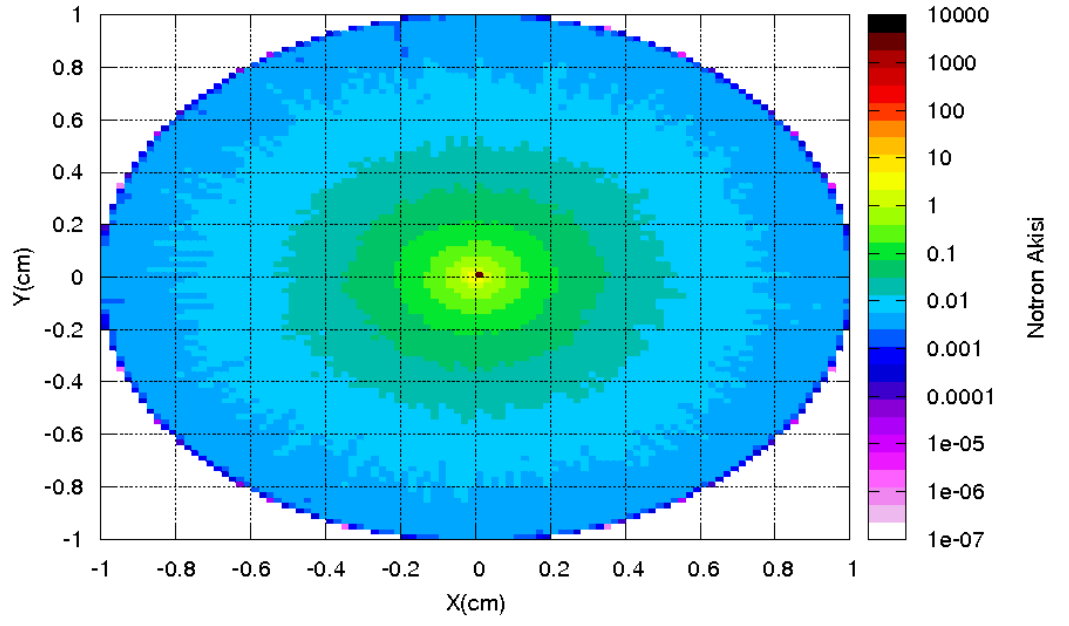
Şekil 4.13.  $\text{KBH}_4$  için elde edilen Nötron Akışı-Enerji grafiği



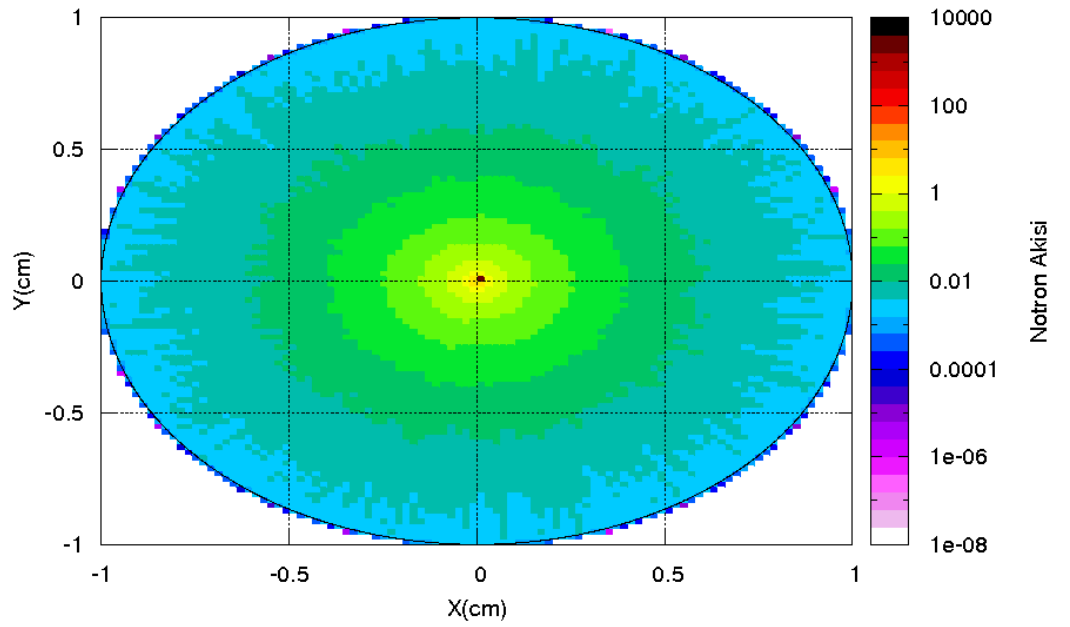
Şekil 4.14.  $B_2O_3$  için elde edilen Nötron Akışı-Enerji grafiği



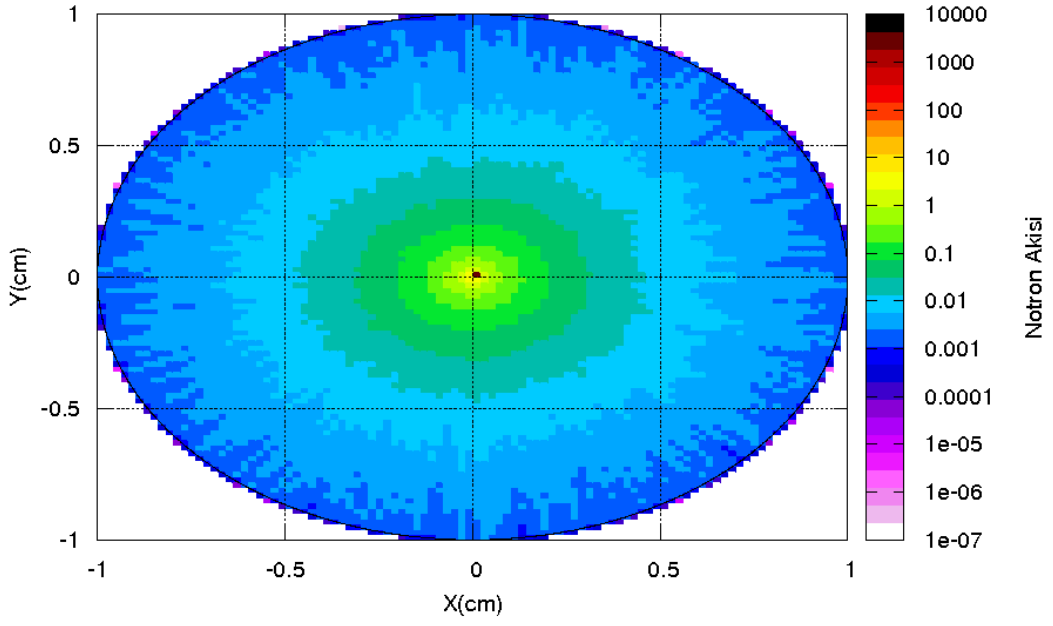
Şekil 4.15.  $H_3BO_3$  için elde edilen Nötron Akışı-Enerji grafiği



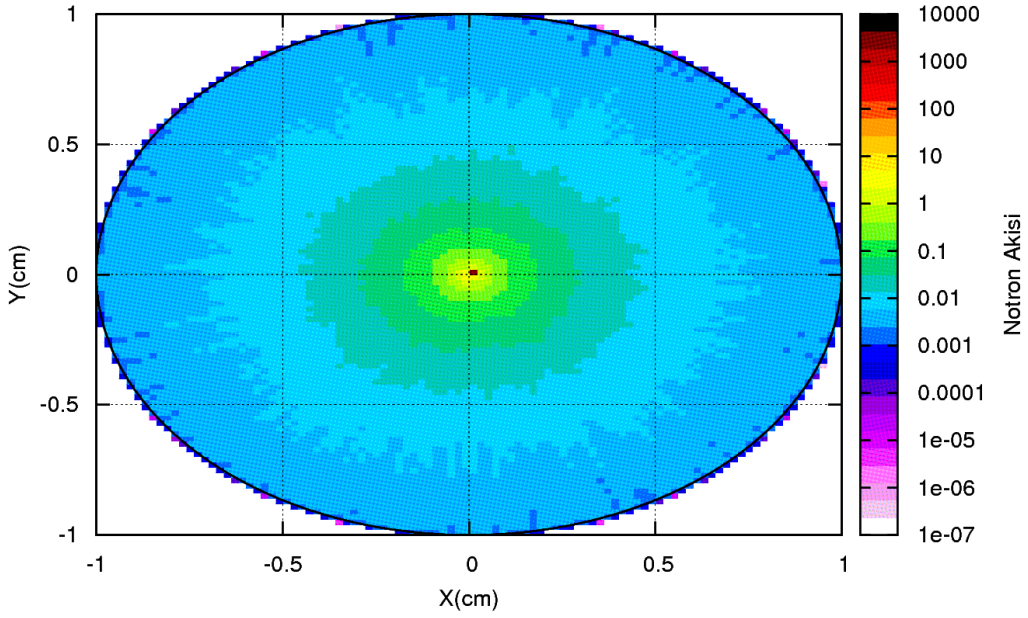
Şekil 4.16. MgB<sub>2</sub> için elde edilen Nötron Akışı Renk Diyagramı



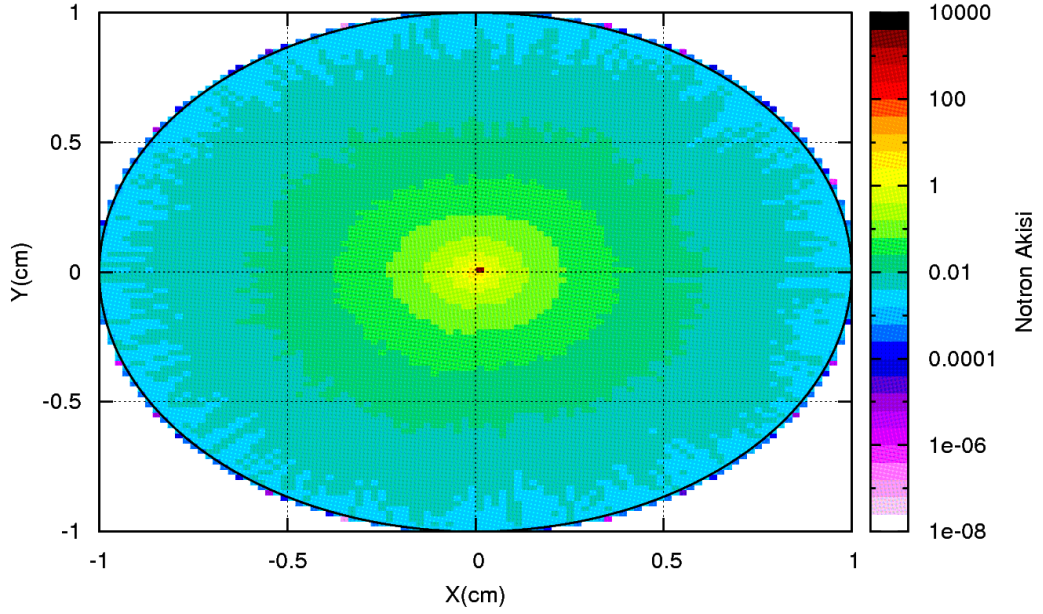
Şekil 4.17. NaBH<sub>4</sub> için elde edilen Nötron Akışı Renk Diyagramı



Şekil 4.18.  $\text{KBH}_4$  için elde edilen Nötron Akışı Renk Diyagramı



Şekil 4.19.  $\text{B}_2\text{O}_3$  için elde edilen Nötron Akışı Renk Diyagramı



Şekil 4.20. H3BO3 için elde edilen Nötron Akışı Renk Diyagramı

#### 4.1.7. Borlu Bileşiklere Ait Nötron Makroskopik Tesir Kesiti ve Yarı Kalınlık Hesaplamaları

Nötronların çeşitli hedefler kullanılarak azaltılması konusunda dikkate değer bir parametre de soğurma tesir kesiti veya makroskopik tesir kesiti olarak bilinen  $\Sigma_{toplam}$  terimidir. Bu terimin hesaplanabilmesi için aşağıdaki eşitlik kullanılır;

$$I_x = I_0 e^{-\Sigma_{toplam} x} \quad (4.1)$$

burada  $I_x / I_0$  transmisyonu,  $x$  ise numune kalınlığını ifade etmektedir. Nötron parçacıklarının şiddetini yarıya indirmek için gerekli zırh kalınlığı YTK (yarı tabaka kalınlığı) olarak bilinir ve  $t_{1/2}$  ile gösterilir. Üç borlu bileşik için elde edilen nötron soğurma tesir kesitleri ve yarı kalınlık değerleri Çizelge 4.7’de gösterilmiştir.

**Çizelge 4.7.** Borlu bileşikler için belirlenen nötron makroskopik tesir kesitleri ve yarı kalınlık değerleri

Deneysel			FLUKA	
Borlu Bileşik	$\Sigma_{toplam} (cm^{-1})$	$t_{1/2} (cm)$	$\Sigma_{toplam} (cm^{-1})$	$t_{1/2} (cm)$
MgB <sub>2</sub>	0,44254	1,566	0,41191	1,682
NaBH <sub>4</sub>	0,39715	1,745	0,42547	1,629
KBH <sub>4</sub>	0,37652	1,841	0,34923	1,984
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,09810	7,064	0,08597	8,061
H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>	0,24898	2,783	0,24124	2,873

#### 4.1.8. İkincil Parçacıklar

Tek enerjili <sup>241</sup>Am/Be kaynağından numuneler üzerine gönderilen birincil nötronlar, numune içerisindeki atomlarla etkileşerek ikincil nötron parçacıklarını oluştururlar. Bu olayda ayrıca ikincil fotonlar da ortaya çıkmaktadır. Borlu bileşiklerin atomları ile birincil nötronların etkileşmesi sonucu açığa çıkan ikincil nötron ve foton sayıları Çizelge 4.8’de gösterilmiştir.

**Çizelge 4.8.** Borlu bileşikler için ikincil parçacık sayıları

Borlu Bileşik	İkincil Nötronlar	İkincil Protonlar	İkincil Fotonlar	Toplam İkinciller
MgB <sub>2</sub>	86.056	-	23.257	109.313
NaBH <sub>4</sub>	98.783	59.137	12.514	170.434
KBH <sub>4</sub>	81.000	45.049	11.029	137.080
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	60.377	-	2.761	63.138
H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>	83.862	35.510	1.303	120.675

#### 4.1.9. Üretilen İzotop Çekirdekler

Bilindiği gibi nükleer reaksiyonlar sonucunda çeşitli izotop çekirdekler ortaya çıkar. Yapılan FLUKA Monte Carlo simülasyonları sonucunda elde edilen borlu bileşikler ile nötronlar arasındaki etkileşimler sonucu üretilen izotop çekirdeklerin kütle numaralarına göre izotop verimleri Çizelge 4.9-4.13'te, birincil nötronlar başına üretilen toplam izotop çekirdekler ise Çizelge 4.14'te verilmiştir.

**Çizelge 4.9.** MgB<sub>2</sub> için üretilen izotop çekirdekler

Kütle Numarası (A)	İzotop Verimi
27	4,6851673E-07
26	1,5455724E-03
25	1,4689976E-03
24	1,1416511E-02
22	1,0575604E-04
21	2,2264272E-05
11	3,8923961E-03
10	1,0763801E-03
7	1,5227386E-03
4	4,0768171E-03
3	1,2223931E-03
1	1,7170420E-04

**Çizelge 4.10.** NaBH<sub>4</sub> için üretilen izotop çekirdekler

Kütle Numarası (A)	İzotop Verimi
24	3,5217713E-06
23	7,1915641E-03
11	9,6306903E-04
10	2,7174733E-04
7	4,3897275E-04
4	1,0384646E-03
3	3,1163046E-04
2	8,0632232E-03
1	6,6616014E-02

**Çizelge 4.11.** KBH<sub>4</sub> için üretilen izotop çekirdekler

Kütle Numarası (A)	İzotop Verimi
42	5,9716206E-07
41	4,4801374E-04
40	8,4217940E-06
39	3,4325257E-03
38	4,6053444E-07
37	2,3026722E-07
36	1,2641228E-03
11	7,5593655E-04
10	2,1481201E-04
7	3,2981229E-04
4	2,0334045E-03
3	2,3985458E-04
2	5,2089063E-03
1	5,1918484E-02

**Çizelge 4.12.** B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> için üretilen izotop çekirdekler

Kütle Numarası (A)	İzotop Verimi
17	1,3480974E-12
13	1,6972361E-03
11	1,8234334E-03
10	5,1179377E-04
7	6,8879675E-04
4	3,5284278E-03
3	5,6509115E-04
1	7,6896336E-05

**Çizelge 4.13.** H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> için üretilen izotop çekirdekler

Kütle Numarası (A)	İzotop Verimi
17	2,7208276E-11
13	1,4965965E-03
11	7,8353460E-04
10	2,2251426E-04
7	3,2388110E-04
4	2,3259777E-03
3	2,5540631E-04
2	3,5517167E-03
1	3,8779646E-02

**Çizelge 4.14.** Borlu bileşikler için birincil nötronlar başına üretilen toplam izotop çekirdekler

Borlu Bileşik	Toplam İzotop Çekirdek (n/pr)
MgB <sub>2</sub>	0,0265219994
NaBH <sub>4</sub>	0,0848982036
KBH <sub>4</sub>	0,0658555850
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,0088916756
H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>	0,0477392748

#### 4.1.10. Borlu Bileşiklerin Bor Yüzdeleri

Borlu bileşiklerin nötron soğuruculukları hakkında bir fikre sahip olabilmek için elde edilen deneysel ve teorik sonuçların, bileşiklerin ihtiva ettikleri bor miktarlarına, hidrojen yüzdelerine ve B+H miktarına göre kıyaslanması açısından MgB<sub>2</sub>, NaBH<sub>4</sub>, KBH<sub>4</sub>, B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ve H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> bileşiklerinin içeriksel yüzdeleri hesaplanmıştır (Çizelge 4.15).

