

**GEANT4 VE FLUKA MONTE CARLO SİMÜLASYON KODLARI KULLANILARAK BAZI MİNERALLERİN  
Am-241/Be NÖTRON KAYNAĞININ ZIRHLANMASI İÇİN KULLANILABİLİRLİKLERİNİN DEĞERLENDİRİLMESİ**

Erhan GÖRMEZ  
Yüksek Lisans Tezi  
Fizik Anabilim Dalı  
Yrd. Doç. Dr. Turgay KORKUT

2012  
Her Hakkı Saklıdır

AĞRI İBRAHİM ÇEÇEN ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

GEANT4 VE FLUKA MONTE CARLO SİMÜLASYON KODLARI  
KULLANILARAK BAZI MİNERALLERİN Am-241/Be NÖTRON  
KAYNAĞININ ZIRHLANMASI İÇİN KULLANILABİLİRLİKLERİNİN  
DEĞERLENDİRİLMESİ

Erhan GÖRMEZ

FİZİK ANABİLİM DALI

AĞRI

2012

Her Hakkı Saklıdır

**T.C.**  
**AĞRI İBRAHİM ÇEÇEN ÜNİVERSİTESİ**  
**FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**TEZ ONAY FORMU**

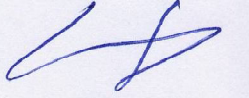
---

**GEANT4 VE FLUKA MONTE CARLO SİMÜLASYON KODLARI KULLANILARAK  
BAZI MİNERALLERİN Am-241/Be NÖTRON KAYNAĞININ ZIRHLANMASI İÇİN  
KULLANILABİLİRLİKLERİNİN DEĞERLENDİRİLMESİ**

Yrd. Doç. Dr. Turgay KORKUT danışmanlığında, Erhan GÖRMEZ tarafından hazırlanan bu çalışma 29/06/2012 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından Fizik Anabilim Dalı'nda Yüksek Lisans tezi olarak oybirliği ile kabul edilmiştir.

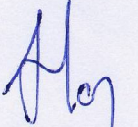
Başkan: Yrd. Doç. Dr. Turgay KORKUT

İmza :



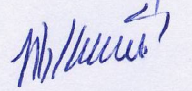
Üye : Yrd. Doç. Dr. İbrahim HAN

İmza :



Üye : Yrd. Doç. Dr. Havva KAVURMACI

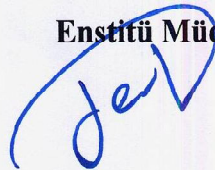
İmza :



Yukarıdaki sonucu onaylıyorum

Yrd. Doç. Dr. Tevfik İŞLEYEN

**Enstitü Müdürü**



## ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

GEANT4 VE FLUKA MONTE CARLO SİMÜLASYON KODLARI  
KULLANILARAK BAZI MİNERALLERİN Am-241/Be NÖTRON KAYNAĞININ  
ZIRHLANMASI İÇİN KULLANILABİLİRLİKLERİNİN DEĞERLENDİRİLMESİ

Erhan GÖRMEZ  
Ağrı İbrahim Çeçen Üniversitesi  
Fen Bilimleri Enstitüsü  
Fizik Anabilim Dalı

Danışman: Yrd. Doç. Dr. Turgay KORKUT

Radyasyon içeren uygulamalar teknolojinin gelişimine bağlı olarak günümüzde son derece yaygındır. Radyasyonun canlı organizmalara verdiği zararlar bilinmektedir. Bu zararlardan korunmanın üç yolu mesafe, zaman ve zırhlama olarak sıralanabilir. Bu çalışmanın amacı hem 4,5 MeV nötron yayınlayan hem de 59,54 keV enerjili gama ışınımına sebep olan ve özellikle nükleer araştırmalarda sıkça kullanılan Am-241/Be kaynağı için mineral tabanlı yeni bir zırh ve kolimatör malzemesi önermektir. Bu çalışmada doğada bulunan on farklı mineralin Am-241/Be kaynağını zırhlama kapasiteleri araştırılmıştır. FLUKA ve GEANT4 Monte Carlo simülasyon kodları 4,5 MeV enerjili nötron ve 59,54 keV enerjili gama tesir kesiti hesaplamaları için kullanılmıştır. Minerallerin radyasyon soğurma performanslarının değerlendirilebilmesi için ayrıca en sık kullanılan yapı malzemelerinden beton için de aynı simülasyon hesaplamaları yapılmıştır. Mineraller için elde edilen sonuçlar beton ile karşılaştırılmıştır ve minerallerin betondan daha iyi zırhlama kapasitesine sahip oldukları belirlenmiştir. Çalışmanın en önemli sonucu Anyuuite mineralinin hem gama hem de nötron radyasyonuna karşı kullanılabileceğinin belirlenmiş olmasıdır.

**2012, 61 Sayfa**

**Anahtar Kelimeler:** Radyasyon Zırhlama, mineraller, Monte Carlo Metodu, FLUKA, GEANT4

## ABSTRACT

### EVALUATION OF USABILITY OF SEVERAL MINERALS TO SHIELD Am-241/Be NEUTRON SOURCE USING BY GEANT4 AND FLUKA MONTE CARLO SIMULATION CODES

Erhan GÖRMEZ  
Ağrı İbrahim Çeçen University  
Graduate School of Natural and Applied Sciences  
Department of Physics

Supervisor: Asst. Prof. Dr. Turgay KORKUT

Recently applications including radiation are extremely common depending on the progress of technology. It is known that radiation damages to living organisms. There are three way protecting this damage as distance, time and shielding. The aim of this study is to recommend a new mineral-based shield and collimator material against Am-241/Be radiation source especially widely used in nuclear researches emitted both 4,5 MeV neutrons and 59,54 keV gamma rays. In this thesis shielding capacities of the Am-241/Be source of ten natural minerals are simulated. FLUKA and GEANT4 Monte Carlo simulation codes are used for 4,5 MeV neutron total macroscopic cross sections and 59,54 keV gamma linear attenuation coefficient calculations. Also similar simulation procedures are applied on concrete sample one of the widely used construction material to evaluate shielding performances of ten minerals. Obtained results for ten minerals are compared with concrete and it is determined that all minerals have higher shielding capacity compared to concrete. The most important output of this work is that Anyuıite mineral can shield both neutron particles and gamma rays.

**2012, 61 Pages**

**Keywords:** Neutron radiation, radiation shielding, natural minerals, Monte Carlo method, FLUKA, GEANT4

## TEŞEKKÜR

Yüksek Lisans tezi olarak sunduğum bu tez çalışmamda Monte Carlo simülasyonlarının yapılmasında CERN FLUKA ve GEANT4 radyasyon transfer kodu kullanılmıştır. Bu çalışmam süresince bilgi, tecrübe, destek ve yardımlarını hiçbir zaman esirgemeyen, gerektiğinde zamanını ve enerjisini harcamakta son derece cömert davranan saygıdeğer danışman hocam Yrd. Doç. Dr. Turgay KORKUT'a en içten teşekkürlerimi sunarım.

Çalışmalarım boyunca fikir ve önerilerinden faydalandığım saygıdeğer hocalarım Yrd. Doç. Dr. İbrahim HAN ve Yrd. Doç. Dr. Hatun KORKUT'a teşekkür ediyorum. Ağrı İbrahim Çeçen Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü çalışanlarına teşekkür ediyorum.

Ayrıca çalışmalarım süresince her zaman yanımda olan çok değerli eşim ve kızıma gösterdikleri sabır ve desteklerinden dolayı teşekkür ediyorum.

Erhan GÖRMEZ

Haziran 2012

## İÇİNDEKİLER

ÖZET .....	i
ABSTRACT .....	ii
TEŞEKKÜR .....	iii
SİMGELER DİZİNİ .....	vii
ŞEKİLLER DİZİNİ .....	ix
ÇİZELGELER DİZİNİ .....	x
<b>1.GİRİŞ</b> .....	1
<b>2.KURAMSAL TEMELLER</b> .....	4
2.1. Nötronun Keşfi ve Tarihsel Gelişimi .....	4
2.2. Nötronlar .....	7
2.2.1. Nötronların Hareket Denklemleri .....	10
2.2.2. Nötron Kaynakları .....	12
2.2.2.a. Alfa-Berilyum Kaynakları .....	12
2.2.2.b. Fotonötron Kaynakları .....	12
2.2.2.c. Kendiliğinden Fisyon .....	12
2.2.2.ç. Nükleer Reaksiyonlar .....	12
2.2.2.d. Reaktörler .....	13
2.3. Nötronların Zırhlanması .....	13
2.3.1. Nötronların Azaltılması ve Soğurulması .....	14
2.3.2. Nötronların Zırhlanması İçin Kullanılan Malzemeler .....	14
2.3.2.a. Barit .....	14
2.3.2.b. Kolemanit .....	14
2.3.2.c. Parafin Wax .....	14
2.3.2.ç. Geçiş Metalleri .....	14
<b>3. MATERYAL ve YÖNTEM</b> .....	28

3.1. LINUX İşletim Sistemi .....	28
3.2. Monte Carlo Simülasyon Tekniđi .....	28
3.2.1. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu .....	30
3.2.2. FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu .....	31
3.2.3. MARS Monte Carlo Simülasyon Kodu .....	33
3.2.4. PHITS Monte Carlo Simülasyon Kodu .....	33
3.2.5. MCNP Monte Carlo Simülasyon Kodu.....	34
3.3. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu Kullanım Aşamaları .....	34
3.4. FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu Kullanım Aşamaları .....	37
3.5. Kullanılan Mineraller .....	38
3.6. <sup>241</sup> Am-Be Nötron Kaynađı .....	43
<b>4. ARAŞTIRMA BULGULARI .....</b>	<b>48</b>
4.1. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu Hesaplamaları .....	49
4.1.1. 59,54 keV Enerjili Gama Işınlarının Mineraller İle Etkileşimi .....	49
4.1.2. 4,5 MeV Etkin Enerjili Nötron Parçacıklarının Mineraller İle Etkileşimi .....	51
4.2. FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu Hesaplamaları .....	54
4.2.1 59,54 keV Enerjili Gama Işınlarının Mineraller İle Etkileşimi .....	54
4.2.2 4,5 MeV Etkin Enerjili Nötron Parçacıklarının Mineraller İle Etkileşimi .....	56
<b>5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA .....</b>	<b>71</b>
5.1. Arupite .....	72
5.2. Andreyivanovite .....	72
5.3. Aerugite .....	73
5.4. Allabogdanite .....	73
5.5. Argutite .....	74
5.6. Algodonite .....	74
5.7. Anduoite .....	75

5.8. Abramovite .....	75
5.9. Arsenopalladinite .....	76
5.10. Anyuuite .....	76
KAYNAKLAR .....	54
ÖZGEÇMİŞ .....	61

## SİMGELER DİZİNİ

A	Kütle Numarası
$^{241}\text{Am}$	Amerikyum-241 İzotopu
$\alpha$	Alfa parçacığı
Bq	Becquerel, radyoaktivite birimi
B	Manyetik alan
d	Döteryum
d $\Omega$	Diferansiyel Katı Açısı
e	Elektron
eV	Elektron volt
E	Enerji (keV, MeV, GeV )
$\gamma$	Gama Radyasyonu
GeV	Giga elektron volt
I	Şiddet
keV	Kilo elektron volt
$m$	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 (g/cm <sup>3</sup> )
$\Sigma$	Makroskopik Tesir Kesiti (Taşınım Katsayısı)
Sv	Sievert, eşdeğer doz birimi
SI	Uluslar Arası Birim Sistemi
$\mu$	Mikro, alt birim (10 <sup>-6</sup> )
$\tau$	Ortalama ömür
$t_{1/2}$	Yarı Ömür

$\nu$	Frekans
$v$	Nötronun hızı
$Z$	Atom numarası
$\sigma_t$	Toplam tesir kesiti
$\theta$	Kütle merkezi sistemindeki saçılma açısı
$\lambda$	Aktivite

## ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 3.1. $Pb_2SnInBiS_7$ Görünümü .....	27
Şekil 3.2. $Ni_{8,5}(AsO_4)_2AsO_8$ Görünümü .....	28
Şekil 3.3. $Cu_6As$ Görünümü .....	28
Şekil 3.4. $(Fe,Ni)_2P$ Görünümü .....	29
Şekil 3.5. $FeCrP$ Görünümü .....	29
Şekil 3.6. $(Ru,Os)As_2$ Görünümü .....	30
Şekil 3.7. $GeO_2$ Görünümü .....	31
Şekil 3.8. $Pd_8(As,Sb)_3$ Görünümü .....	31
Şekil 4.1. Lineer Soğurma Katsayıları .....	35
Şekil 4.2. Kütle Soğurma Katsayıları .....	35
Şekil 4.3. Ortalama Serbest Yol .....	36
Şekil 4.4. Azalma Mesafesi .....	36
Şekil 4.5. Toplam Makroskopik Tesir Kesiti .....	37
Şekil 4.6. Soğurma Katsayısı .....	38
Şekil 4.7. Ortalama Serbest Yol .....	38
Şekil 4.8. Azalma Mesafesi .....	39
Şekil 4.9. Lineer Soğurma Katsayıları .....	40
Şekil 4.10. Kütle Soğurma Katsayıları .....	40
Şekil 4.11. Ortalama Serbest Yol .....	41
Şekil 4.12. Azalma Mesafesi .....	41
Şekil 4.13. Toplam Makroskopik Tesir Kesiti .....	42
Şekil 4.14. Soğurma Katsayısı .....	43
Şekil 4.15. Ortalama Serbest Yol .....	43
Şekil 4.16. Azalma Mesafesi .....	44
Şekil 5.1. Orthorombic Kristal Yapı Görünümü .....	47
Şekil 5.2. Hexagonal Kristal Yapı Görünümü .....	49
Şekil 5.3. Triclinic Kristal Yapı Görünümü .....	50

## ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 2.1. Nötronların Özellikleri .....	7
Çizelge 3.1. $Pb_2SnInBiS_7$ Fiziksel Özellikleri .....	27
Çizelge 3.2. $Ni_{8,5}(AsO_4)_2AsO_8$ Fiziksel Özellikleri .....	28
Çizelge 3.3. $Cu_6As$ Fiziksel Özellikleri .....	28
Çizelge 3.4. $(Fe,Ni)_2P$ Fiziksel Özellikleri .....	29
Çizelge 3.5. $FeCrP$ Fiziksel Özellikleri .....	29
Çizelge 3.6. $(Ru,Os)As_2$ Fiziksel Özellikleri .....	30
Çizelge 3.7. $Au(Pb,Sb)_2$ Fiziksel Özellikleri .....	30
Çizelge 3.8. $GeO_2$ Fiziksel Özellikleri .....	30
Çizelge 3.9. $Pd_8(As,Sb)_3$ Fiziksel Özellikleri .....	31
Çizelge 3.10. $(Ni,Fe)_3(PO_4)_2(H_2O)_8$ Fiziksel Özellikler .....	31
Çizelge 3.11. $^{241}Am/Be$ Nötron Kaynağının Özellikleri .....	32
Çizelge 4.1. Gama Etkileşimlerinde Kullanılan Mineral Kodları .....	34
Çizelge 4.2. Nötron Etkileşimlerinde Kullanılan Mineral Kodları .....	37
Çizelge 4.3. Gama Etkileşimlerinde Kullanılan Mineral Kodları .....	39
Çizelge 4.4. Nötron Etkileşimlerinde Kullanılan Mineral Kodları .....	42
Çizelge 5.1. Minerallerin Gama Işınları İle Etkileşimi Sonucu Lineer Soğurma Katsayısı Karşılaştırmaları .....	45
Çizelge 5.2. Minerallerin Nötronlar İle Etkileşimi Sonucu Toplam Makroskopik Tesir Kesiti Karşılaştırmaları .....	46
Çizelge 5.3. Anyuuite Mineralinin Etkileşimi Sonucu Ortaya Çıkan Radyoizotoplar ...	52

## 1. GİRİŞ

Modern toplumlarda radyasyonun çeşitli şekillerde, giderek artan amaçlarla kullanılması, tüm canlıları risk altına sokmaktadır. Günümüzde radyasyonun temel bilimlerde, tıpta, tarımda, endüstride ve askeri amaçlarla kullanılışı çok büyük ve geniş boyutlara ulaşmıştır. Dünyada tıp, bilimsel araştırma, enerji, tarım ve endüstride ihtiyaçları gidermek için üç binden fazla nükleer tesis, bunlara ek olarak tıp merkezlerinde tedavi ve teşhis amacı ile radyasyon ışınları kullanılmaktadır. Dolayısıyla radyasyon zırhlama teknolojilerindeki gelişmeler günümüzde çok büyük önem taşımaktadır. Yapılan çalışmaların amacı canlı organizmaları buldukları radyasyon ortamına bağlı olarak zırhlama kuralları dahilinde uygun kalkan malzemeleri araştırılmasıdır.