**Çizelge 4.15.** MgB<sub>2</sub>, NaBH<sub>4</sub>, KBH<sub>4</sub>, B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ve H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> bileşikleri yüzde içerikleri

Borlu Bileşik	Bor Miktarı (%)	Hidrojen Miktarı (%)	B+H Miktarı (%)
MgB <sub>2</sub>	47,0825	0	47,0825
NaBH <sub>4</sub>	28,5770	10,6569	39,2339
KBH <sub>4</sub>	20,0422	7,4744	27,5166
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	31,0570	0	31,0570
H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>	17,4840	4,8900	22,3740

## 4.2. Borlu Cevherler için Yapılan İşlemler

### 4.2.1. Borlu Cevherler için Yapılan Deneysel Doz Transmisyon Ölçümleri

Materyal ve yöntem kısmında belirtilen transmisyon geometrisine uygun olarak önce kaynak ile dedektör arasına hiçbir numune konulmadan boş doz eşdeğeri ölçümleri

yapılmıştır. Daha sonra kaynak ile dedektör arasına çeşitli oranlarda bor içeren üç farklı cevher konularak dedektörün emdiği eşdeğer dozun azalması sağlanmıştır. Numuneli ölçümden elde edilen  $\mu Sv/saat$  birimindeki doz eşdeğeri değeri, boş ölçüden elde edilen değere bölünerek numuneler için doz transmisyonu değerleri elde edilmiştir. Her numune için 100 saniyelik ölçümler alınmış ve elde edilen sonuçların ortalaması transmisyon ifadesinde kullanılmıştır. Kolemanit, Üleksit ve Tinkal cevherleri için bulunan doz transmisyon değerleri Çizelge 4.16’da verilmiştir.

**Çizelge 4.16.** Kolemanit, Üleksit ve Tinkal cevherleri için deneysel olarak bulunan doz transmisyon değerleri

Borlu Cevher	Doz Transmisyonu (Deneysel)
Kolemanit	0,7286
Üleksit	0,7700
Tinkal	0,8079

#### 4.2.2. Borlu Cevherler için FLUKA Kodu ile Yapılan Doz Transmisyon Simülasyonları

Transmisyon geometrisi, numune özellikleri, gönderilen nötronların karakteristikleri ve dedektör özellikleri FLUKA Monte Carlo simülasyon programındaki input dosyasına yazılarak deneysel olarak doz transmisyonları ölçülen numuneler için teorik sonuçlar elde edilmiştir. Borlu cevherler üzerine 1000.000 nötron gönderilmiş ve her numune için 10 kez simülasyon yapılmıştır. Elde edilen sonuçların ortalaması alınarak doz transmisyonu ifadesinde kullanılmıştır. FLUKA Monte Carlo simülasyonlarının borlu cevherler için verdiği doz transmisyonu değerleri Çizelge 4.17’de gösterilmiştir.

**Çizelge 4.17.** Kolemanit, Üleksit ve Tinkal cevherleri için FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak bulunan transmisyon değerleri

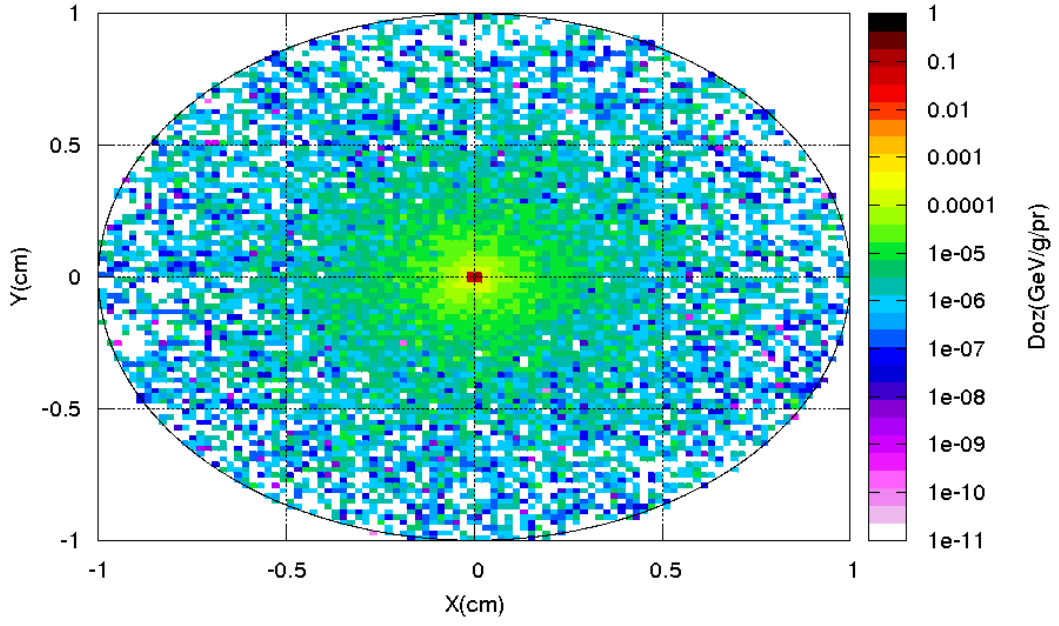
Borlu Cevher	Transmisyon (FLUKA)
Kolemanit	0,733542
Üleksit	0,755170
Tinkal	0,799483

#### 4.2.3. Borlu Cevherler için FLUKA Kodu Kullanılarak Yapılan Doz Simülasyonları

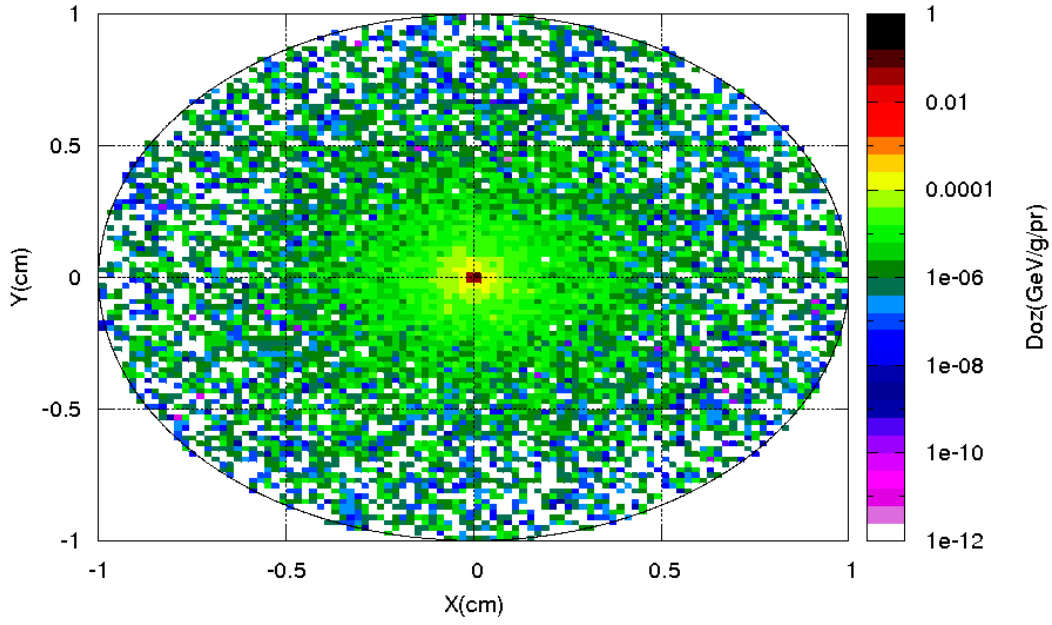
Deneyleerde kullanılan Kolemanit, Üleksit ve Tinkal borlu cevherlerinin geometrik yapılarına bağlı emdikleri dozlar, nötron soğuruculuğu hakkında yorum yapılabilmesi için önemlidir. Bu yüzden bu cevherlerin birim kütleleri başına emdikleri enerjinin bir ifadesi olan doz dağılımları FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak grafikize edilmiştir. Şekil 4.21, Şekil 4.22 ve Şekil 4.23'te gösterilen grafiklerde nötronlar z ekseninden gönderildiği için numunelerin X-Y düzleminde emdikleri dozlar birincil nötronlar başına GeV/g biriminde farklı renklerle ifade edilmektedir. Doz değerleri ayrıca Çizelge 4.18'de gösterilmiştir.

**Çizelge 4.18.** Kolemanit, üleksit ve tinkal cevherleri için doz değerleri

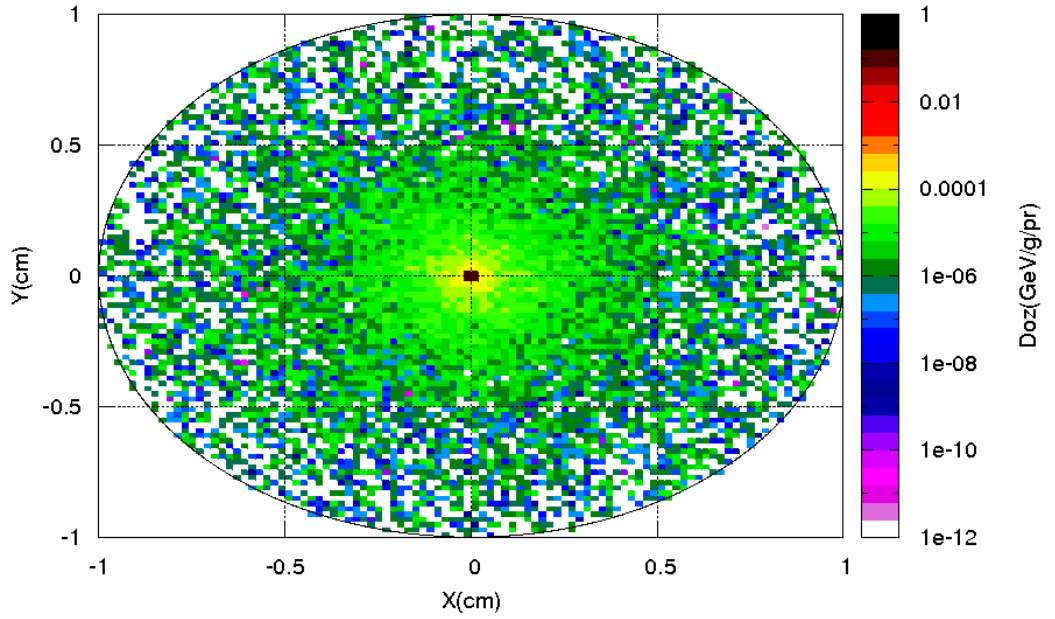
Borlu Cevher	Doz (FLUKA-GeV/g/pr)
Kolemanit	2,5887E-5
Üleksit	3,3654E-5
Tinkal	4,0171E-5



Şekil 4.21. Kolemanit için elde edilen doz dağılımı



Şekil 4.22. Üleksit için elde edilen doz dağılımı



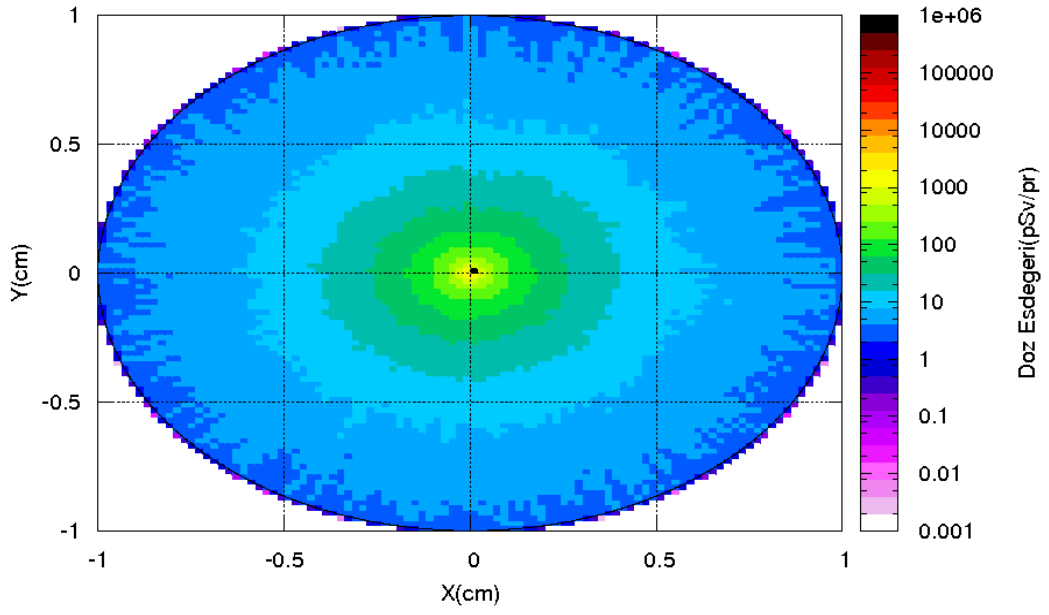
**Şekil 4.23.** Tinkal için elde edilen doz dağılımı

#### 4.2.4. Borlu Cevherler için FLUKA Kodu Kullanılarak Yapılan Doz Eşdeğeri Simülasyonları

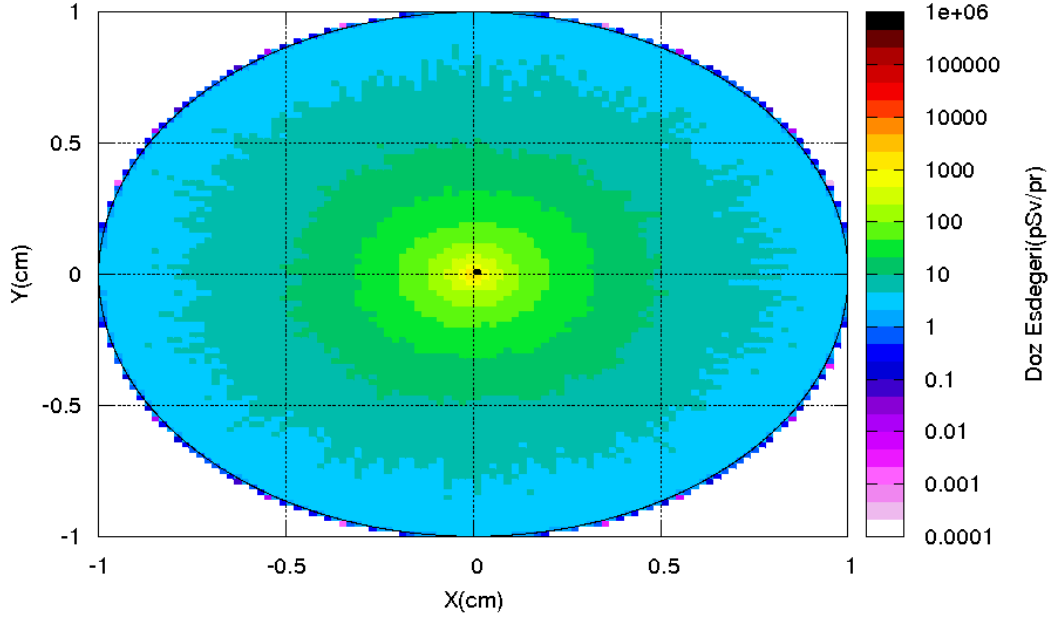
Eşdeğer doz, radyasyonun tipine ve enerjisine göre biyolojik olarak verdiği hasarın bir ölçüsüdür. Nötronların soğrulması adına bilinmesi gereken bir kavram olduğundan Kolemanit, Üleksit ve Tinkal borlu cevherleri için FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak numunelerin geometrik yapılarına bağlı doz eşdeğeri dağılımları çizdirilmiştir (Şekil 4.24, Şekil 4.25 ve Şekil 4.26). 4,5 MeV etkin enerjili nötronlar z ekseninden gönderildiği için numunelerin X-Y düzleminde emdikleri dozlar birincil nötronlar başına pSv biriminde farklı renklerle ifade edilmektedir Ayrıca efektif doz değerleri Çizelge 4.19’da verilmiştir.

**Çizelge 4.19.** Kolemanit, Üleksit ve Tinkal için FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak bulunan eşdeğer doz oranı değerleri

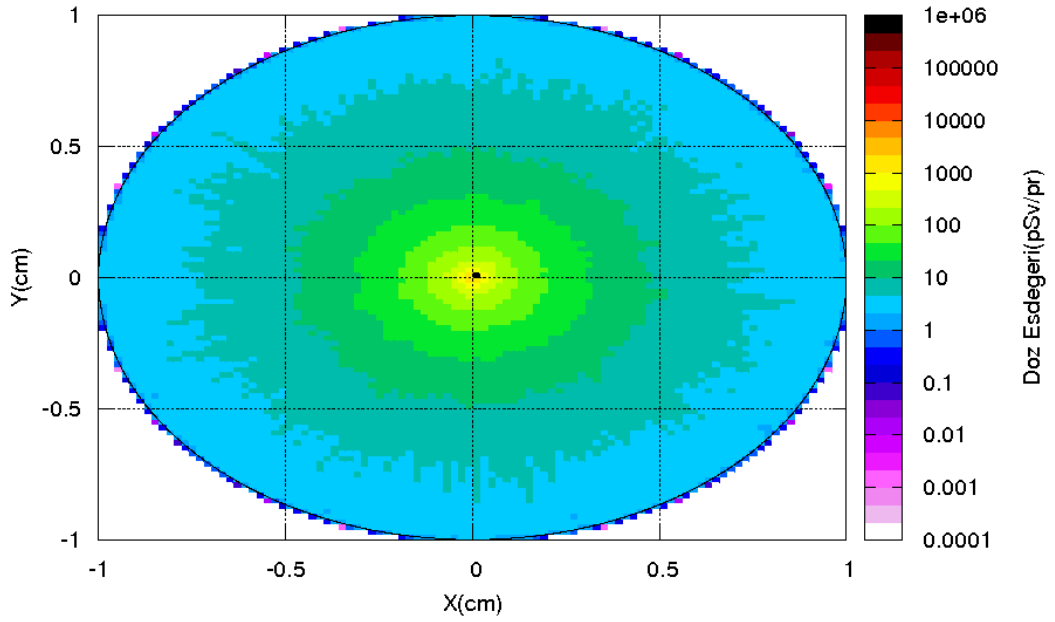
Borlu Bileşik	Doz Eşdeğeri Oranı (pSv/pr) (FLUKA)
Kolemanit	107,94
Üleksit	107,30
Tinkal	107,00



**Şekil 4.24.** Kolemanit için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı



Şekil 4.25. Üleksit için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı



Şekil 4.26. Tinkal için elde edilen doz eşdeğeri dağılımı

#### 4.2.5. Borlu Cevherler için FLUKA Kodu Kullanılarak Yapılan Enerji Yoğunluğu Simülasyonları

Kolemanit, Üleksit ve Tinkal cevherlerine gönderilen nötronlar tek enerjilidirler ve 4,5 MeV etkin enerjiye sahiptirler. Numuneyi geçen nötronlarda belirli bir enerji azalması söz konusudur. Yani nötronlar numuneden geçerken numuneler tarafından depolanan enerji hesaplanabilir. Bu yüzden nötronların malzemeler tarafından soğrulması aslında depolanan enerjiyi de ifade eden bir terim olduğu düşünüldüğünde bu azalımın belirlenmesi önem taşımaktadır. FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan parçacık başına enerji yoğunlukları Çizelge 4.20'de gösterilmiştir.

**Çizelge 4.20.** FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan parçacık başına enerji yoğunluğu değerleri

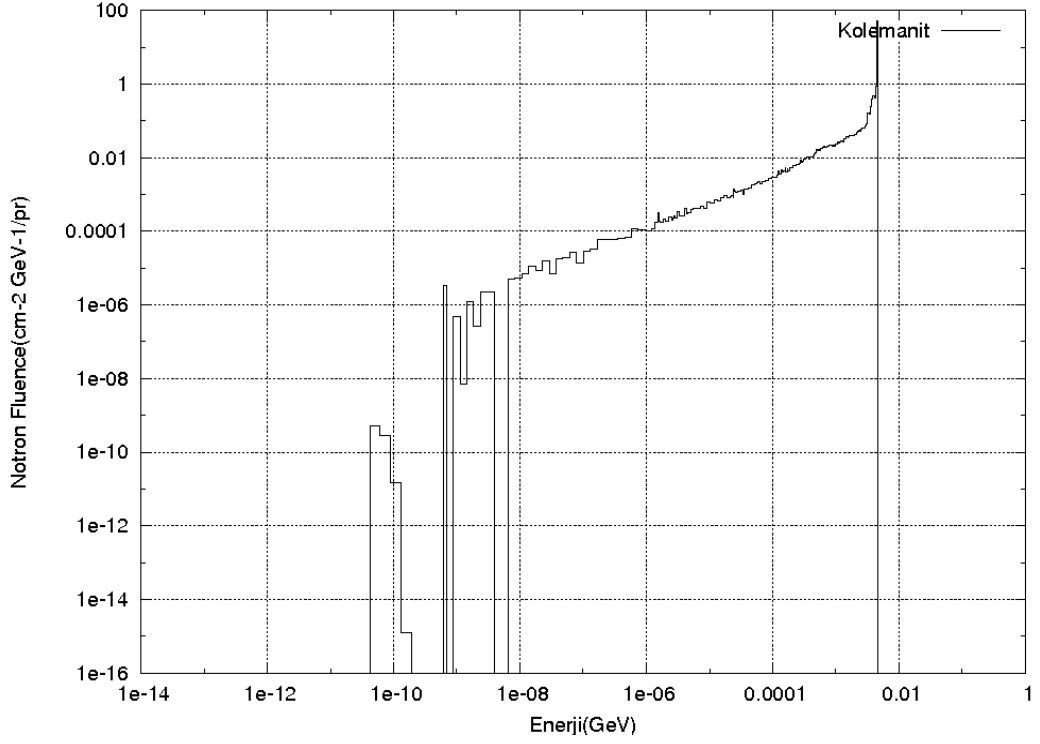
Borlu Cevher	Parçacık Başına Enerji Yoğunluğu (MeV/cm <sup>3</sup> )
Kolemanit	0,35194
Üleksit	0,37170
Tinkal	0,37464

#### 4.2.6. Borlu Cevherler için FLUKA Kodu Kullanılarak Yapılan Nötron Akışı ve Etkileşim Sayısı Simülasyonları

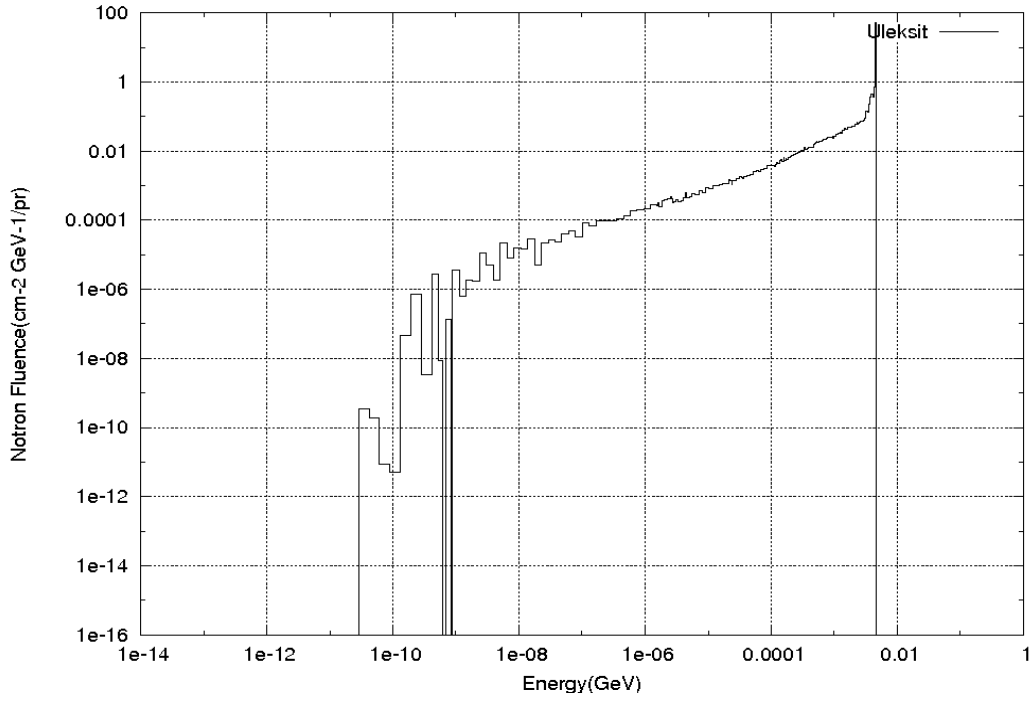
Kaynaktan çıkan 4,5 MeV etkin enerjili nötronların borlu cevherler içerisinde geçerken gösterdikleri davranışlar numunelerin nötron azaltıcılıkları bakımından bilinmesi gereken bir durumdur. FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu, nötronların madde içerisinde geçtiklerinde ortaya çıkan diferansiyel akışı Enerji-Akış grafiği olarak sunmaktadır. Çizelge 4.21 ortalama nötron akışı değerlerini, Şekil 4.27, Şekil 4.28 ve Şekil 4.29 ise sırasıyla Kolemanit, Üleksit ve Tinkal cevherlerine ait enerjiye karşı nötron akışlarını göstermektedir. Bu konunun daha anlaşılır olması için ayrıca her bir bileşik için nötron akışları renk diyagramı şeklinde de Şekil 30, 31, 32'de gösterilmiştir. Numune kalınlığı iki katına çıkarılıp etkileşme yüzdeleri bulunmuş ve Çizelge 4.21 de gösterilmiştir. Numune kalınlığı iki katına çıkarıldığında etkileşim sayısı da ikiye katlanmaktadır.

**Çizelge 4.21.** FLUKA Monte Carlo simülasyonu kullanılarak hesaplanan etkileşme sayısı değerleri

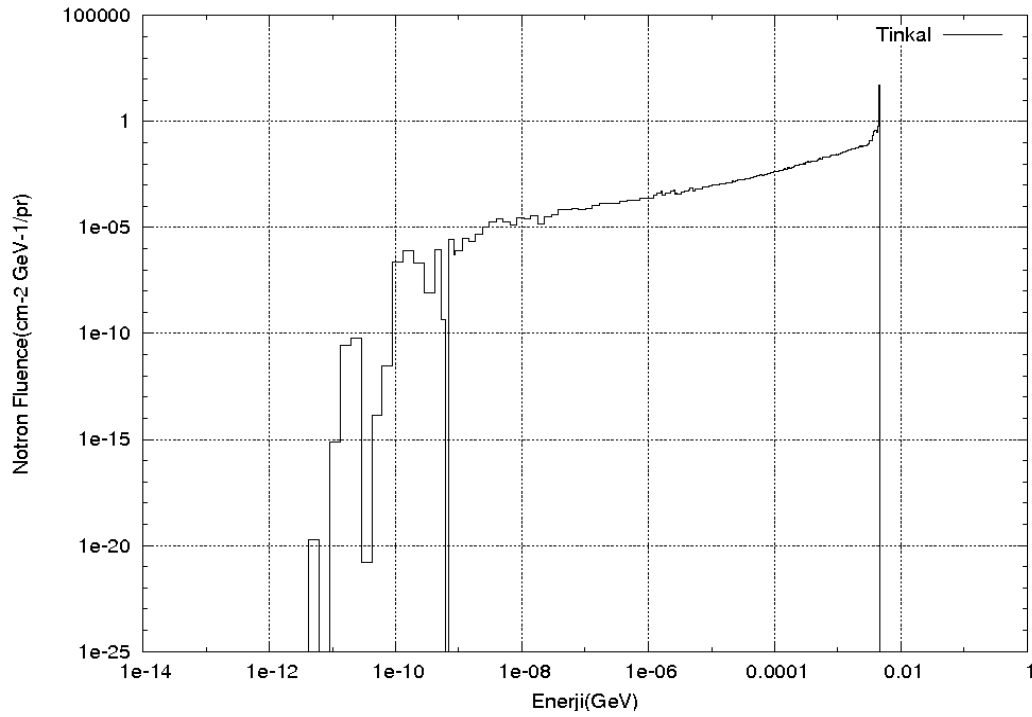
Cevher	Toplam Etkileşme Sayısı	Etkileşme Yüzdesi	Etkileşme Yüzdesi (İki Kat Numune Kalınlığı İçin)
Kolemanit	340.955	34,0955	68,191
Üleksit	324.742	32,4742	64,9484
Tinkal	310.059	31,0059	62,0118



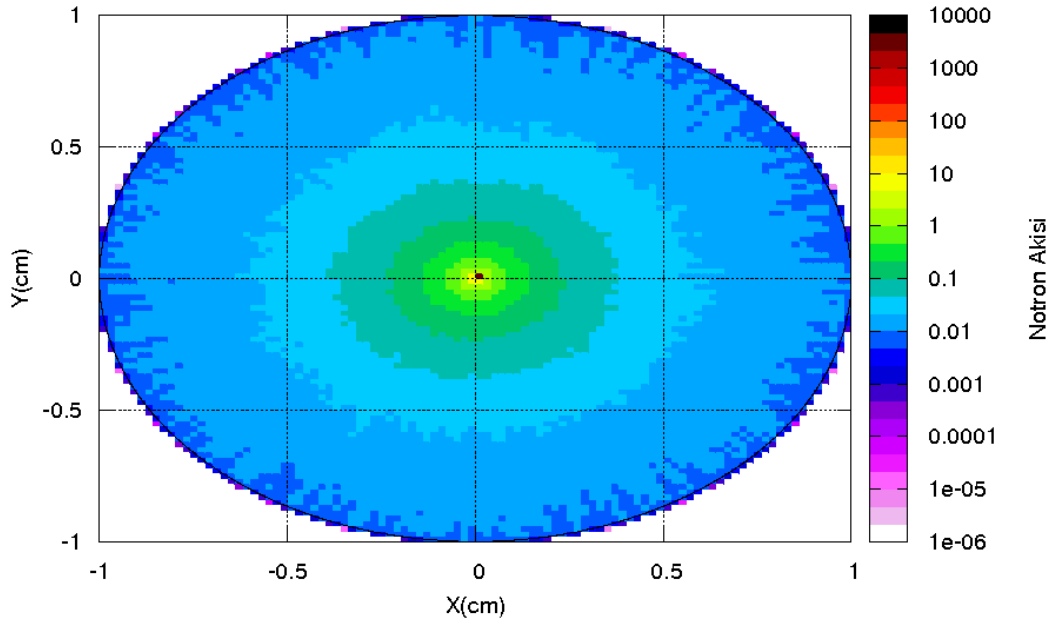
**Şekil 4.27.** Kolemanit için elde edilen Nötron Akışı-Enerji grafiği



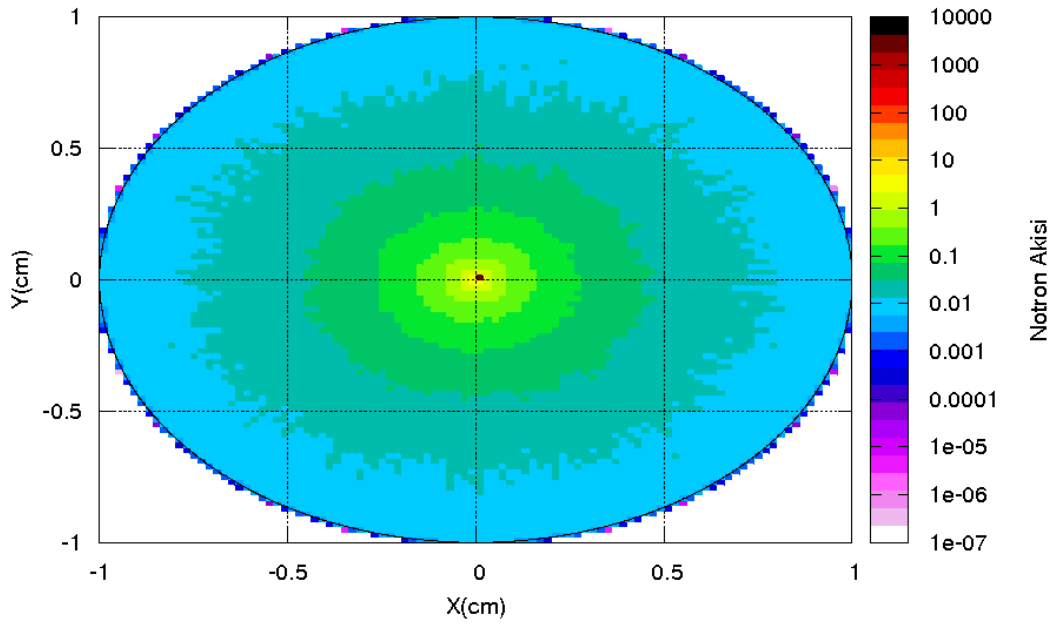
Şekil 4.28. Üleksit için elde edilen Nötron Akışı-Enerji grafiği