Nötron parçacıkları yüksüz oldukları için Coulomb etkileşimlerine maruz kalmadan uzun süre ilerleyebilme özelliğine sahiptirler. Bu nedenle nötron parçacıklarını zırhlayabilmek için farklı malzemeler tercih edilmektedir. Nötron parçacıklarına karşı zırh malzemesi olarak parafin wax, çeşitli polimerler, kurşunlu camlar ve ağır beton gibi kompozit malzemelerin yanında Hf, Fe, Gd, Zr, B ve Cd gibi geçiş metalleri yaygın olarak kullanılmaktadır. Zırh malzemelerinin nötronları tutması, azaltması ve aynı zamanda etkileşimler sonucu açığa çıkan gama ışınlarını da bertaraf etmesi gerekmektedir.

İzotopik nötron kaynaklarında, genel olarak Pu-238, Pu-239, Am-241 gibi ağır radyoaktif çekirdekler tarafından yayımlanan alfa ışınlarının Be gibi hafif elementlerle etkileşimleri sonucunda nötronlar elde edilir. Nötronları elde etmek için özellikle bilimsel araştırmalar için alfa-berilyum kaynaklar tercih edilir. Bu kaynaklardan biri olan Am-Be kaynaktan nötronların yanında, Am-241'den kaynaklanan 59,54 keV enerjiye sahip gama ışınımı ile 5.486 MeV alfa ışınımı yayılmaktadır. Am-Be kaynak ile deneysel çalışma yapılırken alfa ışınlarının zırhlaması bir problem teşkil etmemektedir ancak kaynaktan yayılan nötron ve gama radyasyonlarına karşı tedbir almak gerekir.

Bu tezin temel amacı hem 4,5 MeV nötron yayınlayan hem de 59,54 keV enerjili gama ışınımına sebep olan Am-241/Be nötron kaynağının zırhlaması için bazı minerallerin kullanılabilirliklerinin değerlendirilmesidir. Bu amaç doğrultusunda doğada bulunan on mineralin nötron radyasyonunu zırhlama ve gama ışınını soğurma parametreleri ortaya konulmuştur. Hesaplamaların yapılmasında nükleer etkileşmeler konusunda sıklıkla tercih edilen FLUKA ve GEANT4 simülasyon kodları kullanılmıştır. Elde edilen sonuçlar, minerallerin kristal yapıları açısından da değerlendirilmiştir. Elde edilen veriler minerallerin tek başına veya beton gibi ucuz maliyetli yapı malzemeleri içerisine katkılanmaları ile üretilecek yeni zırh malzemeleri için radyasyon zırhlama endüstrisi adına önemlidir.

## 2. KURAMSAL TEMELLER

### 2.1. Nötronun Keşfi ve Tarihsel Gelişimi

Henry Becquerel'in 1896 yılında Uranyum tuzu tarafından yayınlanan ışınımı keşfi ile radyoaktivite hakkındaki bilimsel süreç başlamıştır. Mary Curie ve eşi Piere Curie'nin radyasyon yayan Radyum ve Polonyum elementlerini 1898 yılında keşfetmelerinin ardından radyoaktif birçok element bulunmuştur. Zamanla radyasyon kaynakları giderek artan amaçlarla kullanılmaya başlanmıştır.

Çekirdek fisyonunun bulunması ve nötronun keşfedilmesi ile nükleer reaktörlerin yapılandırılması gelişmeye başlamıştır. Bu gelişmeler ışığında dünyada kullanılan radyoaktif maddelerin ve radyasyon kaynaklarının sayısı hızla artmaya başlamıştır ( Etherington 1958 ). Söz konusu artışlar ile nükleer reaktörlerdeki fisyon ve nötron bombardımanı ile oluşturulan radyoizotopların tehlikeli etkileri zırhlama teknolojisinin gelişmesini zorunlu kılmıştır. Radyasyon kaynaklarının zırhlanması, radyasyonun ileri derecede maddelere ve dokulara nüfuz edebilmesinden dolayı önemini bir kat daha arttırmıştır.

Nükleer reaktörler ve nükleer enerji üreten teknolojilerin yaygınlaşması ile birçok elementin radyoizotopları elde edilmiştir. Zamanla her alanda gelişen teknoloji, nükleer alanında da etkisini göstermiştir (Oberhofer 1991). Radyoizotopların tıp (Bernier *et al.* 1997) ve arkeometri (Tuğrul 1985) gibi alanlarda yaygın olarak kullanıldığı bilinmekle birlikte sürekli gelişen nükleer teknikler birçok farklı alanda da kullanılabilir ( Gardner and Ely 1967, Földiák 1986 ).

Radyasyonun canlılar üzerindeki olumsuz etkilerinin önlenmesi amacıyla zırhlama teknolojisi giderek önem kazanmaktadır (Ferrari *et al.* 2001).

Radyasyon zırhlama için çeşitli malzemelerin kullanıldığı çalışmalara birçok örnek gösterilebilir. Grifoni (1988) bor ve kurşun mineralleri kullanarak elde ettiği çimento tabanlı malzeme ile Amerikan Patent Ofisi'nden patent almıştır. Singh *et al.* (2008)

daraltılmış şua metodunu kullanarak 356, 662, 1173 ve 1332 keV'lik  $\gamma$ -ışını enerjilerinde baryum borat uçucu küllerinin kütle azaltma katsayılarını belirlemişlerdir. Alam *et al.* (2001) Bangladeş'in farklı bölgelerinden alınan toprak, kum, inşaat malzemesi ve ağır sahil numunelerinin kütle ve nötron transmisyonlarını  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  ve  $^{60}\text{Co}$  nokta kaynaklarının 276, 303, 356, 384, 662 ve 1332 keV'lik enerjileri için yüksek çözünürlüklü HPGe dedektör kullanarak ölçmüşlerdir. Singh *et al.* (2003a) 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 ve teorik sonuçlarının karşılaştırmasını çalışmışlardır. Khanna *et al.* (1996) 662 KeV'de bazı ağır metal oksit borat camlarda lineer ve kütle azaltma katsayılarını belirlemişlerdir. Singh *et al.* (2003b) 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 belirlemişlerdir. Boncukçuoğlu vd (2005) tinkal cevherinden boraks üretimi yapılırken elde edilen atık ile modifiye edilmiş çimento ve Portland çimentosunun 15,746 keV'den 40,390 keV'e kadar olan enerji aralığında radyasyon geçirgenliklerini çalışmışlardır. Singh *et al.* (2004b)  $\gamma$ -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 yapmışlardır. Abdo *et al.* (2003) yüksek yoğunluklu polietilen ve kurşun oksit kompozit malzemelerin hızlı nötron ve  $\gamma$ -ışını zırhlaması üzerine çalışmışlardır. Singh *et al.* (2005a) 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 katsayısını deneysel ve teorik olarak hesaplayarak karşılaştırmasını yapmışlardır. Singh *et al.* (2005b) 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 hesaplamışlardır. Singh *et al.* (2006) 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. Kirko (2007) 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.

Radyasyon zırlama üzerine yapılan çalışmaların bir kısmı yukarıda belirtilmiştir. Bu çalışmalarda deney geometrisi dedektör ile radyasyon kaynağının arasına materyalin konması şeklinde kurulur. Ancak bu geometride materyalin kendisi, radyasyon kaynağı, arasındaki mesafeler, kullanılan dedektör ve kolimatör tipleri önemlidir. Bunlarla ilgili birçok çalışmaya örnek verilebilir. Turgut *et al.*, ikincil X-ışınlarını kullanarak 4,508-13,375 keV foton enerji aralığında Cu, Cr ve bileşiklerinin X-ışını azaltma katsayılarını belirlemiştir (Turgut *et al.*, 2004). Sidhu *et al.* (1999) 662 keV'lik  $\gamma$ -ışınları için su ve toprağın kütle azaltma katsayılarını belirlemiştir. Çevik vd (2006) CuInSe<sub>2</sub> yarı iletkeni için azaltma katsayısı, kalınlık ve etkin atom numaralarını hesaplamışlardır. Midgley (2006) X-ışını nötron transmisyonlarını ölçerken saçılan radyasyonun sistematik hatanın ana kaynağı olabildiğini belirlemiştir. Turgut vd (2005) 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 belirlemiştir. Şarer (2002)'a göre nötron ışınlarının dedeksiyonu ve soğurulması ile ilgili çalışmalar toplam tesir kesitlerinin hesaplanması üzerine yoğunlaşmıştır (Goldsmith *et al.* 1947; Huges and Schwartz 1958; Blatt and Weiskopf 1952; Shera and Hafemeister, 1966). Khater and Ebaid (2008) yaptıkları çalışma ile referans numuneler ile diğer numunelerin matrisi arasındaki farklılıklarından dolayı foton pik verimlerindeki sistematik belirsizliği düzeltmişlerdir. Lorch (1973) <sup>241</sup>Am'in alfa parçacığı kullanarak <sup>9</sup>Be'dan Waterloo Üniversitesi ile birlikte nötron pikleri elde etmiştir. Yarar (1994) yılındaki çalışmasında, nükleer güç reaktörlerinin zırlama betonlarında kolemanit kullanılarak betonun nötron zırlama etkinliğinin ne şekilde değişeceğini teorik ve deneysel olarak araştırmıştır. Kolemanit betonlarının mukavemetini çok azalttığı için beton içerisindeki miktarı %10'dan fazla olmamalıdır (Yarar 1987). Nötron zırlamada en yaygın kullanılan zırlama malzemeleri su, ağır metaller, beton karışımları, hidrojen içeren organik bileşikler veya hidritler, bor içeren metaller ve çeşitli tür plastiklerdir (Rockwell 1956; Price *et al.* 1957). Polivka and Davis (1979) nötron parçacıklarını zırlamak için atom ağırlıkları yüksek ağır malzemeler, hidrojen ve oksijen gibi hafif element konularında araştırmalar yapmış ve bu parçacıklara karşı boron içeren malzeme kullanılması gerektiği fikrini öne sürmüşlerdir. Mollah *et al.* (1992) ilmenit ve manyetit agregalı betonların nötron zırlama özelliklerini araştırmışlardır. Okuno (2005) epoksi reçinesi ile kolemaniti

birbirine karıştırarak nötron zırhlama malzemesi elde etmiştir. Yarar ve Bayülken (1994) kolemanit içeren zırhlama betonlarının radyoaktifliklerini ve nötron zırhlama verimlerini belirlemiştir. Zazula and Tesch (1990) çalışmasında çeşitli metotlarla ağır ve normal beton üzerine farklı enerjilerde nötronlar göndererek kütle azaltma katsayılarının normal betonlarda  $107 \text{ g/cm}^2$ , ağır betonlarda ise  $116 \text{ g/cm}^2$  olarak hesaplamışlardır. İbrahim (2002) su, normal beton, ağır beton, parafin wax, grafit, kurşun ve demir gibi birçok zırhlama malzemesi içinde termal nötron soğrulması sonucunda sıcaklığın artması üzerine bir çalışma yapmıştır. Bashter *et al.* (1996) normal, ilmenitli ve limonitli beton zırhlarında ET-RR-1 reaktör çekirdeğinden yayımlanan termal nötron dağılımları üzerine çalışmışlardır. Agosteo *et al.* (2004b) RIB (Rare Isotope Beam) zırhlama tasarımı için nötronların beton içerisindeki azaltma eğrileri üzerine çalışmışlardır.

Literatüre bakıldığında bu çalışmada kullandığımız GEANT4 ve FLUKA Monte Carlo simülasyon kodları ile ilgili çok fazla çalışmaya rastlanır. Brittingham *et al.* (2012) FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodunu kullanarak yüksek enerjili ağır yüklü parçacıklar için enerji birikimi parameterizasyonlarını geliştirmek için çalışmışlardır. Korkut vd (2010a) yeni bir radyasyon koruyucu malzeme olarak FLUKA Monte Carlo Simülasyonu ile ametist cevherini çalışmışlardır. Korkut vd (2011) FLUKA Monte Carlo Simülasyonu ile kolemanit, üleksit ve tinkal cevherinin içerisindeki bor atomlarının sayısına bağlı olarak nötron tutuculuklarını çalışmışlardır. Korkut ve Korkut (2012) farklı enerji aralıklarındaki proton, nötron, foton ve elektronların 6H-SiC yarıiletken elektronik devre elemanına etkilerini FLUKA simülasyonu kullanarak araştırmışlardır. Sawkey *et al.* (2012) GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu ile elektron saçılma algoritmalarının karşılaştırılmasını çalışmışlardır. Guthoff *et al.* (2012) filtrelenmiş bir X-ışını kaynağının sebep olduğu radyasyon hasarını GEANT4 simülasyonu ile çalışmışlardır. Jamil *et.al.* (2012) PPAC sayacına 4-20 MeV enerji aralığında hızlı nötronları GEANT4 Monte Carlo Simülasyonu ile taşımış ve sayacın verimliliğini çalışmışlardır.

## 2.2. Nötronlar

Bir atom çekirdeğinde elektron yükünü dengeleyecek sayıda proton bulunur. Kimyasal kütle tayini ile atomun kütesinin atomdaki protonun kütesinden daha büyük olduğunu biliyoruz. 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 kütesinin ancak yarısı kadardır. Bu durumda kütle korunum yasası düşünüldüğünde bu oksijen atomu içerisinde eksik olan kütle tamamlaması bakımından elektron ve protonlara ek olarak başka parçacık veya parçacıklarında bulunması gerekmektedir. Bu eksikliğin giderilmesi için bilimsel anlamda birkaç deney yapılmıştır. E.Rutherford'un 1920 yılında yaptığı çalışmalar sonucunda çekirdekte yüksüz taneciklerin de olabileceği fikri ortaya çıkmıştır. Bu fikri destekleyici başka bir çalışma James Chadwich tarafından 1932 yılında yapılmıştır. Bu çalışmada Chadwich berilyum çekirdeklerini alfa parçacıkları ile bombardıman ederek, çekirdekte protonlardan başka, kütlesi yaklaşık olarak protonların kütlelerine eşit yüksüz taneciklerin bulunduğunu keşfetti. Bunlara yüksüz anlamına gelen "nötron" adı verildi. Nötronun kütesiyle protonun kütesi karşılaştırılırsa, nötronun kütesi, protonun kütesine göre küçük bir miktar büyüktür. Tabiiatta nötronu olmayan tek element hidrojenidir. Bunun için hidrojenin kütesi protonun kütesine eşdeğerdedir.