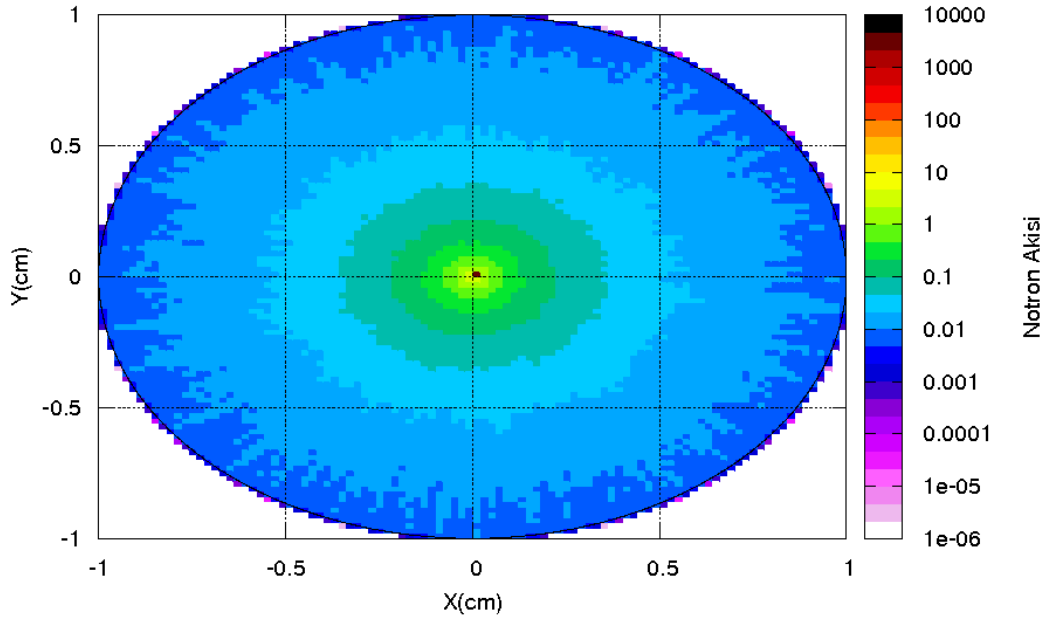
Şekil 4.29. Tinkal için elde edilen Nötron Akışı-Enerji grafiği



Şekil 4.30. Kolemanit için elde edilen Nötron Akışı Renk Diyagramı



Şekil 4.31. Üleksit için elde edilen Nötron Akışı Renk Diyagramı



**Şekil 4.32.** Tinkal için elde edilen Nötron Akışı Renk Diyagramı

#### 4.2.7. Borlu Cevhrlere Ait Nötron Makroskopik Tesir Kesiti ve Yarı Kalınlık Hesaplamaları

Yukarıda da bahsedildiği gibi nötron makroskopik tesir kesiti  $\Sigma_{toplama}$ , nötron zırhla hesaplamalarında önemli bir terimdir. Üç borlu cevher için elde edilen nötron soğurma tesir kesitleri ve yarı kalınlık değerleri Çizelge 4.22'de gösterilmiştir.

**Çizelge 4.22.** Borlu cevherler için deneysel olarak belirlenen nötron makroskopik tesir kesitleri ve yarı kalınlık değerleri

Deneysel			FLUKA	
Borlu Cevher	$\Sigma_{toplama}(\text{cm}^{-1})$	$t_{1/2}(\text{cm})$	$\Sigma_{toplama}(\text{cm}^{-1})$	$t_{1/2}(\text{cm})$
Kolemanit	0,21109	3,283	0,20658	3,355
Üleksit	0,17424	3,977	0,18721	3,701
Tinkal	0,14221	4,873	0,14919	4,645

#### 4.2.8. İkincil Parçacıklar

Tek enerjili  $^{241}\text{Am}/\text{Be}$  kaynağından numuneler üzerine gönderilen birincil nötronlar, numune içerisindeki atomlarla etkileşerek ikincil nötron parçacıklarını oluştururlar. Bu olayda ayrıca ikincil fotonlar da ortaya çıkmaktadır. Borlu cevherlerin atomları ile birincil nötronların etkileşmesi sonucu açığa çıkan ikincil nötron ve foton sayıları Çizelge 4.23'te gösterilmiştir.

**Çizelge 4.23.** Borlu cevherler için ikincil parçacık sayıları

Borlu Bileşik	İkincil Nötronlar	İkincil Protonlar	İkincil Fotonlar	Toplam İkinciller
Kolemanit	326.770	97.148	14.187	438.105
Üleksit	315.650	122.650	12.388	450.688
Tinkal	304.530	135.180	11.613	451.320

#### 4.2.9. Üretilen İzotop Çekirdekler

Bilindiği gibi nükleer reaksiyonlar sonucunda çeşitli izotop çekirdekler ortaya çıkar. Yapılan FLUKA Monte Carlo simülasyonları sonucunda elde edilen borlu cevherler ile nötronlar arasındaki etkileşimler sonucu üretilen izotop çekirdeklerin kütle numaralarına göre izotop verimleri Çizelge 4.24-4.26'da, birincil nötronlar başına üretilen toplam izotop çekirdekler ise Çizelge 4.27'de verilmiştir.

**Çizelge 4.24.** Kolemanit için üretilen izotop çekirdekler

Kütle Numarası (A)	İzotop Verimi
46	8,8588286E-07
45	1,0026984E-08
44	2,4804322E-04
43	1,9308809E-05
42	7,7712080E-05
41	1,4103966E-05
40	7,0706920E-03
39	5,9058857E-07
37	1,6657020E-03
17	1,8797093E-10
14	3,1394460E-11
13	5,3663496E-03
11	3,0808998E-03
10	8,5169228E-04
7	1,4130527E-03
4	1,0443592E-02
3	9,6893054E-04
2	1,0955974E-02
1	1,0772116E-01

**Çizelge 4.25.** Üleksit için üretilen izotop çekirdekler

Kütle Numarası (A)	İzotop Verimi
46	4,3948282E-07
45	2,9886073E-07
44	9,6423159E-05
43	1,0291822E-05
42	3,1843334E-05
41	4,9647715E-06
40	2,8893776E-03
39	2,9529429E-07
37	6,7430176E-04
24	5,5716112E-07
23	3,2334455E-03
17	2,1034365E-10
14	7,8486148E-11
13	4,6395473E-03
11	2,1063886E-03
10	5,7359398E-04
7	1,0374637E-03
4	7,7052740E-03
3	6,7704031E-04
2	1,6169913E-02
1	1,3520427E-01

**Çizelge 4.26.** Tinkal için üretilen izotop çekirdekler

Kütle Numarası (A)	İzotop Verimi
24	2,4159260E-06
23	6,0571822E-03
17	2,6059857E-10
14	3,1394460E-11
13	4,3265382E-03
11	1,5879190E-03
10	4,4010692E-04
7	8,0928858E-04
4	6,1595626E-03
3	4,9586262E-04
2	2,0064130E-02
1	1,5533116E-01

**Çizelge 4.27.** Borlu cevherler için birincil nötronlar başına üretilen toplam izotop çekirdekler

Borlu Cevher	Toplam İzotop Çekirdek (n/pr)
Kolemanit	0,149898708
Üleksit	0,175055727
Tinkal	0,195274174

#### 4.2.10. Borlu Cevherlerin Bor Yüzdeleri

Borlu cevherlerin nötron soğuruculukları hakkında bir fikre sahip olabilmek için elde edilen deneysel ve teorik sonuçların, cevherlerin ihtiva ettikleri bor miktarlarına, hidrojen yüzdelerine ve B+H miktarına göre kıyaslanması açısından kolemanit, üleksit ve tinkal bileşiklerinin içeriksel yüzdeleri hesaplanmıştır (Çizelge 4.28).

**Çizelge 4.28.** Kolemanit, üleksit ve tinkal cevherlerinin yüzde içerikleri

Borlu Cevher	H Miktarı (%)	Bor Miktarı (%)	B+H Miktarı (%)
Kolemanit	2,452	15,779	18,231
Üleksit	3,980	13,340	17,320
Tinkal	5,295	11,338	16,633

## 5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA

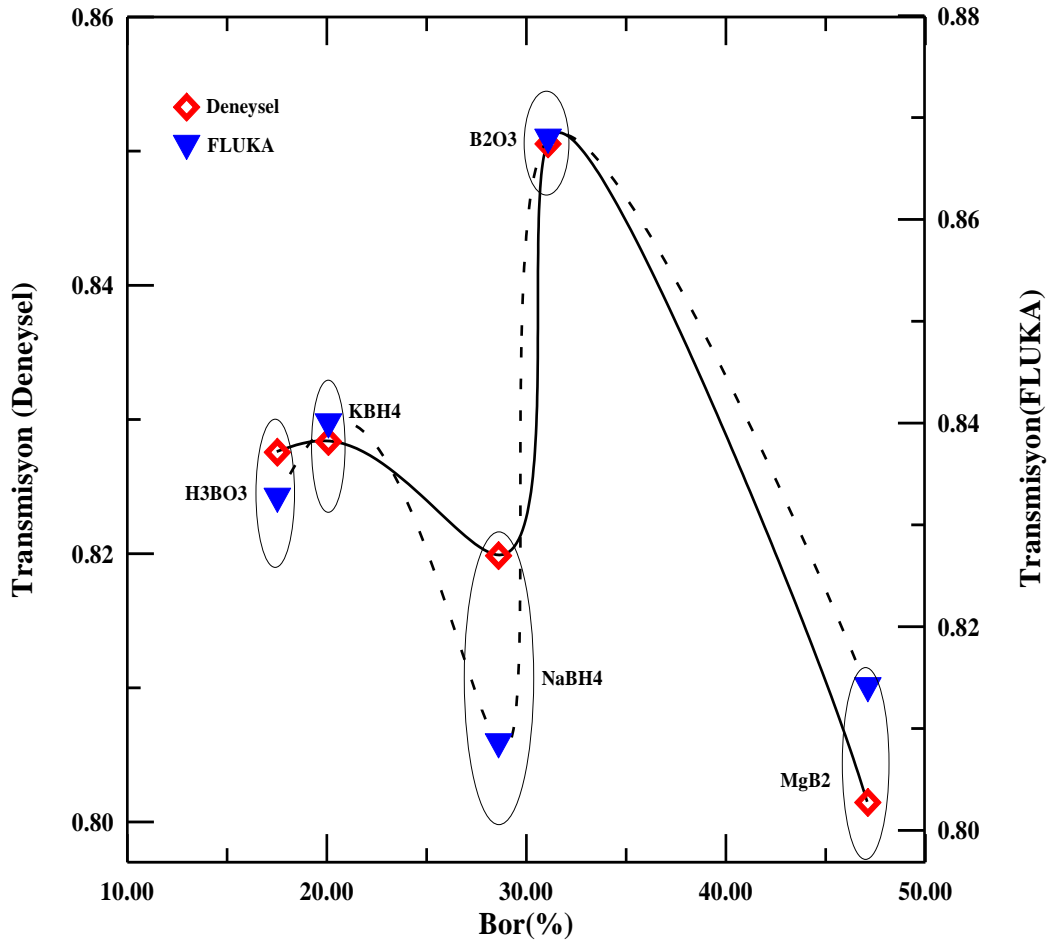
Radyasyonun ve tahrip edici etkilerinin varlığı bilindiği günden bu yana bu zararlı etkileri önleyebilmek için radyasyon güvenliği başlığı altında sayısız çalışmalar yapılmıştır. Radyasyonun çeşitleri ve enerjisi başta olmak üzere çeşitli karakteristik özellikleri göz önünde bulundurulursa radyasyondan korunma alanının ne kadar geniş olduğu görülebilir. Günümüzde canlıların radyasyona maruz kalma ihtimali ve süresi yüksek seviyelere çıkmıştır ve radyasyon hasarlarına bağlı hastalıkların oranı gün geçtikçe artmaktadır. Bu oranı düşürmek için radyasyon karakteristikleri iyi bilinmeli, radyasyondan korunma kurallarına uyulmalı ve radyasyon yayan radyoaktif materyaller uygun malzemeler kullanılarak zırhlmalıdır. Radyasyon zırhlama teknolojilerinde kullanılacak malzemelerin öncelikle zırhlama performanslarının iyi olmasının yanı sıra ucuz olmaları da tercih edilmektedir.

Günümüzde gama radyasyonunu zırhlamak için beton içeren kompozit materyaller, kurşun bloklar ve demir gibi çeşitli metal tabakalar kullanılırken, nötron radyasyonu için genellikle hidrojen zengin parafin ve su gibi materyaller kullanılmaktadır. Nötron parçacıklarının yavaşlatılması için hidrojen veya hidrat içerikli materyaller, yakalanması için ise atom numarası düşük bor içeren malzemelerin uygun olduğu bilinmektedir. Bu tez çalışmasında bor ve hidrojen içerikli üç cevher ve üç bileşik için nötron zırhlama parametreleri deneysel ve FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak belirlenmiştir.

### 5.1. Transmisyon ve Makroskopik Tesir Kesiti

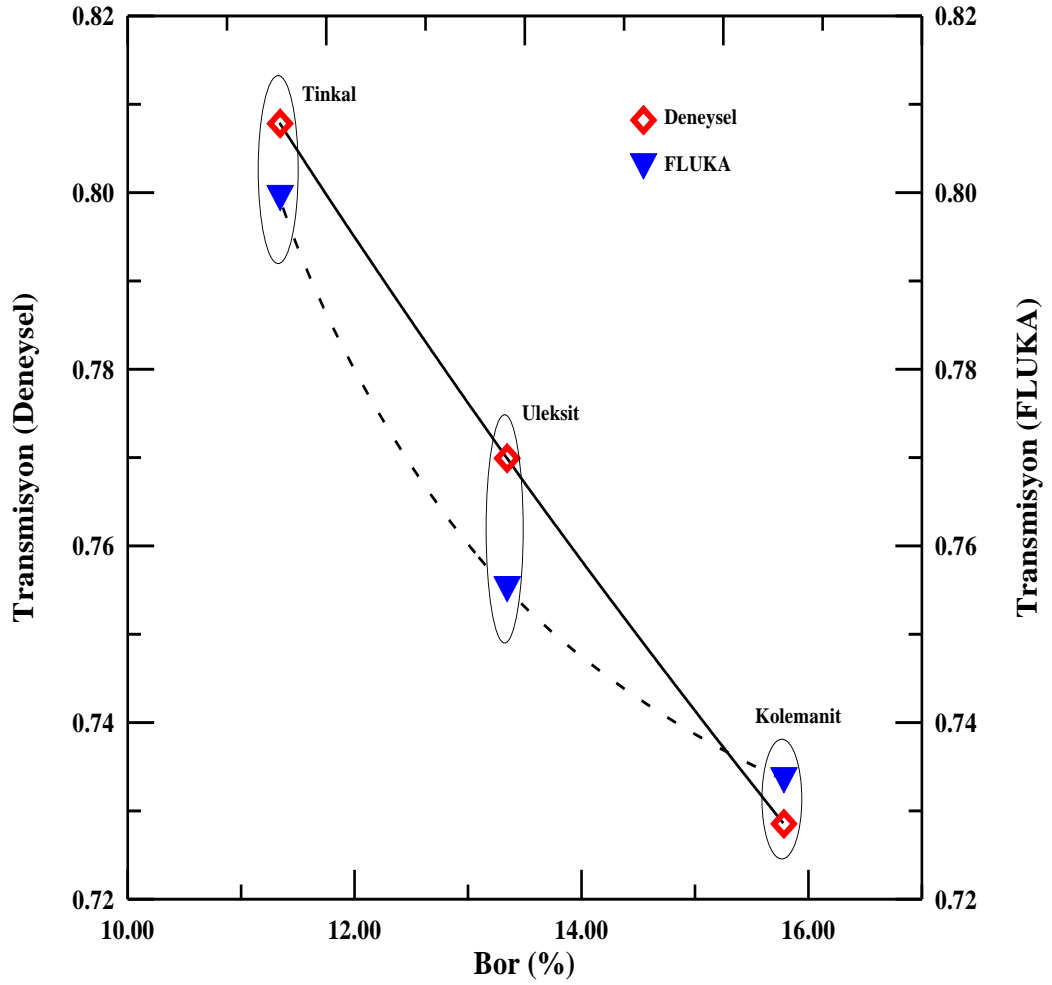
Pellet numuneler 4,5 MeV etkin enerjili <sup>241</sup>Am/Be nötron kaynağından çıkan nötronlarla bombardıman edilmiştir. Kaynaktan çıkan nötronların doz eşdeğeri oranları Canberra NP-100B model nötron dedektörü ile belirlenerek background ölçümü alınmıştır. Ardından numuneler kaynak ile dedektör arasına yerleştirilerek her bir numune için doz eşdeğeri oranları belirlenmiştir.

Numuneli ölçüm sonuçları background değerine oranlanarak her bir numune için doz eşdeğeri transmisyona değerleri elde edilmiştir (Çizelge 4.1, 4.16). Aynı işlemler simülasyon prosesinde kullanılarak FLUKA kodu ile transmisyona değerleri hesaplanmıştır (Çizelge 4.2, 4.17). Şekil 5.1’de borlu bileşiklerin, Şekil 5.2’de ise borlu cevherlerin bor yüzdelere karşı deneysel ve FLUKA kodu kullanılarak elde edilen transmisyona grafikleri gösterilmiştir. Bu şekle göre 4,5 MeV enerjili nötron enerjisini azaltmak için beş bileşik arasında en kullanışlı olanlar en yüksek bor oranına sahip olan  $MgB_2$  ve en yüksek hidrojen konsantrasyonlu  $NaBH_4$  bileşikleridir.



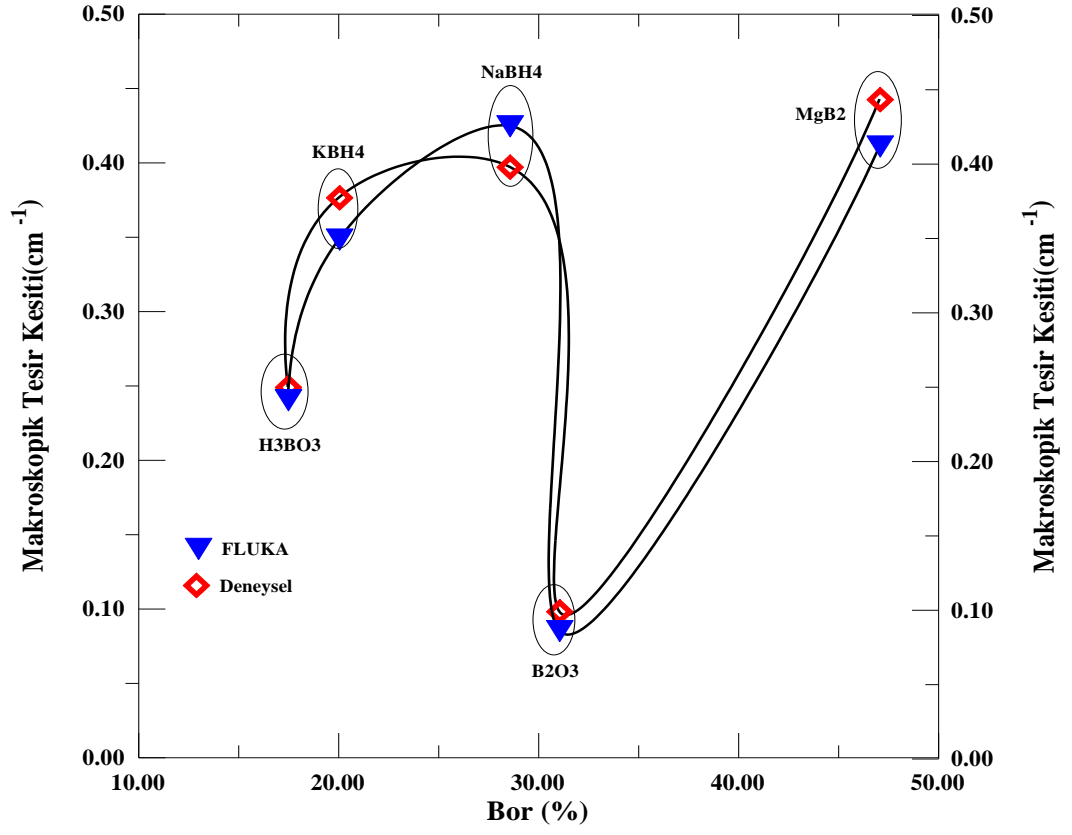
**Şekil 5.1.** Borlu Bileşiklerin Bor Yüzdelerine göre Çizilmiş Doz Eşdeğeri Transmisyona Grafiği

Şekil 5.2’ye bakıldığında ise kolemanit cevherinin yüksek bor içeriği nedeni ile nötronları diğer iki cevherden daha iyi zırladıkları söylenebilir.

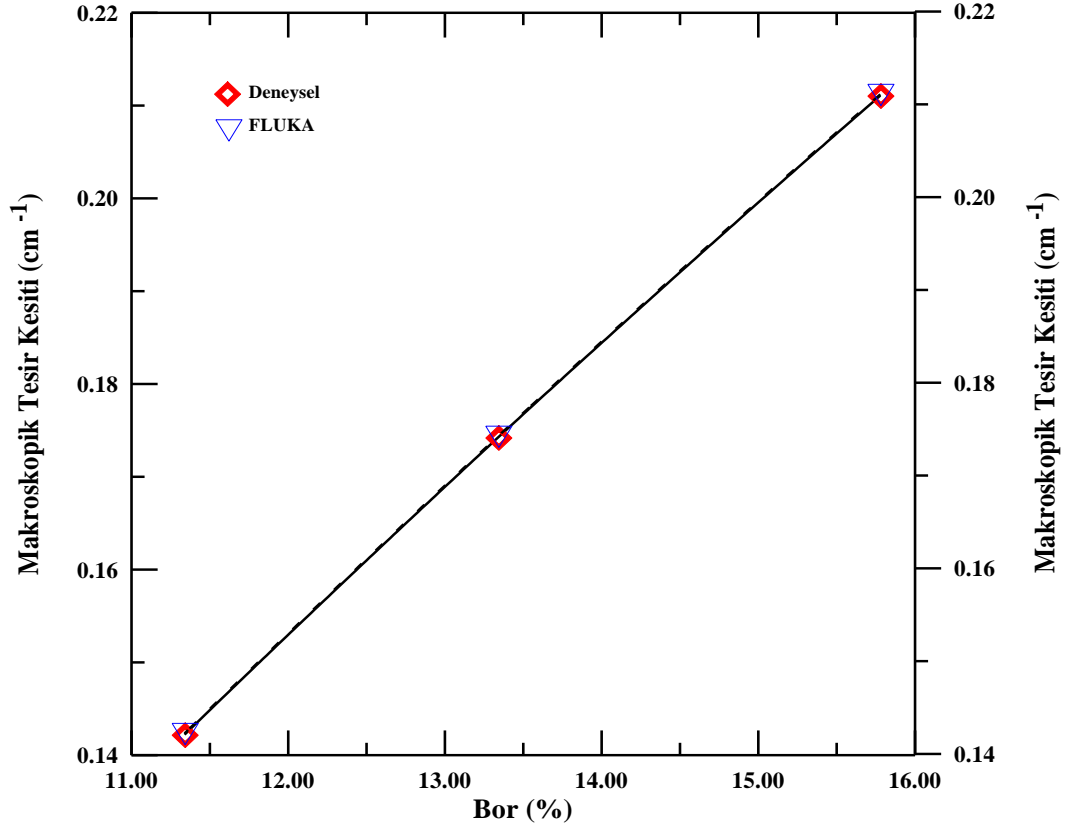


**Şekil 5.2.** Borlu cevherlerin bor yüzdelere göre çizilmiş doz eşdeğeri transmisyonu grafiği

Transmisyon değerleri (4.1) eşitliğinde kullanılarak her bir numune için nötron makroskopik tesir kesitleri elde edilmiştir. Ayrıca makroskopik tesir kesitleri kullanılarak nötron parçacıklarının şiddetini yarıya indirmek için gerekli zırh materyali kalınlıkları (YTK) her bir numune için hesaplanmıştır (Çizelge 4.7, 4.22). Şekil 5.3'te borlu bileşiklerin, Şekil 5.4'te ise borlu cevherlerin bor yüzdelere göre çizilmiş makroskopik tesir kesiti grafikleri gösterilmiştir. Grafiklere bakıldığında diğerlerine göre daha yüksek nötron absorpsiyon tesir kesitine sahip olan  $MgB_2$ ,  $NaBH_4$  ve kolemanitin iyi birer nötron tutucu oldukları söylenebilir.

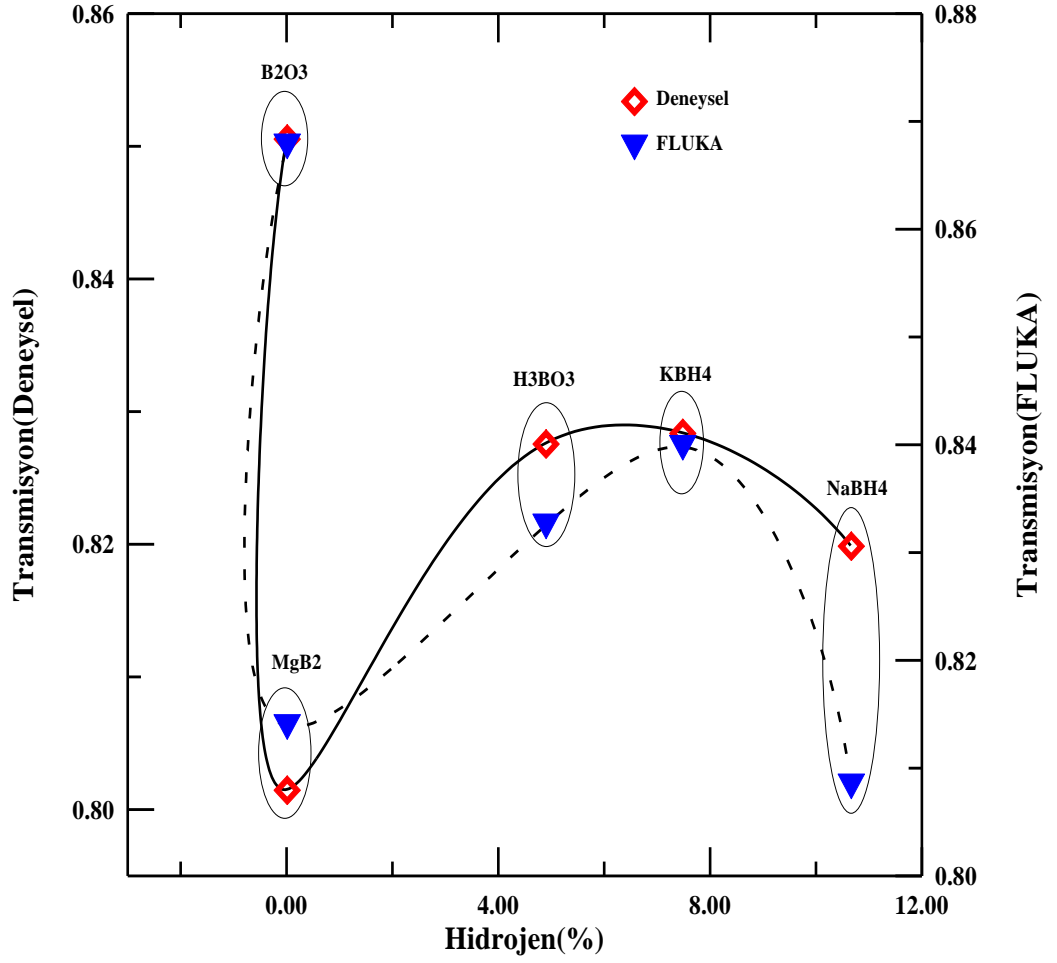


**Şekil 5.3.** Borlu bileşiklerin bor yüzdelere göre çizilmiş makroskopik tesir kesiti grafiği



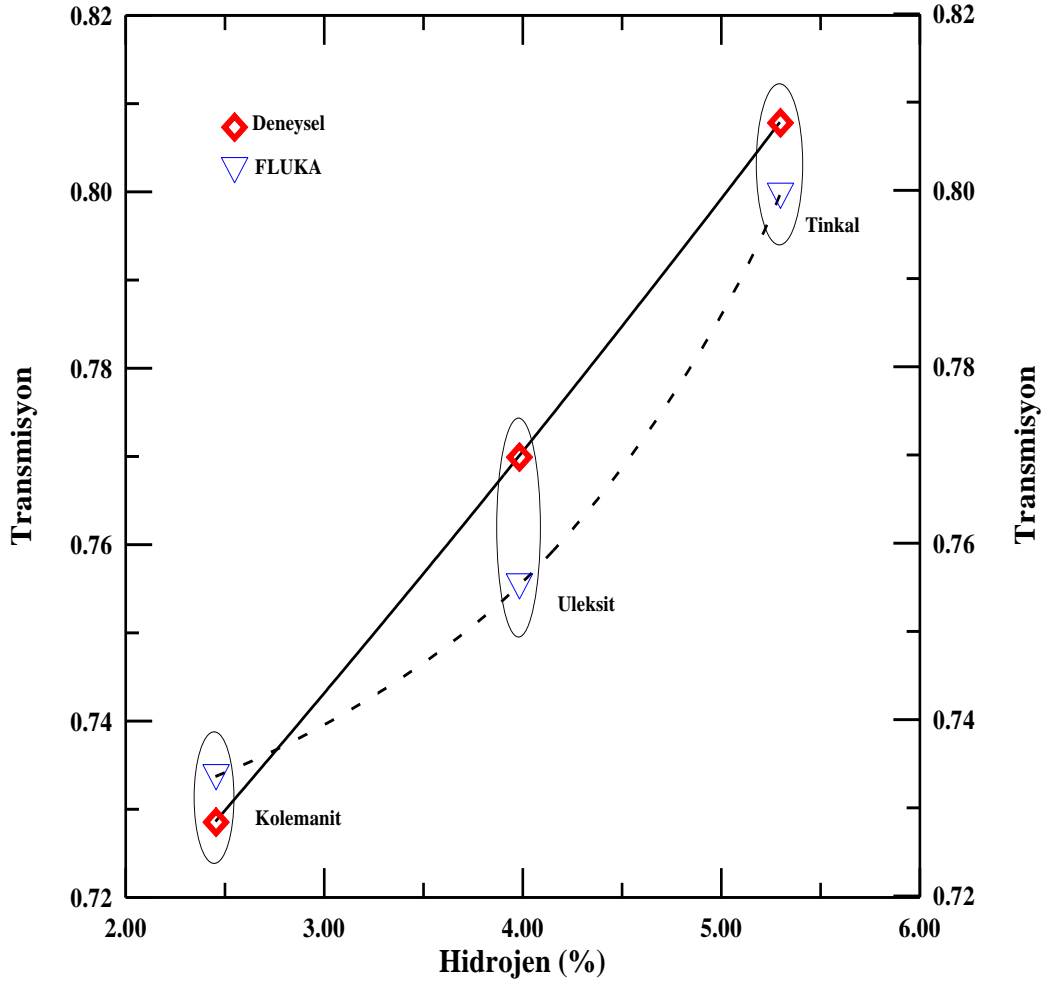
**Şekil 5.4.** Borlu cevherlerin bor yüzdelerine göre çizilmiş makroskopik tesir kesiti grafiği

Çalışmada kullanılan numunelerin element içeriklerine bakıldığında da borlu numunelerin çoğunda hidrojen içeriğine rastlanmaktadır. Bu yüzden transmisyon değerleri hidrojen içeriklerine bağlı olarak da incelenmiştir. Şekil 5.5 ve Şekil 5.6, sırasıyla borlu bileşiklerin ve cevherlerin hidrojen yüzdelerine göre eşdeğer doz transmisyon değerlerini göstermektedir. Şekil 5.5'te görüldüğü gibi hidrojen konsantrasyonu en fazla olan  $\text{NaBH}_4$  iyi bir nötron tutucudur. En yüksek transmisyon değerine sahip olan  $\text{B}_2\text{O}_3$  ise hızlı nötron zırlama açısından kullanışsızdır.



Şekil 5.5. Borlu bileşiklerin hidrojen yüzdelere göre çizilmiş transmisyon grafiği

Şekil 5.6'ya bakıldığında ise doz transmisyonu ile hidrojen miktarı arasında ters orantı olduğu görülebilir. Borlu cevherler için nötron tutma yeteneği, numunenin hidrojen içeriğinden çok bor konsantrasyonuna bağlıdır denilebilir.