**Çizelge 2.1:** Nötronların Özellikleri

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

Serbest bir nötron kararsızdır. Bir proton, elektron ve anti-nötrino yayımlayarak bozunur. Bu süreç yaklaşık olarak 680 saniye yarı ömre sahiptir. Atomların çekirdeklerinde bağlı durumda olan nötronlar ise kararlıdır. Çekirdekteki nötronlar, aralarında karşılıklı itme kuvveti olan protonları birbirinden ayırır ve çekirdek içi büyük çekim kuvvetinin oluşmasına katkıda bulunur. Nötronlar çekirdekte bir harç özelliği gösterirler. Birçok çekirdek reaksiyonu serbest nötronlar verir. Bunlar arasında nükleer fisyon yani çekirdek bölünmesi de vardır. Bu nedenle nükleer reaktörler ve parçacık

hızlandırıcılar birer nötron kaynağıdır. Nötron ışınları çok giricidirler. Maddenin derinliklerine doğru kolayca ilerlemeleri yüksüz oluşlarından kaynaklanır. Nötronlar küçük çekirdekler ile çarpıştırlarsa yavaşlayabilirler. Nötron ışınlarından ancak kalın beton duvarlarla korunulabilir. Hızları uygun olan nötronlar, Uranyum-235 ve Plütonyum-242 çekirdeklerine çarpınca bunların bölünmelerine (fisyon) 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. Yüksek hızlı nötronlar parçacık özelliğinin yanında dalga özelliği de gösterirler. Nötron kırınımı (difraksiyon) olayı ile malzemelerin 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 (Cold Neutrons) ( $<1\text{ meV}$ )
- ii. Termal Nötronlar (Thermal Neutrons) ( $<0.5\text{ eV}$ )
- iii. Epitermal Nötronlar (Epithermal Neutrons) ( $0.5\text{ eV}-50\text{ keV}$ )
- iv. Hızlı Nötronlar (Fast Neutrons) ( $>50\text{ keV}$ )

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

- i. Nötron Difraksiyonu
- ii. Elastik Saçılma
- iii. Nükleer Reaksiyonlar
  - $(n,\gamma)$  Reaksiyonları (Gama Yakalama)
  - $(n,p)$  ve  $(n,\alpha)$  Reaksiyonları
  - İnelastik Saçılma  $(n,x)$
  - Nükleer Fisyon  $(n,f)$

Nötronlar madde ile etkileştiklerinde iki durum söz konusudur ve iki parametre öne çıkar. Nötronların parçacık veya çekirdekle etkileşimi ihtimali Nötron Mikroskopik Tesir Kesiti olarak adlandırılır ve Mikroskopik Tesir Kesiti absorpsiyon, fisyon ve saçılma olmak üzere üç gruba ayrılır. Toplam Mikroskopik Tesir Kesiti bu üç etkileşim ihtimalinin toplamına eşittir.

Nötronların beton gibi ağır materyallerle etkileşme ihtimalini ifade eden Makroskopik Tesir Kesiti zırhlama çalışmalarında belirleyici bir parametre olarak kabul edilir. Bu parametre nötron parçacığının madde içerisinde yaptığı iki çarpışma arasındaki mesafe olan ortalama serbest yola bağlıdır.

Nükleer reaktörlerde nötron parçacıkları radyoaktif yakıtın bozunum işlemini başlatan etken oldukları için son derece önemlidir. Diğer yüksüz radyasyonlar olan  $\gamma$ - ve X-ışınlarındaki durumdan farklı olarak, nötronların madde ile etkileşmeleri her zaman her bir maddenin atom numarasına bağlı olarak değişmez. Bir izotop kısmen 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. Yani reaktördeki etkileşimler sonucu ortaya çıkan nötron ve gama gibi radyasyonların önlenmesi için kullanılacak malzemelerin iyi seçilmesi gerekmektedir. Bu tez çalışmasında da temel amaç, hem nötron hem de gama radyasyonunu engellemek olduğu için tezden elde edilecek çıktılar nükleer reaktör dizaynı için kullanılabilir.

Radyoaktif kaynaktan çıkan hızlı nötronların yavaşlatılması elastik ve elastik olmayan saçılım ile sağlanır. Sadece demir ve demirden daha yüksek atom numarasına sahip olan elementler elastik olmayan saçılmalarda oldukça etkili olarak kullanılırlar. Bu nedenle nötron kalkanlarında demir ve baryum taşıyan agregalar kullanılır. Tam aksine çok hafif elementler, bilardo topu türü elastik saçılmalarda oldukça etkilidirler. Bu nedenle nötronla en düşük atom numarasına sahip olan hidrojen saçılmaları bu açıdan en iyisidir (Topçu 2006).

Nötronların soğurulması en iyi şekilde kalkan maddenin içinde gerçekleştiği için, bunun sonucu olarak açığa çıkan ışınlar önemli bir problem teşkil eder. Bu arada nötron yakalama sırasında oldukça az nüfuz etme gücüne sahip olan 0,48 MeV'lik  $\gamma$ -ışınları ortaya çıkar.

### 2.2.1. Nötronların Hareket Denklemleri

Hızlı nötronlar MeV mertebesinde kinetik enerjiye sahiptirler. Kütlelerinin kinetik enerjilerinden daha fazla olması nedeniyle nonrelativistik parçacıklar olarak düşünülebilirler. Nötronların tanımı, elastik çarpışma yapmalarından dolayı nonrelativistik mekanikte kullanılabilir. Laboratuvar referans çerçevesinde, ilk nötron-çekirdek elastik çarpışmasının yönü ile nötron hızı arasındaki açı, çarpışmanın yönü ile çekirdekten 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 laboratuvar referans çerçevesinde nötron ve çekirdeğin ilk hızları olsun.

$$\vec{v}_{cm} = \frac{m\vec{v}_i + M\vec{V}_i}{m + M} \text{ (kütle merkezinin hızı) olmak üzere} \quad (2.1.)$$

$$\vec{V}_{cm} = \frac{m\vec{v}_i + M\vec{V}_i}{m + M} \quad (2.2.)$$

$$\vec{v}^* = \vec{v} + \vec{v}_{cm} \text{ (referans çerçevesinin kütle merkezinin hızı)} \quad (2.3.)$$

gibi hız dönüşümleri içeren Galileo Dönüşümleri kullanılabilir.

Kütle merkezinde toplam momentum sıfırdır

$$\vec{p}^* + \vec{P}^* = 0 \quad (2.4.)$$

Elastik çarpışmalarda toplam kinetik enerji  $E_K$  korunur.

$$E_K = \frac{p^{*2}}{2m} + \frac{p^{*2}}{2M} = \left( \frac{1}{2m} + \frac{1}{2M} \right) p^{*2} \quad (2.5.)$$

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;

$$\frac{E_f}{E_i} = \frac{v_f^2}{v_i^2} = \frac{M^2 + 2mM \cos \theta^* + m^2}{(m+M)^2} \quad (2.6.)$$

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

$$\frac{E_f}{E_i} = \frac{A^2 + 2A \cos \theta^* + 1}{(1+A)^2} \quad (2.7.)$$

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

$$\chi = \left[ \ln \frac{E_i}{E_f} \right] = \frac{\int \ln \left[ \frac{(A+1)^2}{A^2 + 2A \cos \theta^* + 1} \right] f(\Omega^*) d\Omega^*}{\int f(\Omega^*) d\Omega^*} \quad (2.8.)$$

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

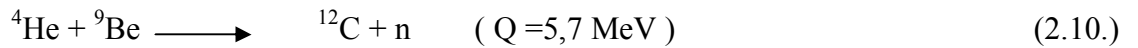
$$\chi = 1 + \frac{(A-1)^2}{2A} \ln\left(\frac{A-1}{A+1}\right) \quad (2.9.)$$

$\chi$  tarafından herbir 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.

## 2.2.2. Nötron Kaynakları

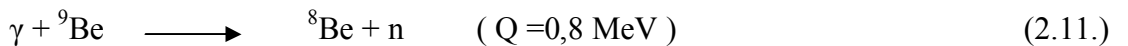
### 2.2.2.a. Alfa-Berilyum Kaynakları

Tez çalışmamızda kullandığımız nötron kaynağı bir Alfa-Berilyum kaynağıdır. Bu kaynak nötron, gama ve alfa emisyonuna sahiptir. Üretilen nötronların enerjileri kaynak içerisinde bulunan radyoaktif izotopa göre değişir. Örneğin  $\alpha$ -parçacığı yayımlayıcısı olan  $^{226}\text{Ra}$  gibi maddeler 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. Kaynağa ait nötron üretim reaksiyonu aşağıdaki gibi ifade edilir;



### 2.2.2.b. Fotonötron Kaynakları

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

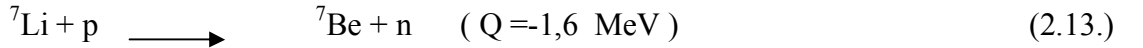
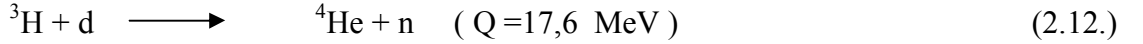


### 2.2.2.c. Kendiliğinden Fisyon

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

### 2.2.2.ç. Nükleer Reaksiyonlar

Çeşitli hızlandırıcılar vasıtasıyla elde edilen yüklü parçacıklar (döteron, trityum, proton vb.) kullanılarak nötron elde edilebilir. Bu kaynaklar kullanılarak yüklü parçacığın enerjisi ile nötron yayınlanma açısı dikkatli seçilirse istenilen her enerjide tek enerjili nötronlar elde edilebilir:



### 2.2.2.d. Reaktörler

Nükleer reaktörlerde oluşan zincirleme reaksiyonlar sonucu birçok atomaltı parçacık gibi nötronlar da açığa çıkar. Özellikle nükleer reaktörün kor bölgesine yakın kısımlarında nötron akısı kullanılabilirlik açısından 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. Örneęin nötron yakalama esasına dayanan kanser tedavileri için gerekli sistemler genellikle nükleer reaktörlerin yakınına inşa edilir.

## 2.3. Nötronların Zırhlanması

Nötronların giricilikleri fazla olmakla birlikte yüksüz olduklarından soęurucu atomların elektrik alanından etkilenmezler. Nötronlar enerjilerini büyük ölçüde zırhlama malzemesiyle yaptıkları esnek ve esnek olmayan saçılmalarla kaybederler.

Nötronlar esnek saçılma yaptıklarında hedef çekirdek ile çarpışır ve iki bilardo topunun çarpışmasına benzer şekilde saçılırlar. Bu olay sırasında nötronlar başlangıçtaki enerjilerinin bir kısmını kaybeder ve bu kaybedilen 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 çarpışır ve yaklaşık olarak enerjisinin yarısını kaybeder. Esnek saçılma yoluyla nötronları yavaşlatmakta hafif elementler en etkilidirler. Bu nedenle hidrojen oranı yüksek su, beton, plastik gibi malzemelerin kullanılması en uygundur.

Enerjisi 1 – 10 MeV arasında olan nötronlar ortamdaki atomlarla esnek olmayan çarpışmalar oluşturabilirler. Elastik olmayan saçılmalarda gelen nötronlar enerjilerinin bir kısmını saçılmaya yol açan malzemeye aktarır ve hedef çekirdekleri uyarır. Uyarılmış hedef çekirdekler kararlı duruma geçerken gama ışınları yayınlamaları. Nötron yakalanması, nötronların hedef çekirdekleri tarafından yakalanması ve uyarılmış çekirdeğin başka bir parçacık veya gama ışını aracılığıyla uyarılmış durumundan kurtulması işlemidir. Bu tür nötronların zırhlamasında hem hafif hem de ağır çekirdekli malzeme kullanılabilir. En uygun malzeme çiftleri parafin+kadmiyum veya parafin+kurşundur. Nötronların zırhlamasında örneğin demir parçacıkları içeren çimento da yararlanılabilir. Enerjisi 0,01 MeV'den küçük nötronlar demir çekirdeği tarafından 'soğurulur' veya çimento içindeki hidrojen çekirdeği ile birleşerek döteryum çekirdeğine dönüşür. Hafniyum, kadmiyum, zirkonyum, bor, hidrojen ve galyum gibi elementler ile bunları içeren kompozit malzemeler nötron azaltma ve tutma işlemlerinde yaygın olarak tercih edilmektedir.

### 2.3.1. Nötronların Azaltılması ve Soğurulması

Nötronların şiddetini belirlemenin en yaygın yolu, birim alan başına nötron sayısını ( $n/cm^2$ ) veya akış oranını ( $n/cm^2s$ ) belirlemektir.  $I_0$  şiddetindeki nötronların akışı  $x$  kalınlığına sahip zırh malzemesi tarafından nötron kaynağının şiddetine ve nötron

taşınımı katsayısına ( $\Sigma_{nr}$ ) bağlı olarak yavaşlatılır. Fotonların soğurulması için kullanılan Lambert Beer kanununa benzer olarak nötronlar için aşağıdaki ifade geçerli olur.

$$I(x) = I_0 e^{-\Sigma_{nr}x} \quad (2.14.)$$

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.

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 ve radyoaktif bir atomun ortalama ömrüne benzer.

### 2.3.2. Nötronların Zırhlanması İçin Kullanılan Malzemeler

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

**2.3.2.a. Barit:** Barit cevherinin konsantrasyonun neredeyse tamamını  $BaSO_4$  oluşturmaktadır.

**2.3.2.b. Kolemanit:**  $\text{Ca}_2\text{B}_6\text{O}_{11}\cdot 5(\text{H}_2\text{O})$  kimyasal formülüne sahip hidratlı bir borlu cevherdir. Zırhlama malzemelerinde nötron soğurulmasını sağlayan elementlerin başında kolemanit gibi borlu cevherler gelmektedir.

**2.3.2.c. Parafin Wax:** Parafin wax ortalama 20-30 karbon atomu içeren organik bir maddedir. Madeni yağ damıtma işlemi sırasında elde edilir.

**2.3.2.ç. Geçiş Metalleri (Demir, Nikel, Krom, Tungsten, Renyum, Tantal, Bizmut, Zirkonyum) :** Geçiş metalleri veya ağır metaller, sertlikleri, yüksek yoğunlukları, iyi ısı iletkenlikleri ve yüksek erime-kaynama sıcaklıklarıyla tanınırlar. Özellikle sertlikleri nedeniyle, saf halde ya da alaşım halinde yapı malzemesi olarak kullanıldıkları gibi nötron zırhlayıcı olarak ta kullanılmaktadır.

### **3. MATERYAL VE YÖNTEM**

#### **3.1. LINUX İşletim Sistemi**

Bu çalışmada Linux İşletim Sistemi kullanılmıştır. Linux, açık kaynak kodlu ve ücretsiz bir işletim sistemi çekirdeğidir. Çekirdeğin kaynak kodları GNU (Genel Kamu Lisansı) çerçevesinde özgürce dağıtılabilir, değiştirilebilir ve kullanılabilir. Linux ismi ilk olarak 5 Ekim 1991 tarihinde Linus Torvalds tarafından yazılan Linux çekirdeğinden gelmektedir.

Linux, hemen her bilgisayar platformunda sorunsuzca kullanılabilmektedir. Ağırlıklı olarak sunucu ve iş istasyonu platformlarında tercih edilse de taşınabilir ve masaüstü sistemlerde de kullanım oranını günden güne arttırmaktadır. Ayrıca Linux sunucu-işletim sistemlerinde ilk sırada tercih edilmektedir.

Bu durumda açık kaynak kod yapısının ve özgür yazılım anlayışının etkisi büyüktür. Genellikle “Linux” kelimesiyle ifade edilen çekirdek, bir kısım kitle tarafından da GNU Projesi yazılım ve araçlarını içermesi nedeniyle “GNU/Linux” diye ifade edilmektedir. Minerallerin nötron ve gamalar ile etkileşim simülasyonları yapılırken kullanılan GEANT4 ve FLUKA simülasyon programları Linux işletim sisteminin UBUNTU sürümü (Ubuntu 8.04 LTS Desktop Edition) içerisine kurulmuştur.