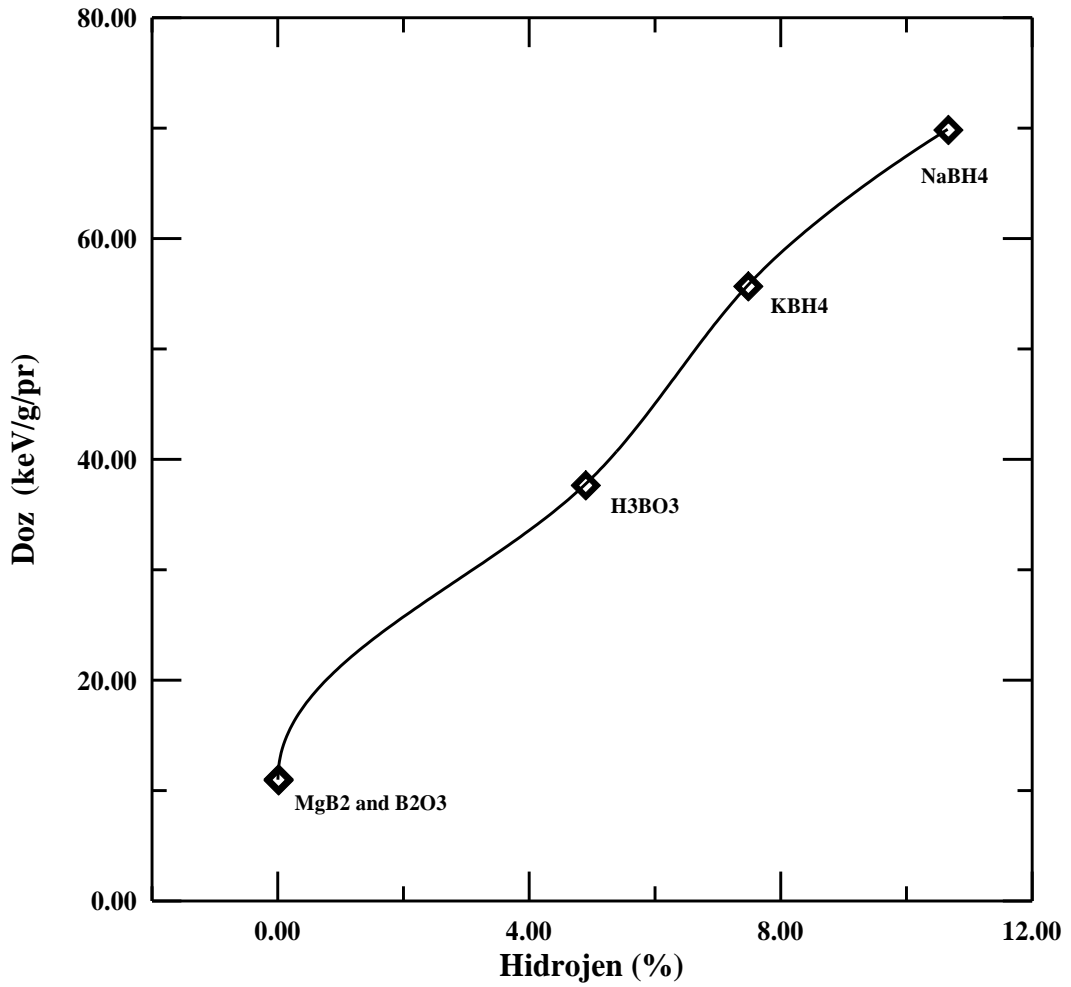


Şekil 5.6. Borlu cevherlerin hidrojen yüzdelere göre çizilmiş transmisyon grafiği

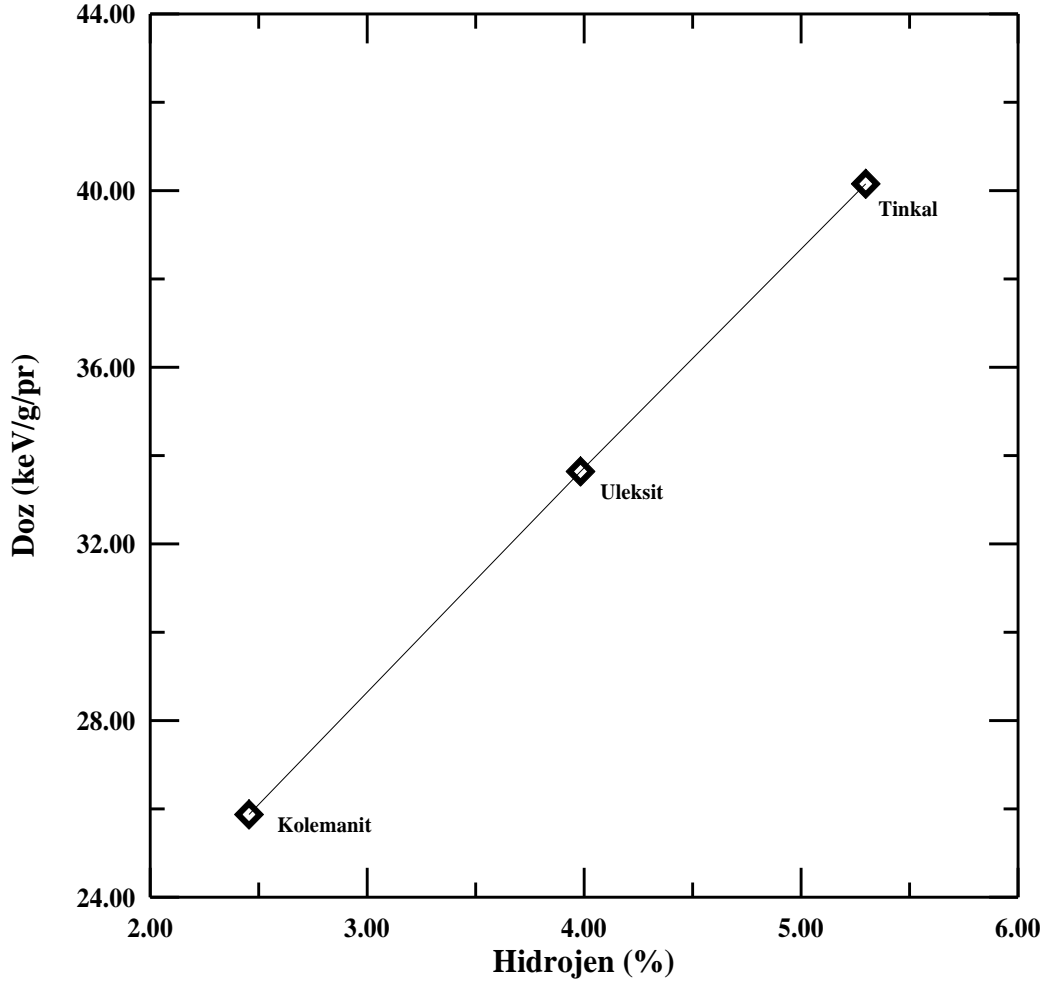
## 5.2. Doz Simülasyonları

Teorik hesaplamalarda, nükleer etkileşmelerin benzetiminde yaygın olarak kullanılan, geniş uygulama alanlarına ve geniş enerji aralığına sahip FLUKA Monte Carlo Simülasyon kodu kullanılmıştır. Deneysel geometrisi ve zırh malzemelerinin karakteristikleri programa girildikten sonra 4,5 MeV etkin enerjili nötronlar numuneler üzerine gönderilmiş ve transmisyon değerleri, numunelerin maruz kaldıkları eşdeğer doz oranları, numunelere ait doz ve doz eşdeğeri dağılımları, her bir numuneye ait enerji yoğunlukları, nötron-numune etkileşimleri sonucu ortaya çıkan ikincil parçacıklar, ortalama nötron akıları ve diferansiyel nötron akış dağılımları belirlenmiştir.

Bu çalışmada borlu bileşiklerin ve cevherlerin 4,5 MeV enerjili nötronlarla ışınlandıklarında emdikleri dozlar yani birim kütleleri başına soğurdukları enerjiler FLUKA kodu ile hesaplanmıştır. Simülasyon sonuçları borlu bileşikler için Çizelge 4.3. ve cevherler için Çizelge 4.18'de verilmiştir. Simülasyon sonuçlarına bakıldığında bileşik ve cevherlerin emdikleri dozların numunelerin içerdikleri hidrojen yüzdesine bağlı olduğu görülmektedir. Bileşik ve cevherler için hidrojen yüzdesine göre doz değerleri sırasıyla Şekil 5.7 ve 5.8'de gösterilmiştir.



Şekil 5.7. Borlu bileşikler için hidrojen yüzdesine göre çizilmiş doz grafiği

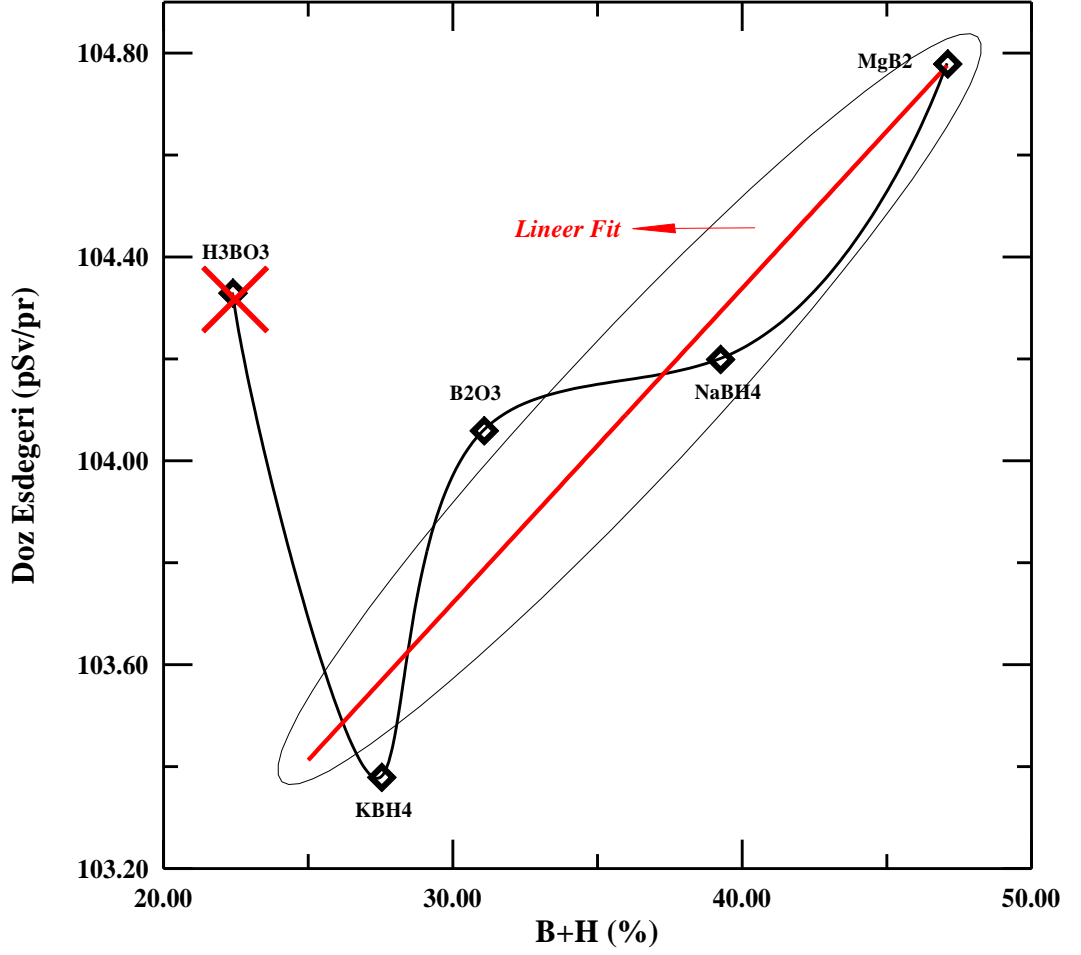


Şekil 5.8. Borlu cevherler için hidrojen yüzdelere göre çizilmiş doz grafiği

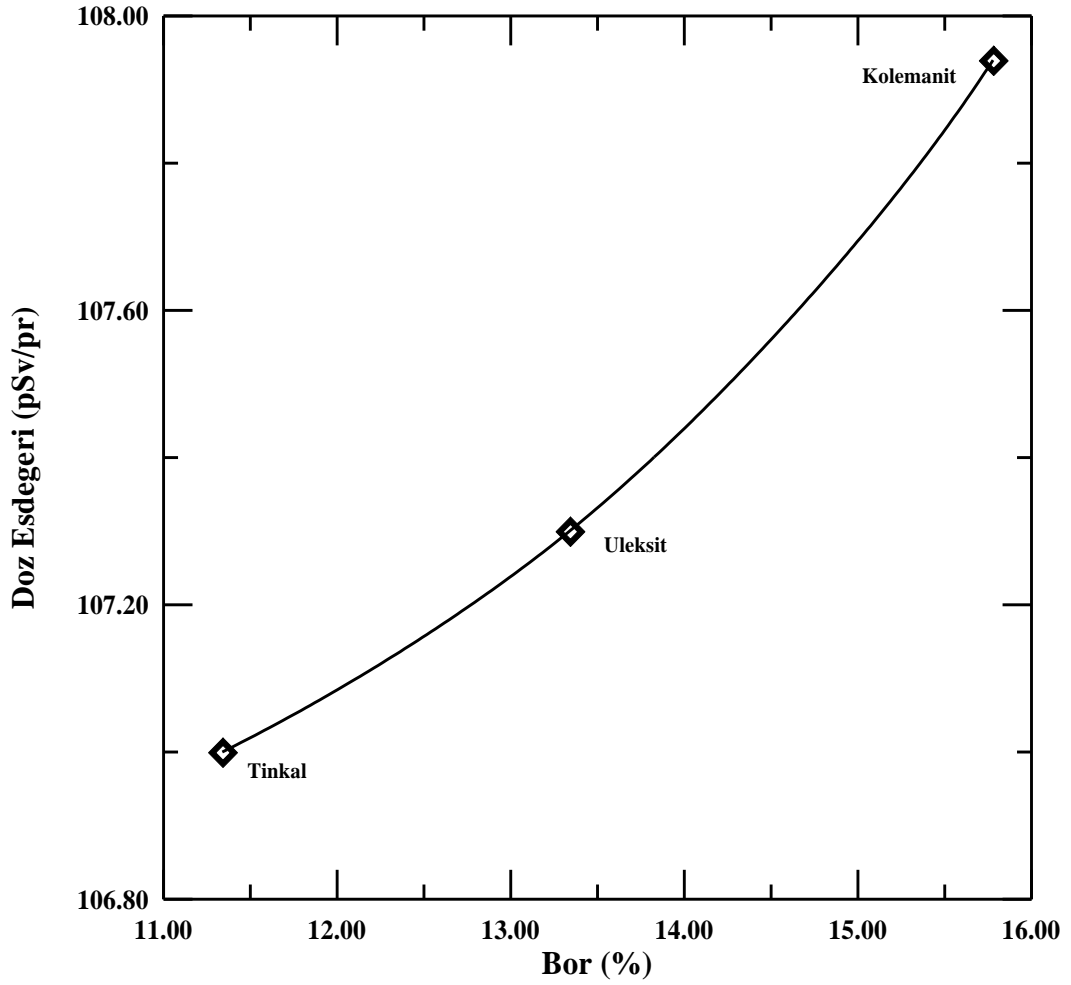
### 5.3. Eşdeğer Doz Oranı Simülasyonları

Borlu numunelerin nötron radyasyonu zırlama parametrelerinden bir tanesi de maruz kalınan eşdeğer dozlardır. FLUKA Monte Carlo kodu kullanılarak borlu bileşik ve cevherler için doz eşdeğeri simülasyonları yapılmış ve sonuçlar Çizelge 4.4 ve 4.19'da verilmiştir. Sonuçlara bakıldığında en fazla eşdeğer doz oranına sahip bileşiğin  $MgB_2$ , cevherin ise kolemanit olduğu görülmektedir. Bileşikler için eşdeğer doz dağılımları Şekil 4.6, 4.7, 4.8, 4.9 ve 4.10'da, cevherler için ise Şekil 4.24, 4.25 ve 4.26'da gösterilmiştir. Doz eşdeğeri değerlerinin bileşiklerin sahip oldukları bor ve hidrojen miktarı ile doğru orantılı olduğu ( $H_3BO_3$  dışında) tespit edilmiştir. Bor+hidrojen yüzdelere göre doz eşdeğeri değerleri bileşikler için Şekil 5.9'da verilmiştir. Borlu

cevherlerin doz eşdeğeri değerlerinin ise bor yüzdesi ile doğru orantılı olduğu belirlenmiş ve grafik Şekil 5.10 da verilmiştir.



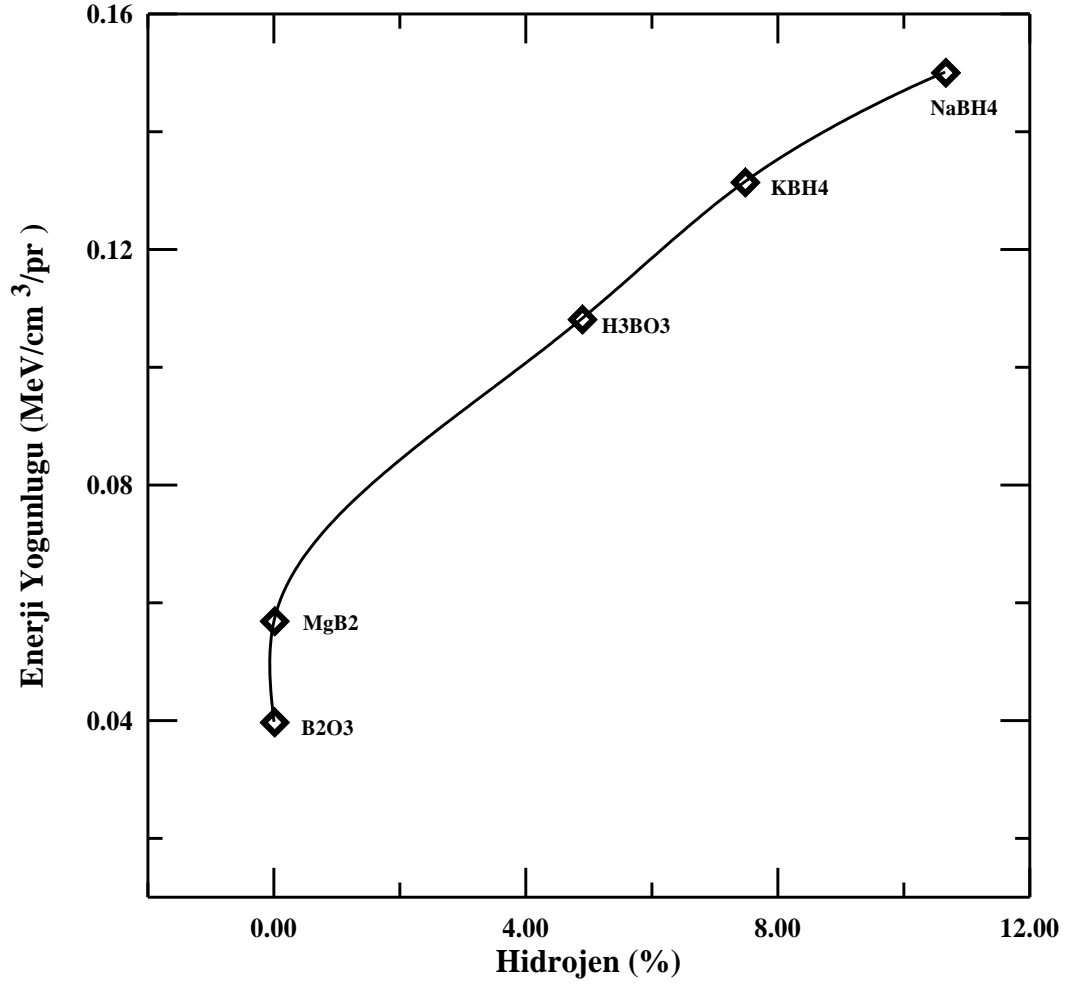
Şekil 5.9. Borlu bileşikler için bor yüzdelere göre çizilmiş doz eşdeğeri grafiği



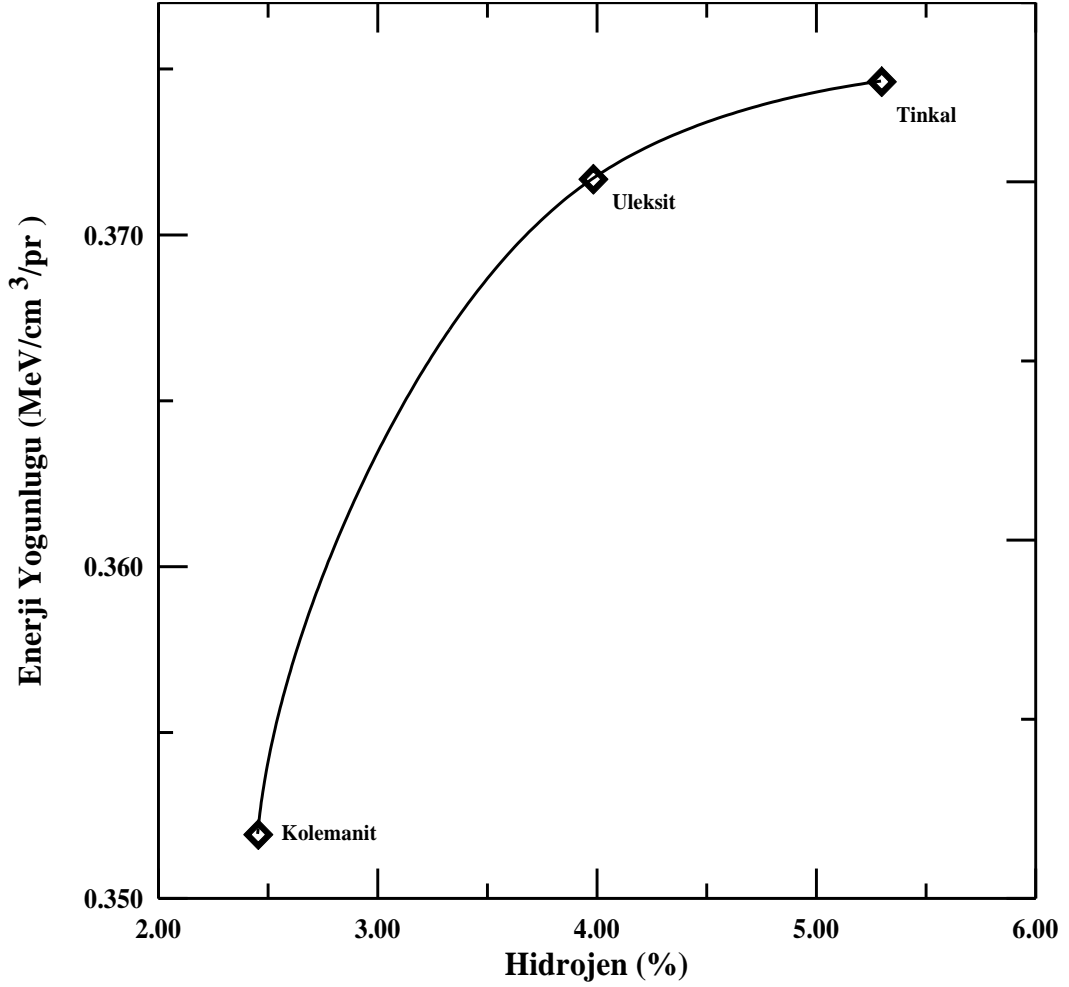
Şekil 5.10. Borlu cevherler için bor yüzdelere göre çizilmiş doz eşdeğeri grafiği

#### 5.4. Enerji Yoğunluğu

Bu çalışmada borlu bileşiklerin ve cevherlerin 4.5MeV enerjili nötronlarla ışınlandıklarında birim hacim başına depoladıkları enerji miktarları FLUKA kodu ile hesaplanmıştır. Simülasyon sonuçları borlu bileşikler için Çizelge 4.5' te, cevherler için ise Çizelge 4.20'de verilmiştir. Simülasyon sonuçlarına bakıldığında bileşik ve cevherlerin sahip oldukları enerji yoğunluklarının numunelerin içerdikleri hidrojen yüzdesi ile doğru orantılı olduğu görülmektedir. Bileşik ve cevherler için sırasıyla Şekil 5.11 ve 5.12'de hidrojen yüzdesine göre enerji yoğunluğu değerleri gösterilmiştir.



Şekil 5.11. Borlu bileşikler için hidrojen yüzdelere göre çizilmiş enerji yoğunluğu grafiği

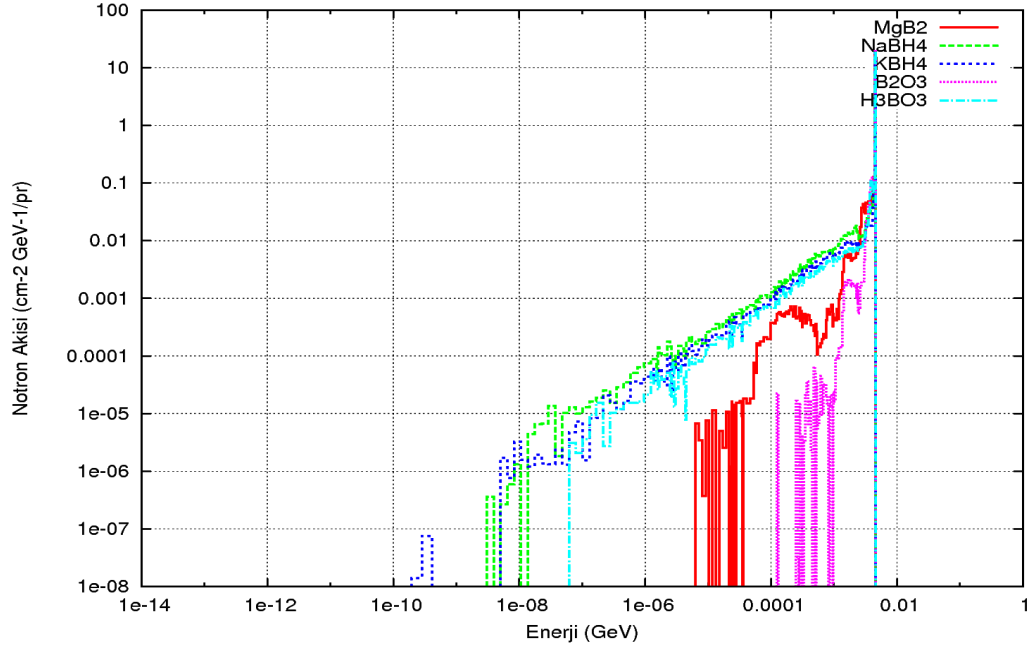


**Şekil 5.12.** Borlu cevherler için hidrojen yüzdelere göre çizilmiş enerji yoğunluğu grafiği

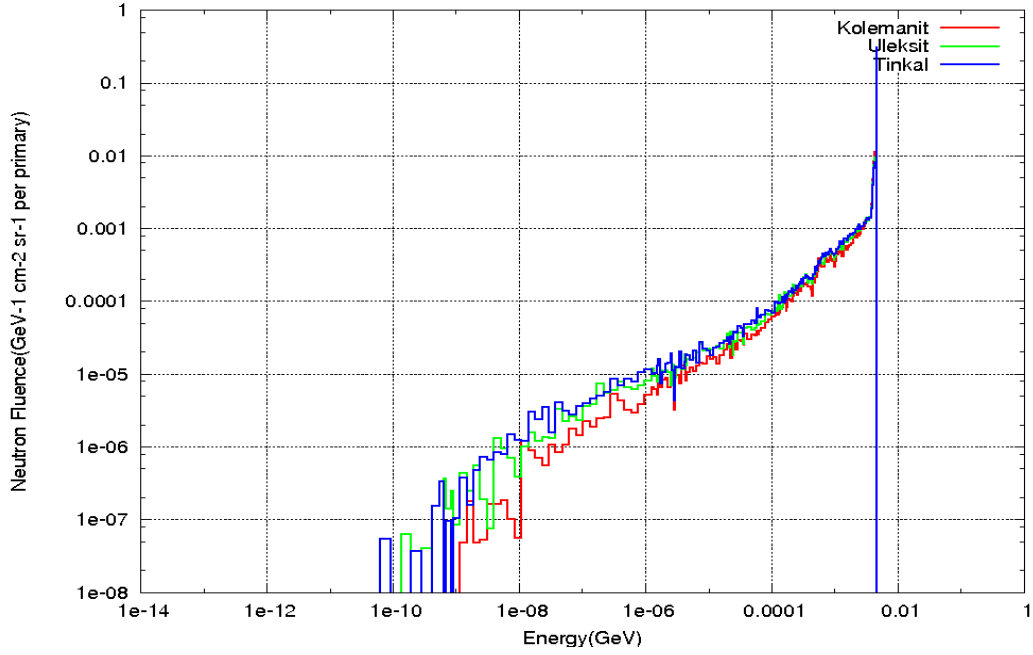
### 5.5. Nötron Akışı ve Etkileşim Sayıları

Nötronlar madde içerisinden geçerken hedef malzemenin atomları ile etkileşirler. Bu etkileşimlerin sayısı malzeme içerisindeki nötron akışını belirler. Nötron akışı ne kadar fazla ise malzeme o kadar iyi bir nötron soğurucudur denilebilir. Çizelge 4.6 ve 4.21’de nötronların etkileşim sayıları verilmiştir. Bileşikler içerisinden  $\text{NaBH}_4$  içerdiği yüksek hidrojen miktarı nedeni ile daha fazla etkileşim yapmaktadır. Cevherlerden ise kolemanit nötron etkileşim sayısı bakımından en yüksek değerlere sahiptir. Nötron akışı için nötron akış spektrumları ile renk dağılım grafikleri de ortaya konulmuştur. Enerjiye göre diferansiyel nötron akışı dağılımları bileşikler için Şekil 4.11, 4.12, 4.13, 4.14 ve 4.15’te, cevherler için 4.27, 4.28 ve 4.29’da gösterilmiştir. Nötron akışı renk

diyagramları bileşikler için Şekil 4.16, 4.17, 4.18, 4.19 ve 4.20, cevherler için ise Şekil 4.30, 4.31 ve 4.32’de gösterilmiştir. Ayrıca Şekil 5.13 ve 5.14’te bileşik ve cevherler için nötron akışları bir arada verilmiştir. Bu grafikler de  $\text{NaBH}_4$  ve kolemanit içerisindeki nötron akışlarının diğerlerine göre fazla olduğunu desteklemektedirler.



Şekil 5.13. Borlu bileşiklerde karşılaştırmalı nötron akışları



**Şekil 5.14.** Borlu cevherlerde karşılaştırmalı nötron akışları

## 5.6. İkincil Parçacıklar

FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak yapılan bir diğer simülasyon 4,5 MeV enerjili hızlı nötronların çalışmada kullanılan borlu bileşik ve cevherlerle etkileşimleri sonucunda ortaya çıkan ikincil parçacıklar ile ilgilidir. Bileşikler için Çizelge 4.8 ve 4.23’de nötron-numune etkileşimleri sonucu ortaya çıkan ikincil nötron, proton ve foton sayıları ile toplam ikincil sayıları verilmiştir. Simülasyon sonuçlarına göre  $MgB_2$  ve  $B_2O_3$  bileşikleri hidrojene sahip olmadığı için bu bileşiklerden ikincil proton elde edilememiştir. Diğer tüm bileşik ve cevherlerde ikincil parçacık üretimi mevcuttur. Tüm ikincil parçacıklara bakıldığında hidrojen yüzdelерinin belirleyici olduğu görülmektedir.

## 5.7. İzotop Çekirdek Üretimi

FLUKA kodu kullanılarak yapılan nükleer etkileşim sonucu izotop çekirdek üretimi simülasyon sonuçlarına bakıldığında borlu bileşikler içerisinde  $NaBH_4$  en yüksek,  $B_2O_3$  ise en düşük izotop çekirdek üretim oranına sahiptir. Borlu bileşikler içerisinde

nötronlarla etkileşim sonucu en fazla farklı izotop üreten bileşiğin 14 farklı izotop ile  $\text{KBH}_4$ , en az farklı izotop üreten bileşiğin ise 8 farklı izotop ile  $\text{B}_2\text{O}_3$  olduğu görülmüştür. Borlu cevherlere bakıldığında Tinkal en yüksek, Kolemanit ise en düşük izotop çekirdek üretim oranına sahiptir. Borlu bileşikler içerisinde nötronlarla etkileşim sonucu en fazla farklı izotop üreten bileşiğin 21 farklı izotop ile Üleksit, en az farklı izotop üreten bileşiğin ise 12 farklı izotop ile Tinkal olduğu tespit edilmiştir. Sonuç olarak bileşik ve cevherlerde izotop çekirdek üretme oranının numunelerin Hidrojen yüzdeleri ile orantılı olduğu belirlenmiştir.

Bu tez çalışmasında ülkemizin elinde tuttuğu en büyük rezervlerden biri olan bor içerikli malzemelerin, bor rezervinin ülke ekonomisine katılımı için yeni bir alan oluşturmak amacı ile nötron radyasyonunu zırlama kabiliyetleri araştırılmıştır. Araştırmalarda hızlı nötron kaynağı, nötron dedektörü, farklı miktarlarda bor ve hidrojen içeren 5 borlu bileşik ve 3 borlu cevher ile CERN FLUKA Monte Carlo simülasyon kodu kullanılmıştır. Yapılan deneyler ve Monte Carlo simülasyonları sonucunda borlu malzemelerin hızlı nötron geçirgenliği konusunda birçok parametre hesaplanmış ve elde edilen bu sonuçlar borlu numunelerin içerdikleri bor ve hidrojen yüzdelerine bağlı olarak yorumlanmıştır. Nükleer reaktörler, nükleer tıp birimleri, üniversite nükleer fizik araştırma laboratuvarları gibi nötron radyasyonu bulunan ortamlarda, nötron radyasyonunun zararlı etkilerinden korunmak için ve ayrıca nötron araştırmalarında kolimatör olarak borlu malzemelerin kullanılabilceği önerilmektedir.