#### **3.2. Monte Carlo Simülasyon Tekniği**

Monte Carlo ismi yöntemi Stanislaw Marcin Ulam, Enrico Fermi, John von Neumann ve Nick Metropolis gibi ilk kullanıcıları tarafından popüler hale getirilmiştir. Monte Carlo yöntemi, matematik veya fizik problemlerinin, bu problemlerin olasılık modellerine uygulanan rasgele denemeler yoluyla çözülmesi yöntemidir. Bu rasgele yöntemin en önemli kullanımı 1930 yılında Fermi tarafından, o yıllarda yeni keşfedilen nötronların özelliklerini belirlemek için kullanıldı. Belirlemci (deterministic) algoritmaların kurulmasının olanaksız olduğu ya da çok karmaşık algoritmalar gerektiren problemlerin çözümünde başvurulan 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 A. 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 yayını, gamma ışını soğurulması problemlerinde, parçacık fiziğinde bozunum genişliklerinin ve saçılma 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 tekniđi paracık fiziđi ve nkleer fizik ile yođun madde fiziđi gibi birok alanda sıka kullanılır.

Gnmzde Monte Carlo Simlasyon Kodu kullanarak nkleer etkileşimleri yapan en nemli programlar FLUKA, GEANT4, MARS, PHITS ve MCNP olarak sıralanabilir. Monte Carlo Simlasyon hesaplamalarında her bir elementi ieren bir tesir kesiti ktphanesi kullanılmaktadır. GEANT4 Monte Carlo Simlasyon Kodu hesaplamalarında kullanılan tesir kesiti ktphaneleri; ntron paracıkları iin QGSP\_BIC\_HP, gama ışınları iin EMStandart'tır. FLUKA Monte Carlo Simlasyon Kodu hesaplamalarında kullanılan tesir kesiti ktphaneleri ise; ntron paracıkları ve gama ışınları iin ENDF/B, JENDL, JEFF ve ENEA' dır.

### **3.2.1. GEANT4 Monte Carlo Simlasyon Kodu**

İlk olarak 1993 yılında CERN ve KEK'de yapılan bađımsız alıřmalarda modern hesaplama tekniklerinin mevcut FORTRAN tabanlı GEANT3 simlasyon programının nasıl geliřtirebileceđi irdelenmiřtir. 1994 yılının sonbaharında alıřmalar birleřtirilmiř ve nesneye ynelik teknolojiye dayanan yeni bir programın oluřturulması iin RD44 adlı neri CERN Dedektr Arařtırma ve Geliřtirme Kurulu'na sunulmuřtur. Bu giriřim byyerek farklı niversite ve enstitlerden, Avrupa, Japonya, Kanada ve Amerika Birleřik Devletleri'nde yksek enerji deneylerine katılmıř fizik programcılarının ve yazılım mhendislerinin uluslararası bir iř birliđine dnřmřtr. Hedef, atomaltı paracıklar ile yapılan fiziksel deneylerin gerektirdiđi iřlevselliđi ve esnekliđi karřılayabilecek bir detektr simlasyon programı geliřtirmektir.

RD44 projesinin, C++ tabanlı nesneye ynelik (object-oriented – OO) modern evreler iin geliřtirilmiř CERN yazılım paketinin yeniden tasarlanmasında byk katkısı olmuřtur. Arařtırma ve geliřtirme ařaması ilk srmn yayımlanmasıyla birlikte Aralık 1998'de tamamlanmıřtır. Daha sonra bu alıřmanın ismi GEANT4 olarak deđiřtirilmiřtir.

GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu, Monte Carlo'nun yaratıcılarının engin birikimlerinden faydalanmaktadır. Geniş coğrafyalara yayılarak geliştirilen yazılımlar ve büyük ölçekli nesneye yönelik sistemler yeni bir durum sayılmasa da, Geant4, boyutu, kodların çeşitliliği ve katılımcıların sayısından ötürü özel sektörün dışında büyük ve tutuklu bir proje olarak göze çarpmaktadır. Net problem çözümlemesi, alanlar arasında açık hiyerarşik bir düzenin oluşmasını sağlamıştır. Geant4 yazılımının geliştirilebilir bölümlere tekabül eden her bir kısmı, konuya hakim uzmanlar tarafından yönetilmektedir. Ayrıca test, kalite kontrol, yazılım yönetimi ve dokümantasyon yönetimi gibi konularda da ayrı gruplar çalışmaktadır. Her gruba bir koordinatör başkanlık etmektedir. Sorumluluğun böylesi büyük bir teknik gruba dağıtılmış olması, kullanıcıların doğrudan gerekli uzmanla temasa geçmelerini sağlayacak bir destek yapısının oluşmasını sağlamıştır.

### **3.2.2. 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 **FORM**ula **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**ska) 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

### 3.2.3. MARS Monte Carlo Simülasyon Kodu

MARS, ağır iyonların ve hızlandırıcı, detektör, uzay aracı ve enerjisi 100 TeV'e kadar olan kaplama ögesindeki düşük enerjili nötron transportunda kullanılan simülasyon kodudur.

Doğrudan enerji kaybı hesaplamalarının yanı sıra nötrino dahil olmak üzere tüm parçacıklar için yeni bir dizi dönüşüm faktörleri kodda kurulmuştur. Tamamen yeni nesne-odaklı geometri modülü, kullanıcı dostu geometri tanımı, doğrulama ve güçlü görsellik sağlar. MARS15 kodu; nötron ve foton üretimi ve 20MeV'in altındaki geçişler için MCNP4C koduna, termal ve stres analizleri için ANSYS koduna ve büyük sinkrotron ve çarpıştırma halkalarındaki tanecik izlemeleri için STRUCT koduna bağlantılar içerir.

### 3.2.4. PHITS Monte Carlo Simülasyon Kodu

(Particle and Heavy-Ion Transport Code System) Tanecik ve Ağır İyon Taşıma kodu Sistemi (PHITS), JAEA (Japon Atom Enerjisi Ajansı), RIST (Bilgi, Bilim ve Teknoloji Araştırma Organizasyonu), KEK (Yüksek Enerji Hızlandırıcı Araştırma Organizasyonu) ve Chalmers Teknoloji Üniversitesi ile işbirliği içinde geliştirilmiştir. PHITS, nükleer veri kütüphanelerini ve birçok nükleer reaksiyon modellerini kullanarak tüm parçacıkların (nükleonların, çekirdeklerin, mesonların, fotonların ve elektronların) geniş enerji alanları üzerinden taşınımı ile kullanılabilir. Simülasyonun geometrik hesaplaması GG (Genel Geometri) ya da CG (Tümleşik Geometri) ile yapılabilir. Isı kaybı, yörünge uzunluğu, üretim verimi gibi çeşitli nicelikler, "çetele" adı verilen değerlendirici fonksiyonlar kullanılarak simülasyondan azaltılabilir. Kodun, aynı zamanda, ANGEL kodu kullanarak yapı geometrisi gibi hesaplanmış sonuçların iki boyutlu ve üç boyutlu şekillerini çizme işlevi de vardır. Bu özelliklerinden dolayı PHITS, hızlandırıcı kalkanı tasarımı, ışımaya terapisi ve uzay keşfi gibi çeşitli amaçlarla kullanılmaktadır.

### 3.2.5. MCNP Monte Carlo Simülasyon Kodu

Nötron, foton, elektron ya da çift nötron/foton/elektron taşınmasında kullanılan genel amaçlı Monte Carlo simülasyon kodudur. Özel uygulama alanlarından bazıları, ışıma koruması ve dozimetri, ışıma kalkanı, radyografi, medikal fizik, nükleer güvenlik, detektör tasarımı ve analizi, hızlandırıcı tasarımı ve fizyon-füzyon reaktör tasarımıdır. MCNP'yi çok yönlü ve kullanışlı yapan özelliklerinden bazıları, güçlü genel kaynağı, farklılık azaltıcı teknikler, esnek çetele yapısı ve büyük bir örnek veri koleksiyonudur. MCNP genel kullanıma açık olmayan lisanslı bir uygulamadır.

### 3.3. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu Kullanım Aşamaları

Bu bölümde GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu ile simülasyonların hesaplanması aşama aşama anlatılacaktır.

Öncelikle Linux (Ubuntu) İşletim Sistemine sahip bilgisayarımıza GEANT4 programını kurduk. Program içerisinde *examples* klasöründe bulunan TestEm13 örneğini kullanacağımız minerallere ve radyasyon tiplerine göre değiştirerek kullandık. TestEm13 simülasyonu içerisinde *'PrimaryGeneratorAction.cc'* dosyasını açarak kullanacağımız parçacık cinsi ile enerjisini aşağıdaki gibi tanımladık.

```
// $Id: PrimaryGeneratorAction.cc,v 1.2 2006-06-29 16:44:45 gunter
Exp $
// GEANT4 tag $Name: geant4-09-04-patch-01 $
= G4ParticleTable::GetParticleTable()->FindParticle("gamma");
  particleGun->SetParticleDefinition(particle);
  particleGun->SetParticleEnergy(59.54*keV);
```

İkinci aşamada TestEm13 simülasyonu içerisindeki *'DetectorConstruction.cc'* dosyasını açarak kullanacağımız mineralin kimyasal yapısında bulunan tüm elementleri tanımladık. Ayrıca mineral kalınlığını da bu dosya içerisinde tanımladık. Dosya çıktısı aşağıda görüldüğü gibidir.

```
DetectorConstruction::DetectorConstruction()
: pBox(0), lBox(0), aMaterial(0)
  BoxSize = 1*cm;
```

```

DefineMaterials();
SetMaterial("Anyuiite");
detectorMessenger = new DetectorMessenger(this);
DetectorConstruction::~DetectorConstruction()
{ delete detectorMessenger;}
G4VPhysicalVolume* DetectorConstruction::Construct()
{ return ConstructVolumes();}
void DetectorConstruction::DefineMaterials()
// define Elements
G4double z,a;
G4Element* H = new G4Element("Hydrogen" , "H" , z= 1., a=
1.01*g/mole);
G4Element* O = new G4Element("Oxygen" , "O" , z= 8., a=
16.00*g/mole);
G4Element* Ge = new G4Element("Germanium" , "Ge", z=32., a=
72.59*g/mole);
G4Element* Bi = new G4Element("Bismuth" , "Bi", z=83., a=
208.98*g/mole);
G4Element* Ni = new G4Element("Nickel" , "Ni", z=28., a=
58.69*g/mole);
G4Element* C = new G4Element("Carbon" , "C" , z= 6., a=
12.01*g/mole);
G4Element* Pb = new G4Element("Lead" , "Pb", z=82., a=
207.20*g/mole);
G4Element* Sn = new G4Element("Tin" , "Sn", z=50., a=
118.71*g/mole);
G4Element* In = new G4Element("Indium" , "In", z=49., a=
114.82*g/mole);
G4Element* S = new G4Element("Sulfur" , "S" , z=16., a=
32.07*g/mole);
G4Element* Si = new G4Element("Silicon" , "Si", z=14., a=
28.09*g/mole);
G4Element* P = new G4Element("Phosphorus", "P" , z=15., a=
30.97*g/mole);
G4Element* As = new G4Element("Arsenic" , "As", z=33., a=
74.92*g/mole);
G4Element* Cu = new G4Element("Copper" , "Cu", z=29., a=
63.55*g/mole);
G4Element* Ca = new G4Element("Calcium" , "Ca", z=20., a=
40.08*g/mole);
G4Element* Mg = new G4Element("Magnesium" , "Mg", z=12., a=
24.31*g/mole);
G4Element* Fe = new G4Element("Iron" , "Fe", z=26., a=
55.85*g/mole);
G4Element* Ru = new G4Element("Ruthenium" , "Ru", z=44., a=
101.07*g/mole);
G4Element* Os = new G4Element("Osmium" , "Os", z=76., a=
190.23*g/mole);
G4Element* Au = new G4Element("Gold" , "Au", z=79., a=
196.97*g/mole);
G4Element* Sb = new G4Element("Antimony" , "Sb", z=51., a=
121.76*g/mole);
G4Element* Cr = new G4Element("Chromium" , "Cr", z=24., a=
51.99*g/mole);

```

```

G4Element* Pd = new G4Element("Palladium" , "Pd", z=46., a=
106.42*g/mole);

// define materials
G4double density;
G4int ncomponents, natoms;
G4double fractionmass;
G4Material* Air =
new G4Material("Air", density= 1.290*mg/cm3, ncomponents=2);
Air->AddElement(N, fractionmass=70.*perCent);
Air->AddElement(O, fractionmass=30.*perCent)
.....

```

Mineralleri, geometriyi ve radyasyon kaynağını yukarıdaki gibi tanımladıktan sonra dosyaların bulunduğu klasöre uç birim vasıtası ile girerek rutin koşturma komutlarını uyguladık. Son olarak uç birimde `/ run / beamOn 1000000` komutu ile simülasyonu  $10^6$  birincil parçacığı mineral üzerine göndererek başlattık.

Sonuç olarak karşımıza çıkan hesaplamalar aşağıda görüldüğü gibidir.

```

### Run 0 start.

----- Ranecu engine status -----
Initial seed (index) = 0
Current couple of seeds = 9876, 54321
-----

---> Begin of Event: 0

---> Begin of Event: 100000

---> Begin of Event: 200000

---> Begin of Event: 300000

---> Begin of Event: 400000

---> Begin of Event: 500000

---> Begin of Event: 600000

---> Begin of Event: 700000

---> Begin of Event: 800000

---> Begin of Event: 900000

The run consists of 1000000 gamma of 59.54 keV through 1 mm of
Anyuuite (density: 12.3 g/cm3 )

```

```

Process calls frequency --->      Transportation = 2052  compt =
20379 phot = 977569
Nb of incident particles unaltered after 1 mm of Anyuiite : 2052
over 1000000 incident particles.  Ratio = 0.2052 %
---> CrossSection per volume:      52,9330 cm-1      CrossSection per
mass: 5.0317 cm2/g
Verification from G4EmCalculator:
      compt= 0.10258 cm2/g  phot= 4.9517 cm2/g      total= 5.0543
cm2/g

```

```

      Expected ratio of transmitted particles= 0.19956 %
----- Ranecu engine status -----
Initial seed (index) = 0
Current couple of seeds = 480920713, 9671566
-----

```

### 3.4. FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu Kullanım Aşamaları

FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu CERN tarafından yürütülen bir projenin ürünüdür ve nükleer etkileşim hesaplamalarında çok yaygın bir şekilde kullanılır. Programın kullanım klavuzundan alınmış 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

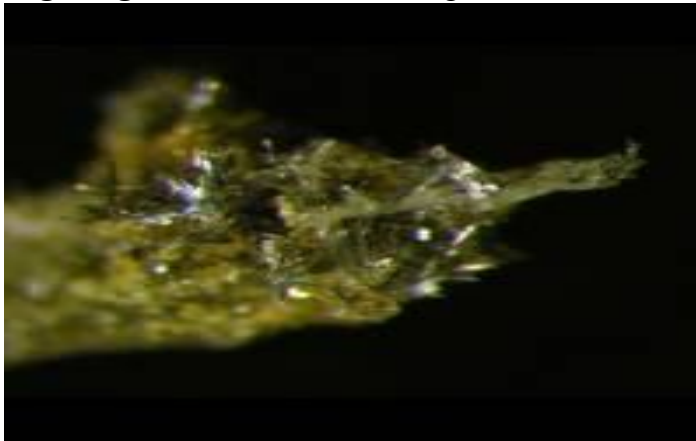
```

### 3.5. Kullanılan Mineraller

Nötronların zırhlanması temel olarak iki başlık altında incelenebilir. Nötronlar madde ile etkileştiklerinde hedef malzemenin atomları tarafından yavaşlatılırlar ya da yakalanırlar. Bu çalışmada kullanılan minerallerin nötron ve gama ışınımı zırhlama kabiliyetleri GEANT4 ve FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu kullanılarak hesaplanmıştır. Çizelge 3.1.–3.10. çalışmada kullanılan numunelerin karakteristik özelliklerini, Şekil.3.1.–3.8. ise numunelerin görünümünü vermektedir.

**Çizelge 3.1.**  $Pb_2SnInBiS_7$  Fiziksel Özellikleri

Abramovite	
Fiziksel Özellikler	
<b>Molekül Formülü</b>	$Pb_2SnInBiS_7$
<b>Renk</b>	Gümüş Gri
<b>Yoğunluğu</b>	$9 \text{ g/cm}^3$



**Şekil 3.1.**  $Pb_2SnInBiS_7$  Görünümü

**Çizelge 3.2.**  $\text{Ni}_{8.5}(\text{AsO}_4)_2\text{AsO}_8$  Fiziksel Özellikleri

<b>Aerugite</b>	
<b>Fiziksel Özellikler</b>	
<b>Molekül Formülü</b>	$\text{Ni}_{8.5}(\text{AsO}_4)_2\text{AsO}_8$
<b>Renk</b>	Yeşil
<b>Yoğunluk</b>	$5.9 \text{ g/cm}^3$



**Şekil 3.2.**  $\text{Ni}_{8.5}(\text{AsO}_4)_2\text{AsO}_8$  Görünümü

**Çizelge 3.3.**  $\text{Cu}_6\text{As}$  Fiziksel Özellikleri

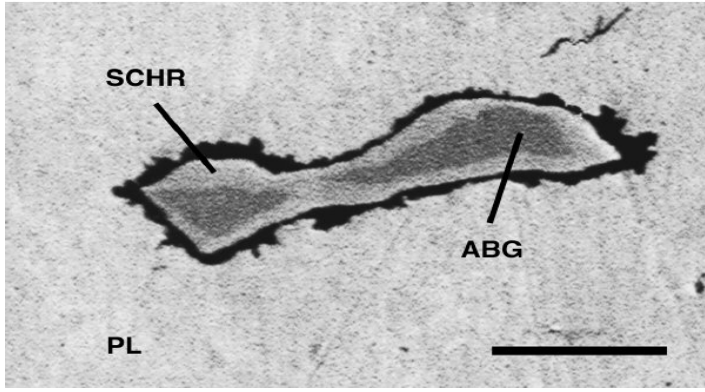
<b>Algodonite</b>	
<b>Fiziksel Özellikler</b>	
<b>Molekül Formülü</b>	$\text{Cu}_6\text{As}$
<b>Renk</b>	Gri, Gümüş Beyaz
<b>Yoğunluk</b>	$8.55 \text{ g/cm}^3$



**Şekil 3.3.**  $\text{Cu}_6\text{As}$  Görünümü

Çizelge 3.4. (Fe,Ni)<sub>2</sub>P Fiziksel Özellikleri

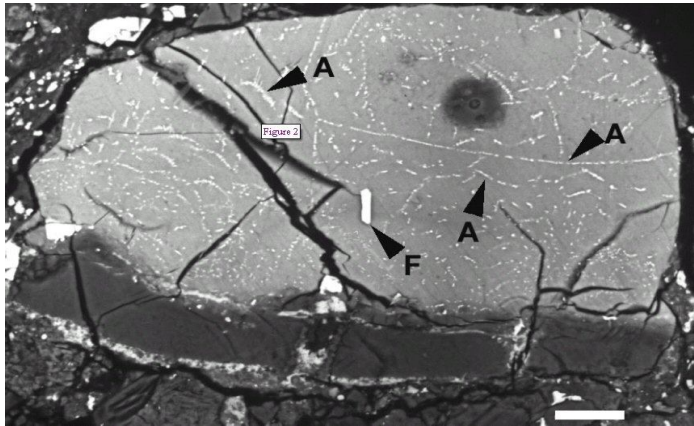
Allabogdanite	
Fiziksel Özellikler	
Molekül Formülü	(Fe,Ni) <sub>2</sub> P
Renk	Açık Saman Sarısı
Yoğunluk	7.11 g/cm <sup>3</sup>



Şekil 3.4. (Fe,Ni)<sub>2</sub>P Görünümü

Çizelge 3.5. FeCrP Fiziksel Özellikleri

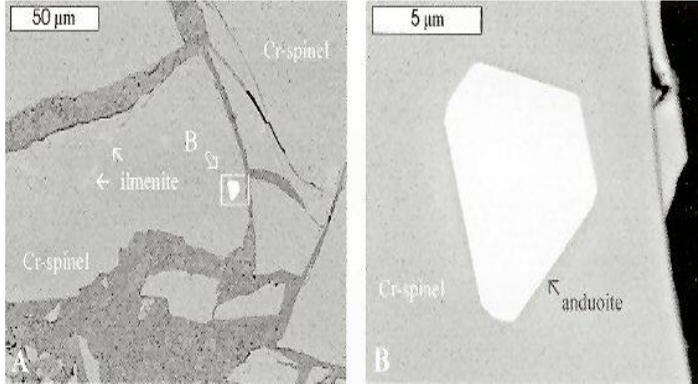
Andreyivanovite	
Fiziksel Özellikler	
Molekül Formülü	FeCrP
Renk	Kremsi Beyaz
Yoğunluk	6.65 g/cm <sup>3</sup>



Şekil 3.5. FeCrP Görünümü

**Çizelge 3.6.** (Ru,Os)As<sub>2</sub> Fiziksel Özellikleri

<b>Anduoite</b>	
<b>Fiziksel Özellikler</b>	
<b>Molekül Formülü</b>	(Ru,Os)As <sub>2</sub>
<b>Renk</b>	Kurşun Gri
<b>Yoğunluk</b>	8.692 g/cm <sup>3</sup>



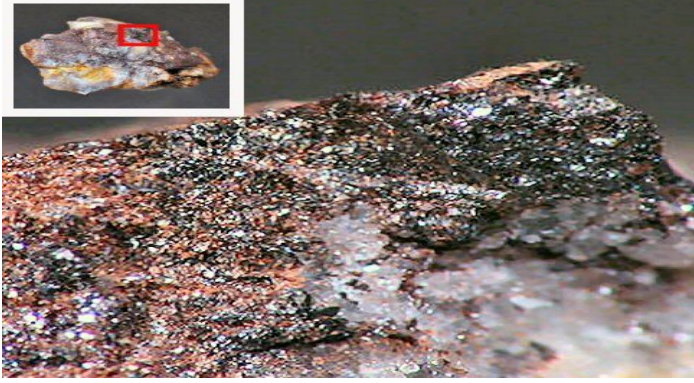
**Şekil 3.6.** (Ru,Os)As<sub>2</sub> Görünümü

**Çizelge 3.7.** Au(Pb,Sb)<sub>2</sub> Fiziksel Özellikleri

<b>Anyuiite</b>	
<b>Fiziksel Özellikler</b>	
<b>Molekül Formülü</b>	Au(Pb,Sb) <sub>2</sub>
<b>Renk</b>	Gümüş Gri
<b>Yoğunluk</b>	12.3 g/cm <sup>3</sup>

**Çizelge 3.8.** GeO<sub>2</sub> Fiziksel Özellikleri

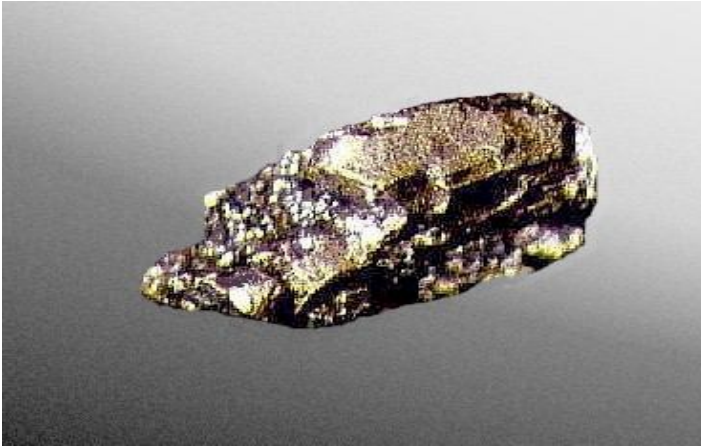
<b>Argutite</b>	
<b>Fiziksel Özellikler</b>	
<b>Molekül Formülü</b>	GeO <sub>2</sub>
<b>Renk</b>	Grimsi Siyah
<b>Yoğunluk</b>	6.28 g/cm <sup>3</sup>



Şekil 3.7. GeO<sub>2</sub> Görünümü

Çizelge 3.9. Pd<sub>8</sub>(As,Sb)<sub>3</sub> Fiziksel Özellikleri

Arsenopalladinite	
Fiziksel Özellikler	
Molekül Formülü	Pd <sub>8</sub> (As,Sb) <sub>3</sub>
Renk	Gümüş Beyaz
Yoğunluk	10.04 g/cm <sup>3</sup>



Şekil 3.8. Pd<sub>8</sub>(As,Sb)<sub>3</sub> Görünümü

Çizelge 3.10. (Ni,Fe)<sub>3</sub>(PO<sub>4</sub>)<sub>2</sub>(H<sub>2</sub>O)<sub>8</sub> Fiziksel Özellikleri

Arupite	
Fiziksel Özellikler	
Molekül Formülü	(Ni,Fe) <sub>3</sub> (PO <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> (H <sub>2</sub> O) <sub>8</sub>
Renk	Mavi
Yoğunluk	5.51 g/cm <sup>3</sup>

### 3.6. <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 <sup>13</sup>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. <sup>241</sup>Am/Be nötron kaynağının özellikleri Çizelge 3.11. de verilmiştir (Scintra 1992).

**Çizelge 3.11.** <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)	-	85	Yarı kalınlık değeri: kurşun (0,01 cm)
	59,5 (%35,9)			
α- parçacığı	5443 (%12,8)	-	-	-
	5486 (%85,2)			
Nötron parçacığı		4500	2	

#### 4. ARAŞTIRMA BULGULARI

Bu tez çalışmasında GEANT4 ve FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodları kullanılarak Çizelge-4.1., Çizelge-4.2., Çizelge-4.3. ve Çizelge-4.4. te belirtilen minerallerin 59,54 keV enerjili gama ışınları ile etkileşimi için Lineer Soğurma Katsayısı, Kütle Soğurma Katsayısı, Ortalama Serbest Yol ve Azalma Mesafesi ile 4,5 MeV enerjili nötron parçacıkları ile etkileşimi için Toplam Makroskobik Tesir Kesiti, Soğurma Katsayısı, Ortalama Serbest Yol ve Azalma Mesafesi hesaplamaları yapılmıştır. Bunların açıklamaları aşağıda verilmiştir;