**KAYNAKLAR**

- Abdo, A. E., Ali, M. A.M., Ismail, M. R. Natural fibre high-density polyethylene and lead oxide composites for radiation shielding, *Rad. Phys. and Chem.*, 66, 185-95, (2003).
- Adamiec, G., Iniguez, M.P., Lorente, A., Voytchev, M., Gallego, E., 2004. Response of a silicon PIN photodiode to an Am-Be neutron source. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* 534 (3) 544-550.
- Agosteo, S., Nakamura, T., Silari, M., Zajacova, Z. Attenuation curves in concrete of neutrons from 100 to 400 MeV per nucleon He, C, Ne, Ar, Fe and Xe ions on various targets, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B*, 217, 221–236 (2004).
- Agosteo, S., Fehrenbacher, G., Silari, M., Attenuation curves in concrete of neutrons from 1 GeV/u C and U ions on a Fe target for shielding design of RIB in-flight facilities, *Nucl. Inst. and Meth. in Phys. B.*, 226, 231-42, (2004).
- Akaho, E.H.K., Jonah, S.A., Nyarko, B.J.B., Osa, S., Maakuu, B.T., Serfor-Armah, Y., Kyre, A.W.K., 2002. Simultaneous use of neutron transmission and reflection techniques for the classification of crude oil samples. *Applied Radiation and Isotopes* 57, 831–836 (2002).
- Alam, M. N., Miah, M. M. H., Chowdhury, M. I., Kamal, M., Ghose, S., Rahman, R., Attenuation coefficients of soils and some building materials of Bangladesh in the energy range 276-1332 keV, *Appl. Rad. and Isotop.*, 54, 973-6 (2001).
- Aygün, B., Değişik Yağ Oranlarına Sahip Parafin Waxlarda Hızlı Nötronların Makroskopik Soğrulma Tesir Kesitlerinin Belirlenmesi ve Değişen Yağ Oranının Zırhlama Üzerindeki Etkisinin Araştırılması. Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Y.Lisans Tezi (2010).
- Bashter, I. I., Abdo, A. E., Makarious, A. S. A comparative study of the attenuation of reactor thermal neutrons in different types of concrete, *Ann. of Nucl. En.*, 23(14), 1189-1195 (1996).
- Bektaşoğlu, M., 2006, [www.fizik.sakarya.edu.tr/MehmetB/Saglik\\_fizigi/saglik.htm](http://www.fizik.sakarya.edu.tr/MehmetB/Saglik_fizigi/saglik.htm)
- Bernier, D.R., Christian, P.E., Langan, J. K. *Nuclear Medicine*, Mosby, New York (1997).
- Blatt, J. M. and Weiskopf, W. E., *Theoretical nuclear physics*, Wiley, New York, (1952).
- Boncukçuoğlu, R., İçelli, O., Erzeneoğlu, S. and Kocakerim, M. M. Comprasion of radioactive transmission and mechanical properties of Portland cement and modified cement with trommel sieve waste, *Cem. and Conc. Res.* 35, 1082-7 (2005).
- Briesmeister, J., “RSIC Computer Code Collection MCNP4A, Monte Carlo N-Particle Transport Code System”, Los Alamos National Laboratory, New Mexico (1993).
- Brown, B., *Economy of Nuclear Power*, Institute of Nuclear Energy, İstanbul, 1964.
- Budak, G., X-ışını fluoresans tekniğinde dairesel numunelerle şiddet dağılımının ölçülmesi ve Monte Carlo yaklaşımı. Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi (1992).

- Budak, G., Karabulut, A., Demir, L., Şahin, Y. Monte Carlo Calculation of XRF Intensities in Annular Arrangements of Radioactive Source, Sample, Cylindrical Collimator, and Detector, *Applied Spectroscopy Reviews*, 31, 3, 321-332 (1996).
- Burns, P. C., Hawthorne, F. C. Hydrogen bonding in colemanite: An X-ray and structure-energy study, *The Canadian Mineralogist*, 31, 297-304, (1993).
- Cengiz, A. Elektron ve  $\beta$ - Parçacıklarının Menzil, Enerji ve Açısız Dağılımlarının Monte Carlo Yöntemi ile İncelenmesi. Doktora Tezi. Uludağ Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü (1991).
- Chilian, C., St-Pierre, J., Kennedy, G. Complete thermal and epithermal neutron self-shielding corrections for NAA using a spreadsheet *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 278 3, 745–749 (2008).
- Colville, A. A. and Staudhammer, K., A refinement of the structure of Barite, from cow green mine, *American Mineralogist*, 52, 1877-80, (1967).
- Csikai, J, Elagib, I, Buczko, Cs-M. Studies on the neutron reflection, scattering and transmission methods used for bulk hydrogen analysis. Progress Report on IAEA CRP on Bulk Hydrogen Analysis using Neutrons (1999).
- Çevik, U., Baltaş, H., Çelik, A. and Bacaksız, E. Determination of attenuation coefficients, thickness and atomic numbers for CuInSe<sub>2</sub> semiconductor, *Nucl. Inst. and Tech. in Phys. B.*, 247, 173-9 (2006).
- Demir, Faruk. Bor ve Barit Agregalı Ağır Betonların Nötron Parçacıkları, X ve Gama Işınları Radyasyon Soğurganlıklarının Belirlenmesi. Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Doktora Tezi (2009).
- Demir, F., Budak, G., Şahin, R., Karabulut, A., Oltulu, M., Şerifoğlu, K., Ün, A. Radiation transmission of heavyweight and normal-weight concretes containing colemanite for 6 MV and 18 MV X-rays using linear accelerator, *Annals of Nuclear Energy*, 37(3), 339-344 (2010).
- Engizek, Tülay, Sağlık Fiziği, İ.Ü. Fen Fakültesi Basımevi, İstanbul (1999).
- Etherington, H, *Nuclear Engineering Handbook*, McGraw-Hill Book Company (1958).
- Ferrari, A., Mitaroff, A., Silari, M. A Reference Radiation Facility for Dosimetry at Flight Altitude and in Space, *Phys. Medica*, 17.115–118 Suppl. (2001).
- Földiak, G. *Industrial Application of Radioisotopes*, Elsevier, Amsterdam (1986).
- Gardner, R.P. and Ely, R.L. *Radioisotopes Measurement Applications in Engineering*, Reinhold Publishing Company, N.Y. (1967).
- Gemici, Ö. Sonlu ortamlarda bir veya daha çok saçılma yapmış gammaların Monte Carlo yöntemiyle izlenmesi. Uludağ Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Doktora Tezi (1991).
- Grifoni, S. Shield against radiations, Patent Number, 4727257 (1988).
- Goldsmith, H. H. *Rev. Mod. Phys.*, 19, 259 (1947).
- Hançerlioğulları, A., “APEX Hibrid Reaktör Modellemesi için Monte Carlo Yöntemi Kullanılarak Nötron Transport Hesaplamalarının Yapılması”, Doktora Tezi, Gazi Üniversitesi, Ankara (2003).
- Huges, D. J. and Schwartz, R. B., *Brookhaven National Laboratory Report BNL*, 325, (1958).
- Ibrahim, M. A., Heat generation and corresponding rise in temperature due to absorption of thermal neutrons in several shielding materials, *Ann. of Nucl. En.*, 29, 1131–6 (2002).

- Icelli, O., Erzeneoglu, S., Boncukcuoglu, R. Measurement of X-ray transmission factors of some boron compounds. *Radiat. Meas.* 37, 613-616 (2003).
- Karabulut, A., Budak, G., Radioisotope X-ray fluorescence analysis of some elements in colemanite ore. *Spectrochimica Acta Part B:Atomic Spectroscopy*, 55(1), 91-95 (2000).
- Khanna, A., Bhatti, S. S., Singh, K. J., Thind, K. S. Gamma - ray attenuation Coefficients in some borate glasses at 662 keV, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B*, 114 (3-4), 217-20, (1996).
- Khater, A. E. M. and Ebaid, Y. Y. A simplified gamma-ray self-attenuation correction in bulk samples, *Appl. Rad. and Isotop.*, 66, 407-13, (2008).
- Kirko, V. I. New composite materials for radiation protection, *J. of Mat. of Proces. Tech.*, 181, 222-24, (2007).
- Korkut, T., Ün, A., Demir, F., Karabulut, A., Budak, G., Şahin, R., Oltulu, M. Neutron dose transmission measurements for several new concrete samples including colemanite. *Annals of Nuclear Energy*, 37(7), 996-998 (2010).
- Lorch, E. A., *Int. J. Appl. Rad. Isotop.*, 24, 585, (1973).
- Midgley, S., Angular width of a narrow beams for X-ray linear attenuation coefficient measurements, *Rad. Phys. and Chem.*, 75, 945-53, (2006).
- Mollah, A. S., Ahmad, G. U., Husain, S. R., Measurements of neutron shielding properties of heavy concretes using a Cf-252 source, *Nucl. En. and Des.*, 135 (3), 321-25, (1992).
- NUKEM Market Report, A 'Proliferation-Proof' Reactor?, NUKEM Nuclear Technologies (1997).
- Oberhofer, M. *Advances in Radiation Protection*, Kluwer Academic Publisher (1991).
- Okuno, K. Neutron shielding material based on colemanite and epoxy resin, *Rad. Protec. Dos.*, 115(1-4), 258-61, (2005).
- Onur, S. Gama Radyasyonu Zırhlanması Amacıyla Farklı Betonların Değerlendirilmesi. Yüksek Lisans Tezi. İTÜ Nükleer Enerji Enstitüsü (2002).
- Peralta, L. Monte Carlo simulation of neutron thermalization in matter'' *Eur. J. Phys.* 23, 307-314 (2002).
- Polivka, M. and Davis, H. S. The shielding ability of concrete, *ASTM STP 169B*, 26, 420-434 (1979).
- Price, B. T., Horton O. O, Spinney K. T., *Radiation shielding*, Pergamon Press, London-New York (1957).
- Rockwell, T. *Reactor shielding design manual*, (1. press), D. Van Nostrand Company, Inc., Princeton, New Jersey, (1956).
- Sanz, R. B. , Villafane, R. M., Íñiguez, M. P. , Bayo, T. , Vega, H. R. , 2001. Determination of Neutron Dose to Patients From a18 MeV Linac. 5as Jornadas de Investigación Universidad Autónoma de Zacatecas Trabajo: CB/UFIS-(07/039) 1-8.
- Shera, E. B. and Hafemeister D. W., *Phys. Rev.* 150, 894, (1966).
- Sidhu, G. S., Singh K., Singh P. S. and Mudahar G. S., Effect of collimator size and absorber thickness on gamma ray attenuation measurements, *Rad. Phys. and Chem.*, 56, 535-537 (1999).
- Singh, C., Singh T., Kumar A., Mudahar G. S., Energy and chemical composition dependence of mass attenuation coefficients of building materials. *Ann. of Nucl. En.* 31, 1199-1205, (2004a).

- Singh, H., Singh K., Gerward L., Singh K., Sahota, H. S. and Nathuram R., ZnO-PbO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> glasses as gamma-ray shielding materials, Nucl. Inst. and Met. in Phys. Res. B., 207, 257-262, (2003a).
- Singh, H., Singh K., Sharma G., Gerward L., Nathuram R., Lark B. S., Sahota H. S. and Khanna A., Barium and calcium borate glasses as shielding materials for x-rays and gamma-rays, Phys. and Chem. of Glass., 44(1), 5-8, (2003b).
- Singh, K., Singh H., Sharma G., Gerward L., Khanna A., Kumar R., Nathuram R., Sahota, H. S., Gamma - ray shielding properties of CaO-SrO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> glasses. Rad. Phys. and Chem., 72, 225-228, (2005b).
- Singh, N., Aulakh H. S., Allawadhi K. L. and Sood, B. S., J. Phys. 33, 505- 511, (1989).
- Singh, N., Singh K. J., Singh K. and Singh H., Comparative study of lead borate and bismuth lead borate glass systems as gamma-radiation shielding materials, Nucl. Inst. and Meth. in Phys. Res. B., 225, 305-309 (2004b).
- Singh, N., Singh R., Singh K. J. and Singh K., Gamma - ray properties of lead and bismuth borosilicate glasses, Glass Tech., 46(4), 311-314, (2005a).
- Singh, N., Singh K. J., Singh K. and Singh H., Gamma - ray attenuation studies of PbO-BaO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> glass system, Rad. Meas., 41, 84-88, (2006).
- Singh, S., Kumar A., Singh D., Singh K. J. and Mudahar G. S., Barium- borate-fly ash glasses: As radiation shielding materials, Nucl. Inst. and Meth. in Phys. Res. B., 140-146, (2008).
- Şarer, B. Nükleer Fizik 2, Palme Yayıncılık, Ankara, Türkiye (2002).
- Tuğrul, A.B., A New Approach for Calculating the Geometry Factor for Flow Measurements with Radioactive Tracers Kerntechnik, Vol.68, No.260, 638-640 (1995).
- Turgut, Ü., Şimşek, Ö., Büyükkasap, E., and Ertuğrul, M., X-ray attenuation measurements for photon energies 4,508-13,375 keV in Cu, Cr and their compounds and the validity of mixture rule, Analy. Chi. Acta., 515, 349-352 (2004).
- Turgut, Ü., Büyükkasap, E., Şimşek, O., Ertuğrul, M. X-ray attenuation coefficients of Fe compounds in the K-edge region at different energies and the validity of mixture rule, J. of Quan. Spec. and Rad. Trans., 92, 143-151, (2005).
- Topçu, İ. B., Beton teknolojisi, Eskişehir, sayfa 319-334, (2006).
- Tümer, Aykut- Zararsız, Sema- Tanrıkut, Ali, Dr., Türkiye'nin Nadir Toprak Elementleri-Toryum Kompleks Cevheri İle İlgili Yapılmış Olan Çalışmalar Ve İleriye Yönelik Öneriler, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, 2009.
- Wikipedia, the free encyclopedia, <http://en.wikipedia.org/wiki/>
- Yarar, Y., Türk Kolemanitlerinin nötronlara karşı taşınabilir beton zırhlama bloklarında kullanımı, (Yüksek Lisans Tezi), İ.T.Ü., Nükleer Enerji Enstitüsü, (1987).
- Yarar, Y., Kolemanitli Betonların Nötron Zırhlama Etkinliğinin ve aktivitesinin incelemesi, (Doktora Tezi), İ.T.Ü., Nükleer Enerji Enstitüsü (1994).
- Yarar, Y. and Bayülken, A., Investigation of neutron shielding efficiency and radioactivity of concrete shields containing colemanite, J. of Nucl.Mat., 212-215, 1720-1720 (1994).
- Yousif Ali M, El-Megrab AM, Jonah SA, Daw May Su, Varadi M, Csikai J Investigations of neutron fields used in elemental analysis of bulk samples. Nucl Geophys 9(3):203-217 (1995).

Zazula, J. M. and Tesch, K., Analysis of the transverse shielding problem at proton accelerators using a hadronic cascade code with low energy particle modules, Nucl. Inst. and Meth. in Phys. Res., 279-294 (1990).

<http://www.fluka.org>

<http://www.taek.gov.tr/index/html>

[http://webmineral.com/data/Colemanite.shtml\(15.06.2008\)](http://webmineral.com/data/Colemanite.shtml(15.06.2008))

<http://webmineral.com/data/Barite.shtml>

## ÖZGEÇMİŞ

1979 yılında Iğdır'da doğdu. İlk, orta ve lise öğretimini sırasıyla Erzurum Merkez Dumlupınar İlköğretim Okulu, Erzurum Merkez Şair Nef'i Ortaokulu ve Erzurum Lisesi'nde tamamladı. 1996-2000 yılları arasında lisans eğitimini Atatürk Üniversitesi Kazım Karabekir Eğitim Fakültesi Fizik Öğretmenliği Bölümü'nde tamamladı. 2000 yılında Iğdır ili Tuzluca 100.Yıl Lisesi'nde fizik öğretmeni olarak meslek hayatına başladı. Daha sonra 2004-2005 yılları arasında Pasinler Lisesi'nde fizik öğretmeni, 2005-2008 yılları arasında Dumlupınar İlköğretim Okulu'nda Fen ve Teknoloji öğretmeni ve 2008-2009 yılları arasında Ordu Bilim ve Sanat Merkezi'nde Fen ve Teknoloji öğretmeni olarak görev yaptı. 2004 yılında Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü'nde Atom ve Molekül Fiziği bilim dalında direkt doktora eğitimine başladı. Halen Ağrı İbrahim Çeçen Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü'nde Araştırma görevlisi olarak görev yapmaktadır. Evli ve bir kız çocuk babasıdır.