**a. Toplam Makroskobik Tesir Kesiti ( $\Sigma$ ):** Nötron parçacıkları için birim uzunluk başına etkileşme ihtimaliyetini ifade eder. Birimi  $\text{cm}^{-1}$  olarak verilir.

**b. Lineer Soğurma Katsayısı ( $\mu$ ):** Bir madde ile ışının enerjisine bağlı olarak tüm enerji kaybetme olaylarının (fotoelektrik, compton, çift oluşum) soğurma katsayılarının toplamına Lineer Soğurma Katsayısı denir. Gama ışınları için Makroskobik Tesir Kesiti, Lineer Soğurma Katsayısı olarak tanımlanır.  $I$  soğurucudan çıkan,  $I_0$  soğurucuya giren radyasyonun şiddetini,  $X$  soğurucunun kalınlığını,  $\mu$  ise lineer soğurma katsayısını göstermek üzere  $I = I_0 e^{-\mu x}$  eşitliğinden elde edilir. Birimi  $\text{cm}^{-1}$  olarak verilir. Gama ışınımının farklı malzemeler ile etkileşimi konusundaki en belirleyici parametre olarak bilinir.

**c. Kütle Soğurma Katsayısı ( $\mu/\rho$ ):** Lineer soğurma katsayısının soğurucunun yoğunluğuna oranına denir. Birimi  $\text{cm}^2/\text{g}$  olarak verilir. Farklı malzemelerin yoğunlukları da farklı olduğundan zırlama hesaplamalarında lineer soğurma katsayısı kadar belirleyici değildir.

**ç. Ortalama Serbest Yol ( $\lambda$ ):** Belirli bir enerjideki parçacık veya ışının etkileşme yapmadan önce kat edebileceği ortalama mesafe veya bir etkileşim olabilmesi için gereken ortalama hedef kalınlığıdır. Birimi cm olarak verilir.

**d. Azalma Mesafesi :** Zırhlama hesaplamalarında ve dozimetri uygulamalarında kullanılan bir parametredir. Zırh malzemesinin birim yüzeyinin kütesini ve aynı zamanda zırh kalınlığını ifade eder. Birimi  $g/cm^2$  dir. Kütle soğurma katsayısının tersi olan bu değer tüm radyasyon türlerinde geçerlidir.

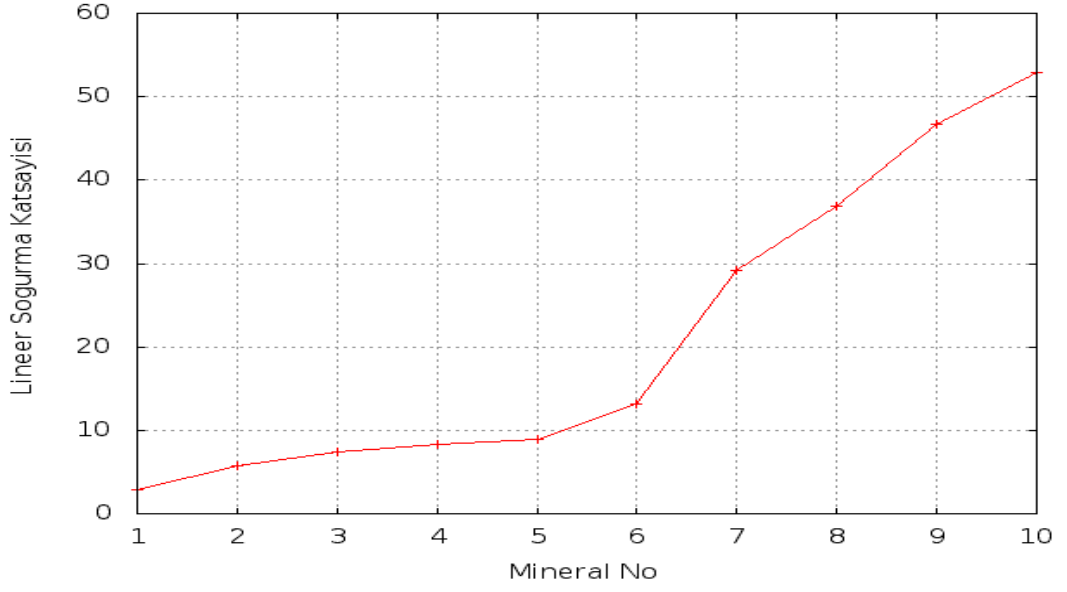
#### 4.1. GEANT4 Monte Carlo Simülasyon Kodu Hesaplamaları

##### 4.1.1. 59,54 keV Enerjili Gama Işınlarnın Mineraller İle Etkileşimi

**Çizelge 4.1.** Gama Etkileşimlerinde Kullanılan Mineral Kodları

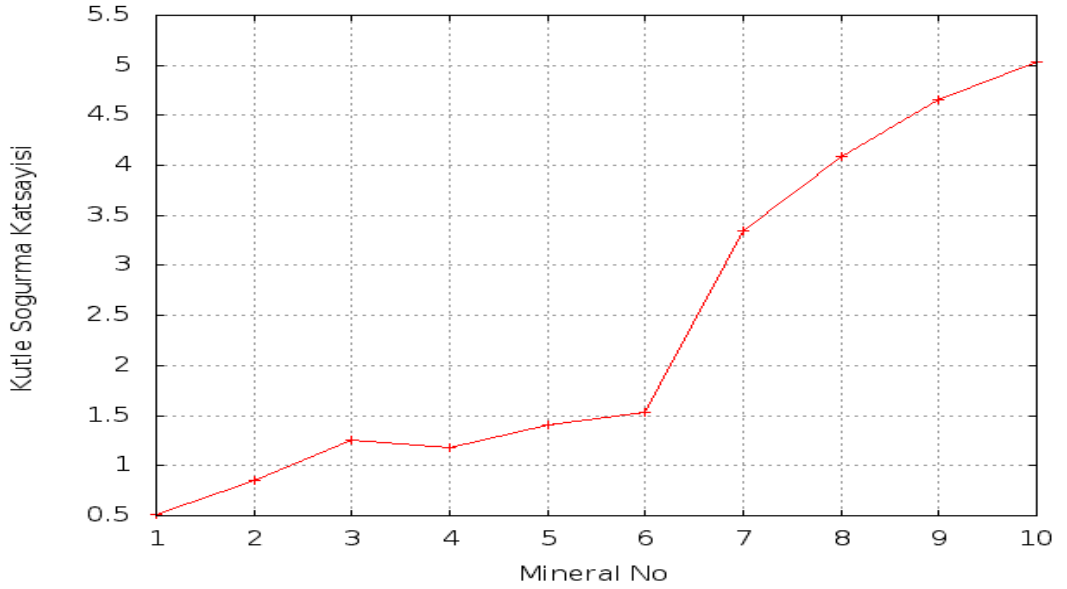
Sıra No	Mineraller	Yoğunluk	Kristal Yapı	Formül
1	Arupite	5,5	Monoclinic	$(Ni,Fe)_3(PO_4)_2 \cdot 8(H_2O)$
2	Andreyivanovite	6,65	Orthorombic	FeCrP
3	Aerugite	5,90	Monoclinic	$Ni_{8,5}(AsO_4)_2AsO_8$
4	Allabogdanite	7,11	Orthorombic	$(Fe,Ni)_2P$
5	Argutite	6,28	Tetragonal	GeO <sub>2</sub>
6	Algodonite	8,55	Hexagonal	Cu <sub>6</sub> As
7	Anduoite	8,69	Orthorombic	$(Ru,Os)As_2$
8	Abramovite	9,00	Triclinic	Pb <sub>2</sub> SnInBiS <sub>7</sub>
9	Arsenopalladinite	10,04	Triclinic	Pd <sub>8</sub> (As,Sb) <sub>3</sub>
10	Anyuiite	12,30	Tetragonal	Au(Pb,Sb) <sub>2</sub>

Gama ışınlarının mineraller ile etkileşimi sonucu Lineer Soğurma Katsayıları bulunmuş olup Şekil-4.1. de gösterilmiştir. Bu şekilde elde edilen değerlerin artan sıralaması dikkate alınmıştır.



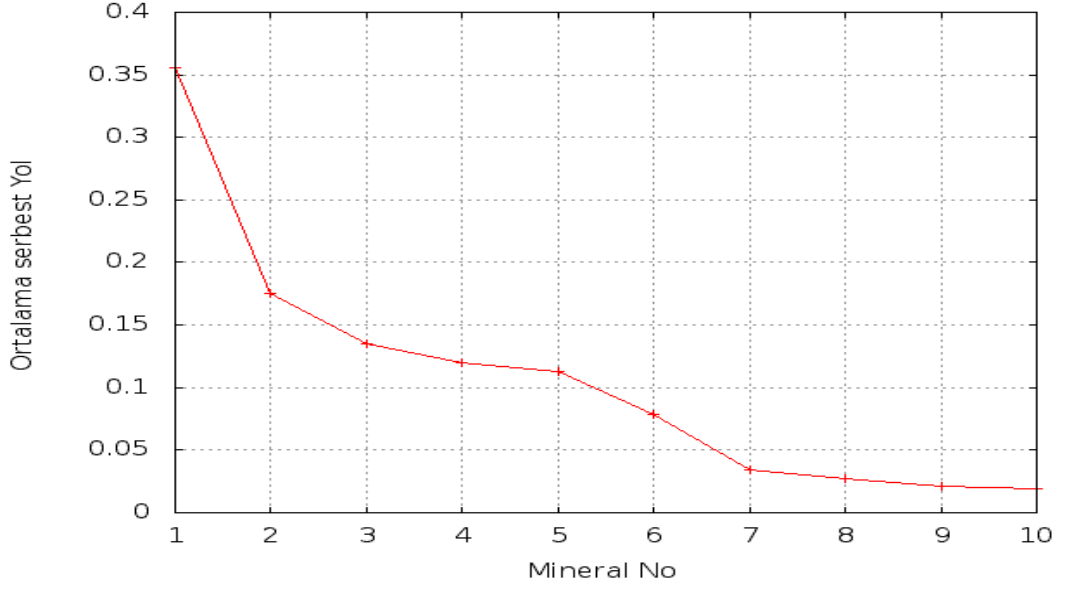
**Şekil 4.1.** Lineer Soğurma Katsayıları

Gama ışınlarının mineraller ile etkileşimi sonucu Kütle Soğurma Katsayısı bulunmuş olup Şekil-4.2. de gösterilmiştir.



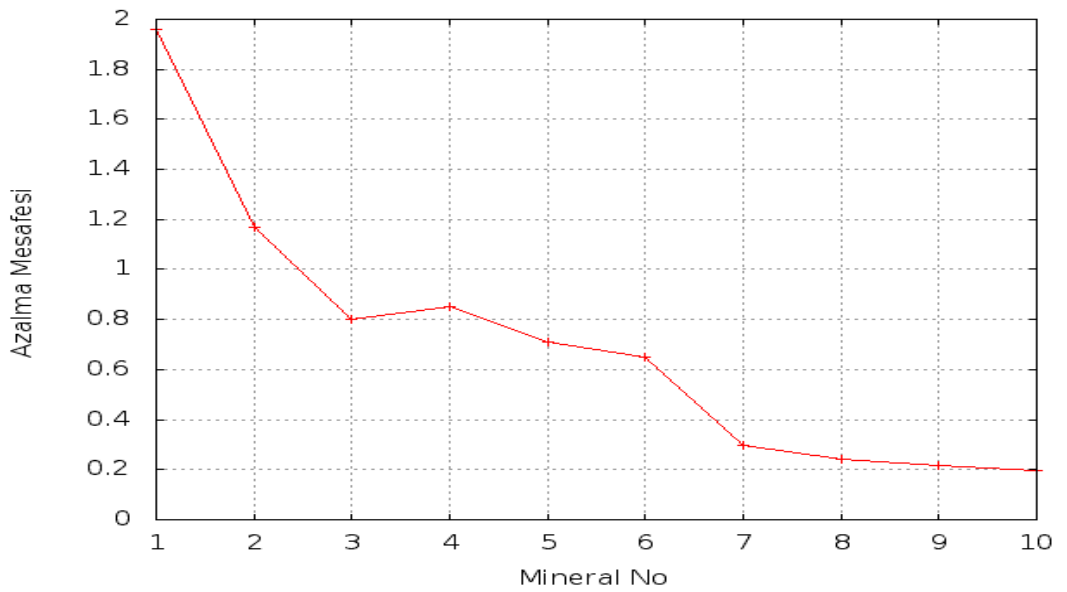
**Şekil 4.2.** Kütle Soğurma Katsayıları

Gama ışınlarının mineraller ile etkileşimi sonucu Ortalama Serbest Yollar bulunmuş olup Şekil-4.3. te gösterilmiştir.



**Şekil 4.3.** Ortalama Serbest Yol

Gama ışınlarının mineraller ile etkileşimi sonucu Azalma Mesafesi bulunmuş olup Şekil-4.4. te gösterilmiştir.



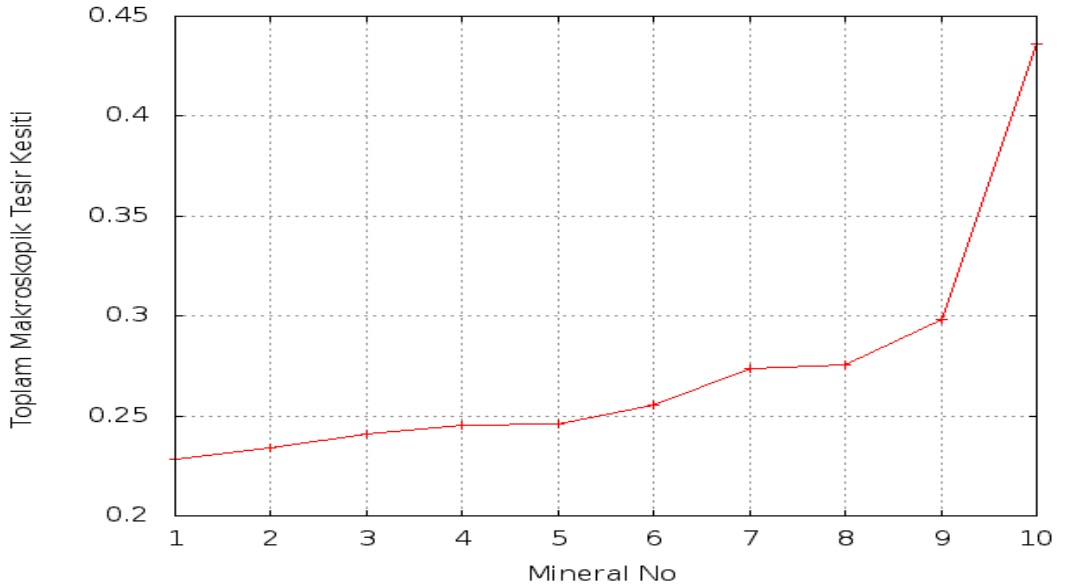
**Şekil 4.4.** Azalma Mesafesi

#### 4.1.2. 4,5 MeV Etkin Enerjili Nötron Parçacıklarının Mineraller İle Etkileşimi

**Çizelge 4.2.** Nötron Etkileşimlerinde Kullanılan Mineral Kodları

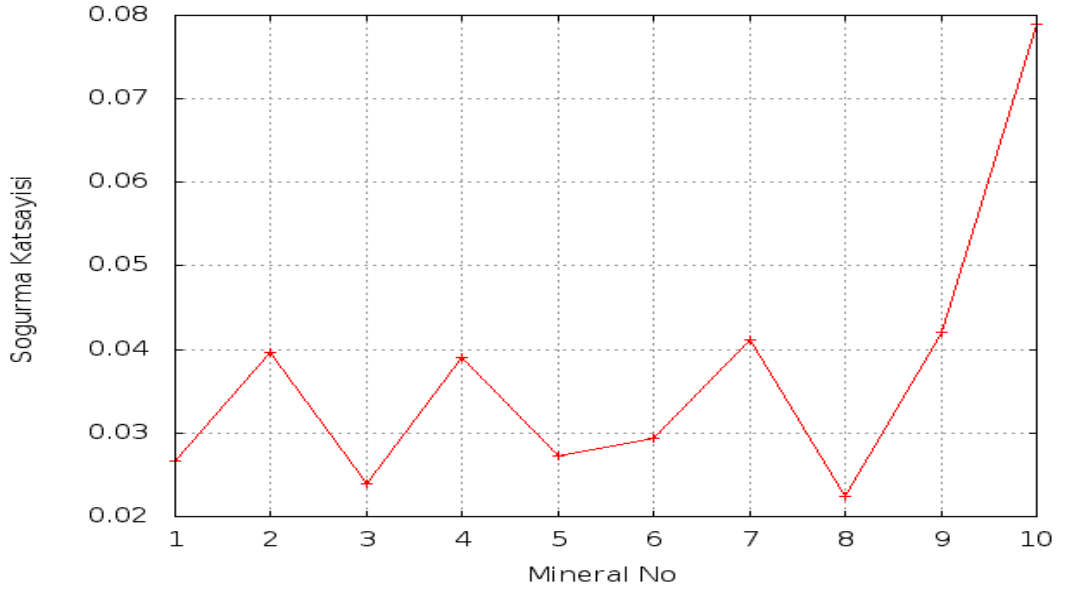
Sıra No	Mineraller	Yoğunluk	Kristal Yapı	Formül
1	Algodonite	8,55	Hexagonal	$Cu_6As$
2	Aerugite	5,90	Monoclinic	$Ni_{8,5}(AsO_4)_2AsO_8$
3	Arsenopalladinite	10,04	Triclinic	$Pd_8(As,Sb)_3$
4	Argutite	6,28	Tetragonal	$GeO_2$
5	Abramovite	9,00	Triclinic	$Pb_2SnInBiS_7$
6	Anduoite	8,69	Orthorombic	$(Ru,Os)As_2$
7	Andreyivanovite	6,65	Orthorombic	$FeCrP$
8	Anyuuite	12,30	Tetragonal	$Au(Pb,Sb)_2$
9	Allabogdanite	7,11	Orthorombic	$(Fe,Ni)_2P$
10	Arupite	5,51	Monoclinic	$(Ni,Fe)_3(PO_4)_2 \cdot 8(H_2O)$

Nötron parçacıklarının mineraller ile etkileşimi sonucu Toplam Makroskopik Tesir Kesiti bulunmuş olup Şekil-4.5. te gösterilmiştir.



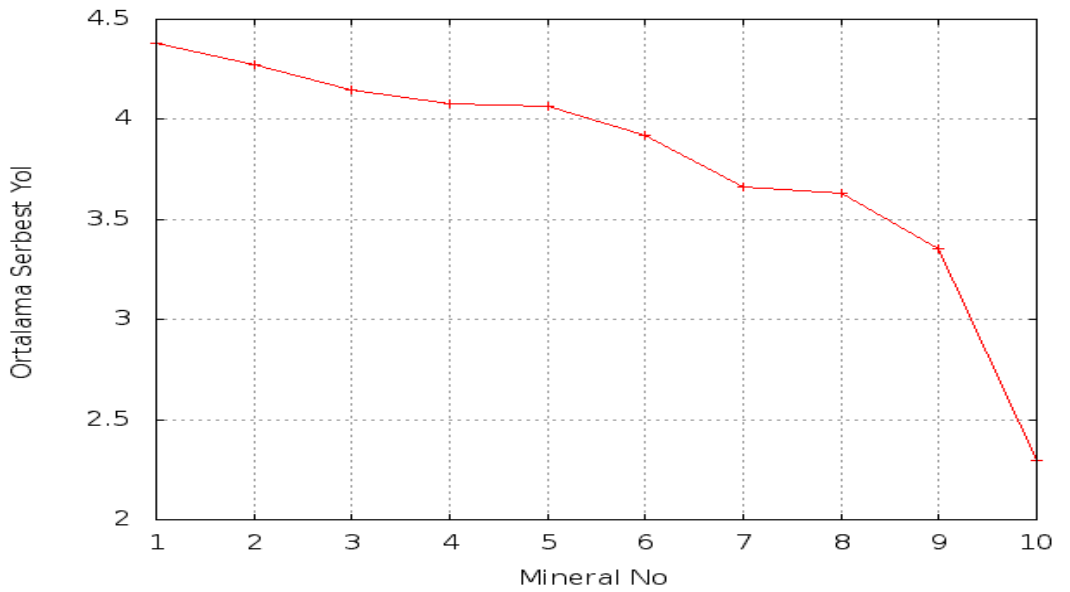
**Şekil 4.5.** Toplam Makroskopik Tesir Kesiti

Nötron parçacıklarının mineraller ile etkileşimi sonucu Soğurma Katsayıları bulunmuş olup Şekil-4.6. da gösterilmiştir.



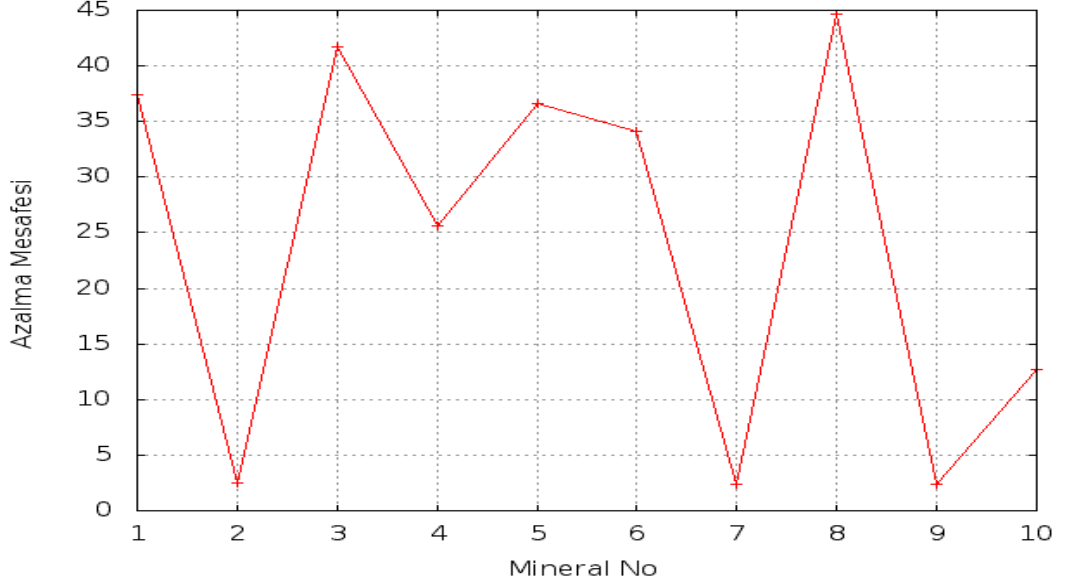
Şekil 4.6. Soğurma Katsayısı

Nötron parçacıklarının mineraller ile etkileşimi sonucu Ortalama Serbest Yolları bulunmuş olup Şekil-4.7. de gösterilmiştir.



Şekil 4.7. Ortalama Serbest Yol

Nötron parçacıklarının mineraller ile etkileşimi sonucu Azalma Mesafeleri bulunmuş olup Şekil-4.8. de gösterilmiştir.



Şekil 4.8. Azalma Mesafesi

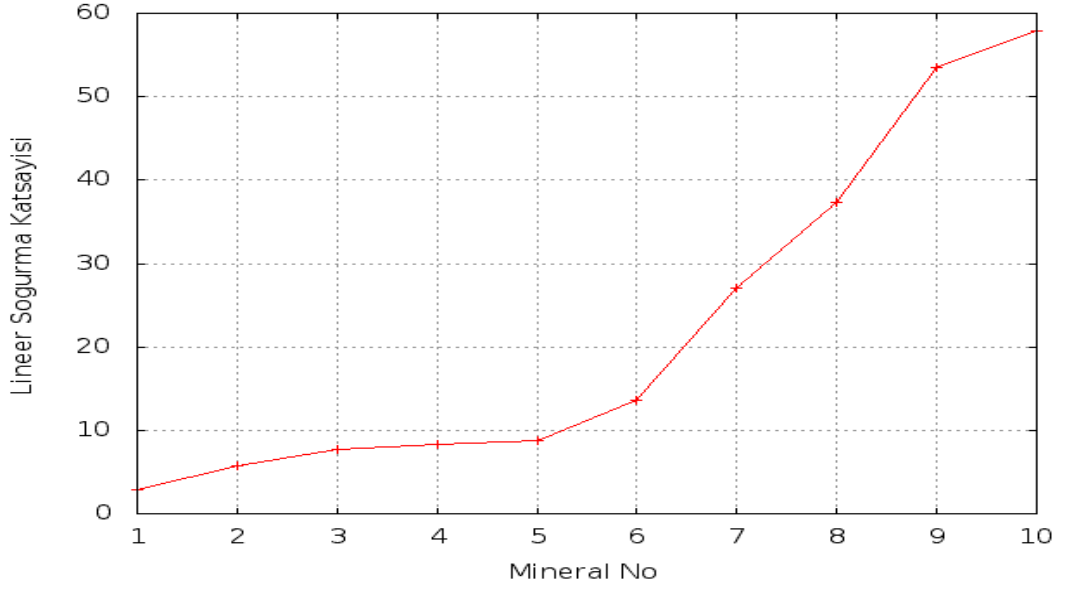
## 4.2. FLUKA Monte Carlo Simülasyon Kodu Hesaplamaları

### 4.2.1 59,54 keV Enerjili Gama Işıklarının Mineraller İle Etkileşimi

Çizelge 4.3. Gama Etkileşimlerinde Kullanılan Mineral Kodları

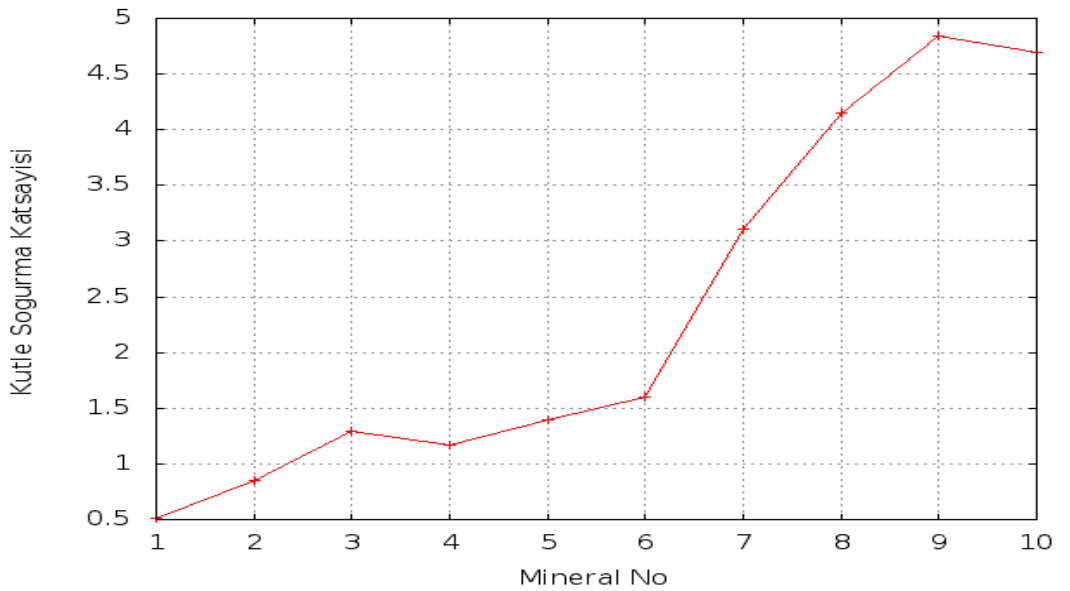
Sıra No	Mineraller	Yoğunluk	Kristal Yapı	Formül
1	Arupite	5,5	Monoclinic	$(\text{Ni,Fe})_3(\text{PO}_4)_2 \cdot 8(\text{H}_2\text{O})$
2	Andreyivanovite	6,65	Orthorombic	$\text{FeCrP}$
3	Aerugite	5,90	Monoclinic	$\text{Ni}_{8,5}(\text{AsO}_4)_2\text{AsO}_8$
4	Allabogdanite	7,11	Orthorombic	$(\text{Fe,Ni})_2\text{P}$
5	Argutite	6,28	Tetragonal	$\text{GeO}_2$
6	Algodonite	8,55	Hexagonal	$\text{Cu}_6\text{As}$
7	Anduoite	8,69	Orthorombic	$(\text{Ru,Os})\text{As}_2$
8	Abramovite	9,00	Triclinic	$\text{Pb}_2\text{SnInBiS}_7$
9	Arsenopalladinite	10,04	Triclinic	$\text{Pd}_8(\text{As,Sb})_3$
10	Anyuiite	12,30	Tetragonal	$\text{Au}(\text{Pb,Sb})_2$

Gama ışınlarının mineraller ile etkileşimi sonucu Lineer Soğurma Katsayısı bulunmuş olup Şekil-4.9. da gösterilmiştir.



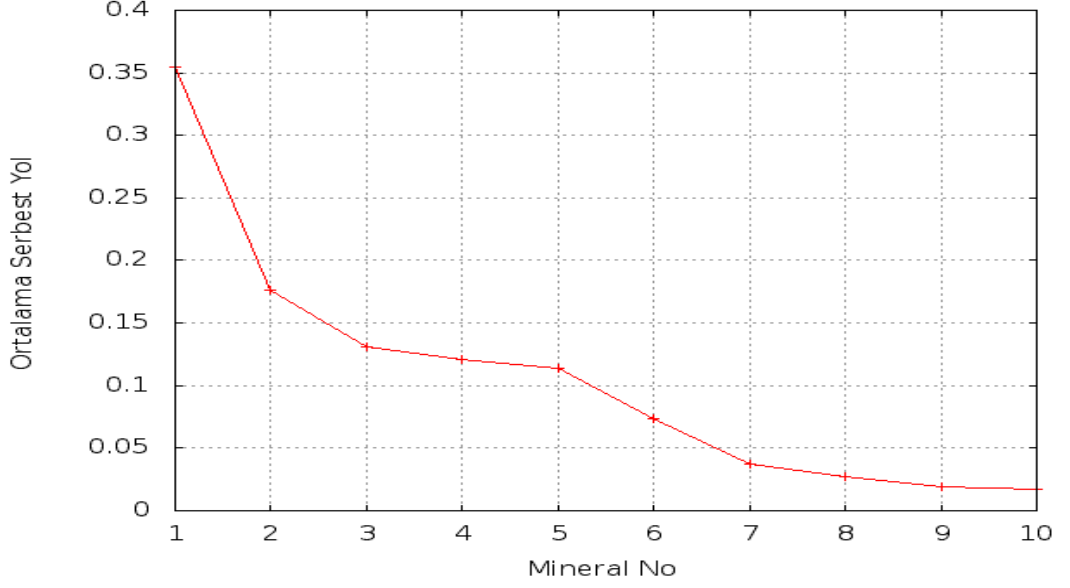
Şekil 4.9. Lineer Soğurma Katsayıları

Gama ışınlarının mineraller ile etkileşimi sonucu Kütle Soğurma Katsayısı bulunmuş olup Şekil-4.10. da gösterilmiştir.



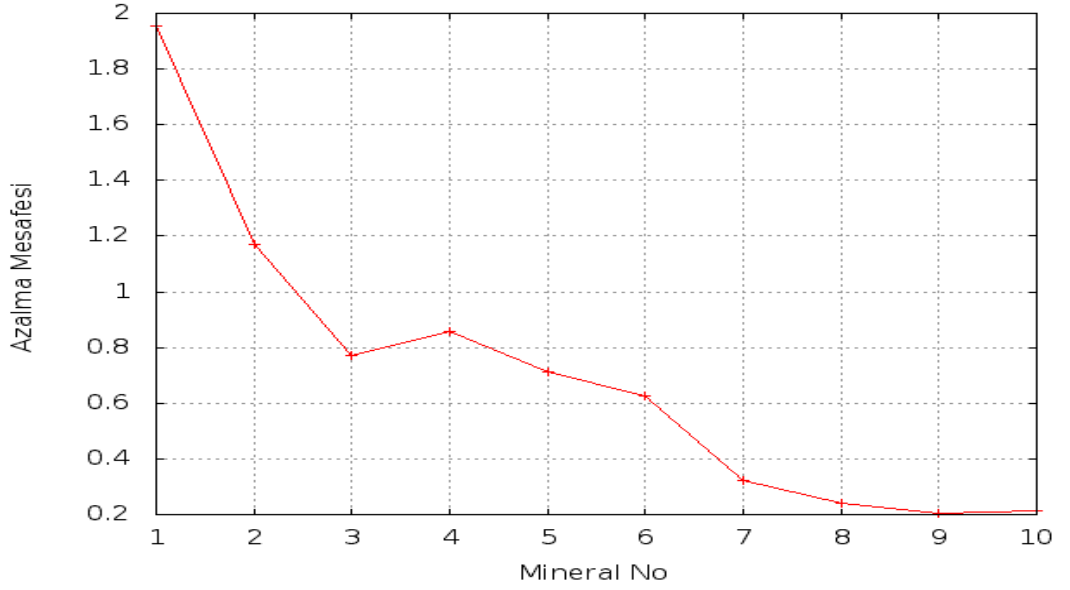
Şekil 4.10. Kütle Soğurma Katsayıları

Gama ışınlarının mineraller ile etkileşimi sonucu Ortalama Serbest Yollar bulunmuş olup Şekil-4.11. de gösterilmiştir.



Şekil 4.11. Ortalama Serbest Yol

Nötron parçacıklarının mineraller ile etkileşimi sonucu Azalma Mesafeleri bulunmuş olup Şekil-4.12. de gösterilmiştir.



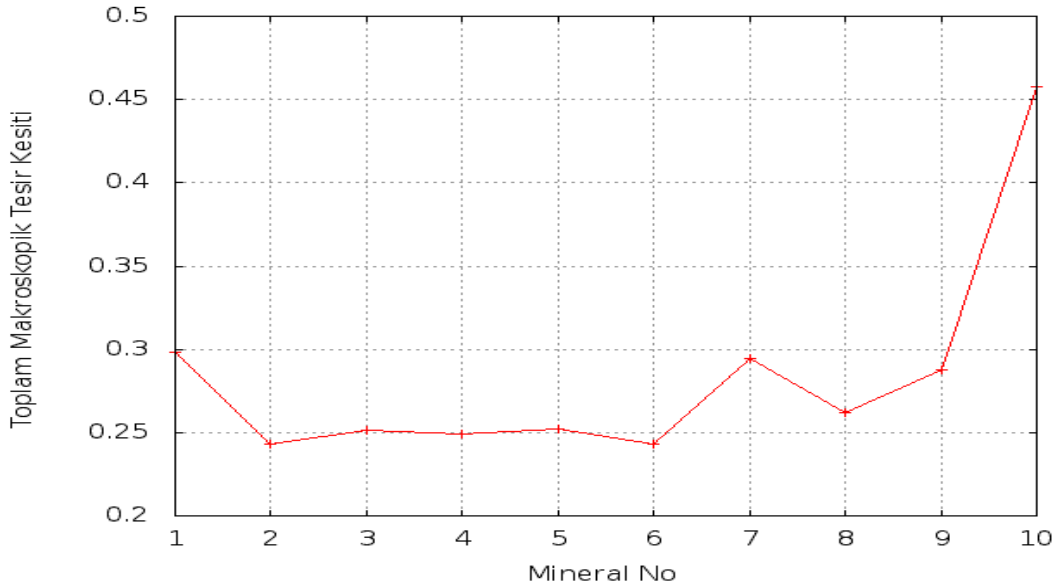
Şekil 4.12. Azalma Mesafesi

#### 4.2.2 4,5 MeV Etkin Enerjili Nötron Parçacıklarının Mineraller İle Etkileşimi

**Çizelge 4.4.** Nötron Etkileşimlerinde Kullanılan Mineral Kodları

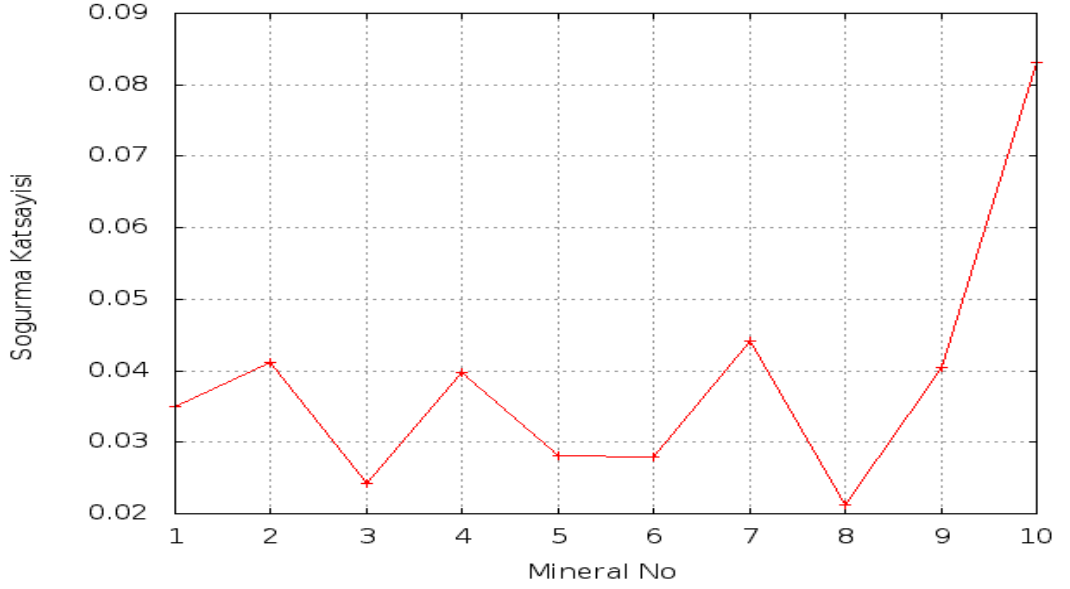
Sıra No	Mineraller	Yoğunluk	Kristal Yapı	Formül
1	Algodonite	8,55	Hexagonal	$Cu_6As$
2	Aerugite	5,90	Monoclinic	$Ni_{8,5}(AsO_4)_2AsO_8$
3	Arsenopalladinite	10,04	Triclinic	$Pd_8(As,Sb)_3$
4	Argutite	6,28	Tetragonal	$GeO_2$
5	Abramovite	9,00	Triclinic	$Pb_2SnInBiS_7$
6	Anduoite	8,69	Orthorombic	$(Ru,Os)As_2$
7	Andreyivanovite	6,65	Orthorombic	$FeCrP$
8	Anyuuite	12,30	Tetragonal	$Au(Pb,Sb)_2$
9	Allabogdanite	7,11	Orthorombic	$(Fe,Ni)_2P$
10	Arupite	5,51	Monoclinic	$(Ni,Fe)_3(PO_4)_2 \cdot 8(H_2O)$

Nötron parçacıklarının mineraller ile etkileşimi sonucu Toplam Makroskopik Tesir Kesiti bulunmuş olup Şekil-4.13. te gösterilmiştir.



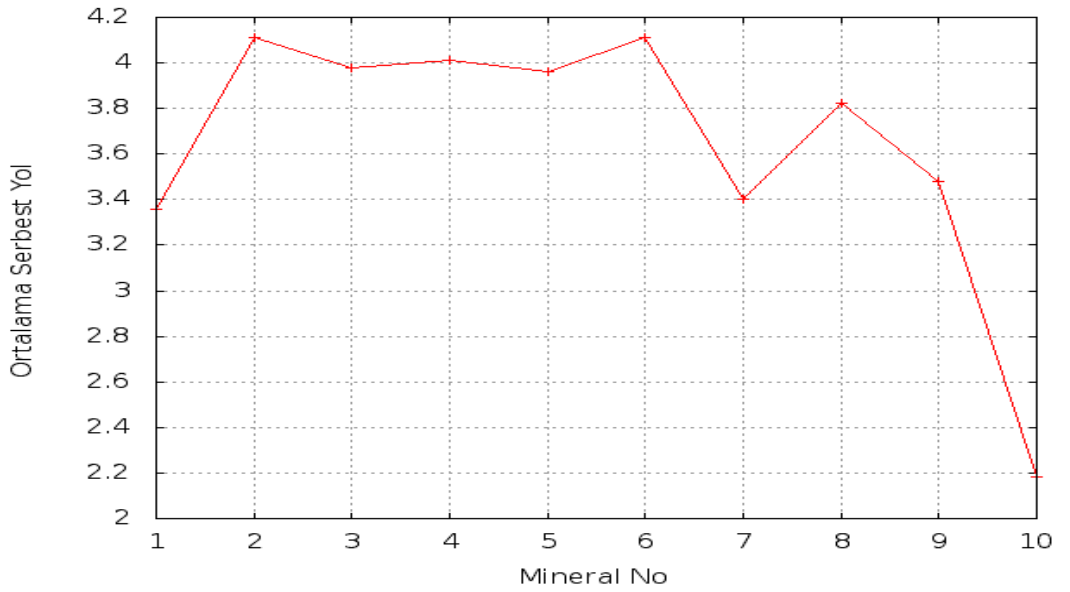
**Şekil 4.13.** Toplam Makroskopik Tesir Kesiti

Nötron parçacıklarının mineraller ile etkileşimi sonucu Soğurma Katsayıları bulunmuş olup Şekil-4.14. te gösterilmiştir.



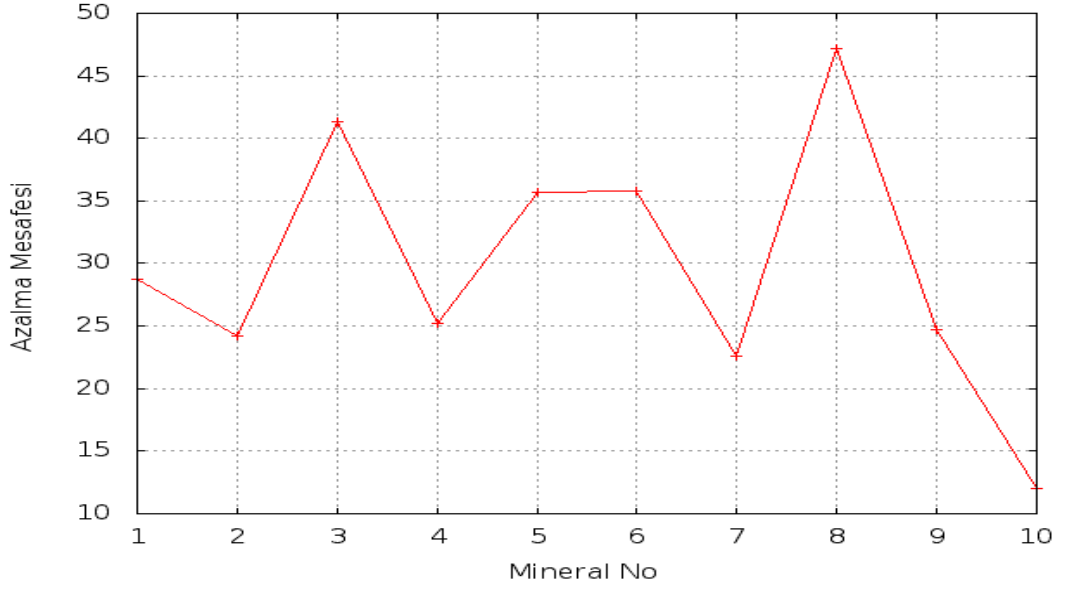
Şekil 4.14. Soğurma Katsayısı

Nötron parçacıklarının mineraller ile etkileşimi sonucu Ortalama Serbest Yolları bulunmuş olup Şekil-4.15. te gösterilmiştir.



Şekil 4.15. Ortalama Serbest Yol

Nötron parçacıklarının mineraller ile etkileşimi sonucu Azalma Mesafeleri bulunmuş olup Şekil-4.16. da gösterilmiştir.



**Şekil 4.16.** Azalma Mesafesi

## 5. SONUÇLAR VE TARTIŞMA

Bu tez çalışmasında iki farklı Monte Carlo simülasyon kodu kullanılarak radyasyon güvenliği ana başlığında gama ve nötron radyasyonlarını yayan <sup>241</sup>Am-Be kaynak baz alınarak bu kaynağın 10 farklı mineral tarafından zırhlanabilirlik durumları araştırılmıştır. Minerallerin radyasyon soğurma performanslarının değerlendirilebilmesi için ayrıca en sık kullanılan yapı malzemelerinden beton için de aynı simülasyonlar icra edilmiştir. Çalışma deneysel aşamalar içermediği için kullanılan iki farklı simülasyon kodu arasındaki uyum önemlidir. Çizelge 5.1 gama ışınımı, Çizelge 5.2 ise nötron parçacıkları için elde edilen tesir kesiti değerlerinin bir karşılaştırmasını göstermektedir. Çizelgelere bakıldığında iki program arasındaki uyumun yeterli seviyede olduğu görülebilir. Aşağıda elde edilen sonuçlar her bir mineral için ayrı ayrı başlıklar ile verilmiştir.

**Çizelge 5.1.** Minerallerin Gama Işınları İle Etkileşimi Sonucu Lineer Soğurma Katsayısı Karşılaştırmaları

Sıra No	Mineraller	GEANT4 Lineer Soğurma Katsayısı ( $\mu$ )	FLUKA Lineer Soğurma Katsayısı ( $\mu$ )	Fark %
1	Arupite	2,8112	2,8173	0,22
2	Andreyivanovite	5,6920	5,6812	0,19
3	Aerugite	7,3842	7,6628	3,64
4	Allabogdanite	8,3475	8,2804	0,81
5	Argutite	8,8457	8,7935	0,59
6	Algodonite	13,1220	13,6473	3,85
7	Anduoite	29,0950	27,0081	7,73
8	Abramovite	36,8510	37,3533	1,35
9	Arsenopalladinite	46,6910	53,4507	12,65
10	Anyuiite	52,9330	57,8844	8,55
	Beton	0,7270	0,7281	0,15

**Çizelge 5.2.** Minerallerin Nötronlar İle Etkileşimi Sonucu Toplam Makroskopik Tesir Kesiti Karşılaştırmaları

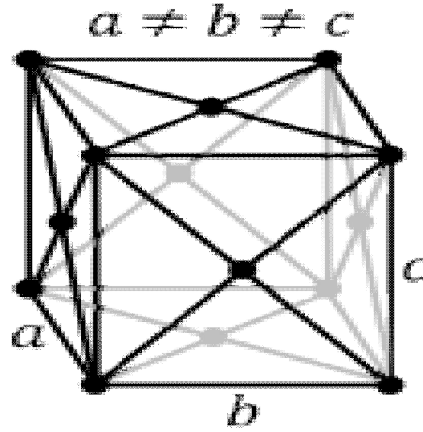
Sıra No	Mineraller	GEANT4 Toplam Mak. Tesir Kesiti ( $\mu$ )	FLUKA Toplam Mak. Tesir Kesiti ( $\mu$ )	Fark %
1	Algodonite	0,2283	0,2980	23,39
2	Aerugite	0,2341	0,2433	3,78
3	Arsenopalladinite	0,2412	0,2513	4,02
4	Argutite	0,2454	0,2493	1,56
5	Abramovite	0,2461	0,2525	2,53
6	Anduoite	0,2552	0,2431	4,98
7	Andreyivanovite	0,2737	0,2941	6,94
8	Anyuuite	0,2756	0,2616	5,35
9	Allabogdanite	0,2981	0,2873	3,76
10	Arupite	0,4359	0,4580	4,82
	Beton	0,1350	0,1478	8,66

### 5.1. Arupite

Gama ışını lineer soğurma katsayısı en düşük mineral olmasına rağmen nötron toplam makroskopik tesir kesiti en yüksek olan mineraldir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma katsayısı ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti daha iyidir. Gama ışını lineer soğurma katsayısının düşük olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre en düşük değerde olmasından kaynaklanabilir. Nötron toplam makroskopik tesir kesitinin yüksek olmasının nedeni ise içerisinde su moleküllerinin bulunması ve Demir (Fe) ve Nikel (Ni) gibi sertlikleri, yüksek yoğunlukları, iyi ısı iletkenlikleri ve yüksek erime-kaynama sıcaklıklarıyla tanınan ve sertlikleri nedeniyle, saf halde ya da alaşım halinde yapı malzemesi olarak kullanılan geçiş metallerini barındırmasıdır.

### 5.2. Andreyivanovite

Gama ışını lineer soğurma katsayısı ikinci en düşük mineraldir. Nötron toplam makroskopik tesir kesiti yüksektir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma katsayısı ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti daha iyidir. Gama ışını lineer soğurma katsayısının düşük olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre düşük değerde olmasından kaynaklanabilir. Nötron toplam makroskopik tesir kesitinin yüksek olmasının nedeni ise içerisinde Demir (Fe) ve Krom (Cr) gibi sertlikleri, yüksek yoğunlukları, iyi ısı iletkenlikleri ve yüksek erime-kaynama sıcaklıklarıyla tanınan ve sertlikleri nedeniyle, saf halde ya da alaşım halinde yapı malzemesi olarak kullanılan geçiş metallerini barındırması ve kristal yapısının Orthorombic olmasından kaynaklanabilir.



Şekil 5.1. Orthorombic Kristal Yapı Görünümü

### 5.3. Aerugite

Gama ışını lineer soğurma katsayısı üçüncü en düşük, nötron toplam makroskopik tesir kesiti ise ikinci en düşük mineraldir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma katsayısı ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti daha iyi olmasına rağmen çalışılan mineraller arasında değerleri düşük mineraller arasındadır. Gama ışını lineer soğurma katsayısının düşük olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre düşük değerde olmasından kaynaklanabilir. Nötron toplam makroskopik tesir kesitinin ikinci en düşük mineral olmasının nedeni içerisinde Arsenik (As) gibi değişken

özelliik gösteren, metaller ile tepkirken ametal, ametaller ile tepkirken metal gibi davranan metaloid bir element içermesi olabilir.

#### **5.4. Allabogdanite**

Gama ışını lineer soğurma katsayısı dördüncü en düşük mineraldir. Nötron toplam makroskopik tesir kesiti en yüksek ikinci mineraldir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma katsayısı ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti çok daha iyidir. Gama ışını lineer soğurma katsayısının düşük olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre düşük değerde olmasından kaynaklanabilir. Nötron toplam makroskopik tesir kesitinin yüksek olmasının nedeni ise içerisinde Demir (Fe) ve Nikel (Ni) gibi sertlikleri, yüksek yoğunlukları, iyi ısı iletkenlikleri ve yüksek erime-kaynama sıcaklıklarıyla tanınan ve sertlikleri nedeniyle, saf halde ya da alaşım halinde yapı malzemesi olarak ta kullanılan geçiş metallerini barındırması ve kristal yapısının Orthorombic olmasından kaynaklanabilir.

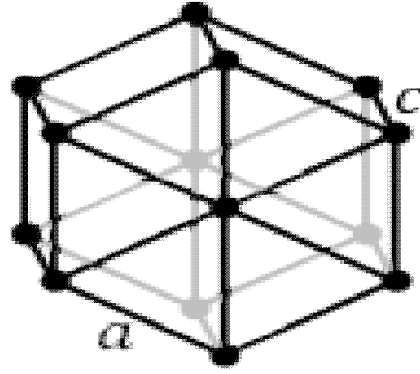
#### **5.5. Argutite**

Gama ışını lineer soğurma katsayısı beşinci en düşük mineraldir. Nötron toplam makroskopik tesir kesiti en düşük dördüncü mineraldir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma katsayısı ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti daha iyi olmasına rağmen çalışılan mineraller arasında değerleri düşük mineraller arasındadır. Gama ışını lineer soğurma katsayısının düşük olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre düşük değerde olmasından kaynaklanabilir. Nötron toplam makroskopik tesir kesitinin en düşük dördüncü mineral olmasının nedeni içerisinde Germanyum (Ge) gibi değişken özellik gösteren, metaller ile tepkirken ametal, ametaller ile tepkirken metal gibi davranan bir metaloid element içermesi olabilir.

#### **5.6. Algodonite**

Gama ışını lineer soğurma katsayısı beşinci en yüksek, nötron toplam makroskopik tesir kesiti ise en düşük mineraldir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma

katsayısı ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti çok daha iyidir. Gama ışını lineer soğurma katsayısının yüksek olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre yüksek değerde olmasından kaynaklanabilir. Nötron toplam makroskopik tesir kesitinin en düşük mineral olmasının nedeni kristal yapısının hexagonal olması veya içerisinde Arsenik (As) gibi değişken özellik gösteren, metaller ile tepkirken ametal, ametaller ile tepkirken metal gibi davranan metaloid bir element içermesi olabilir.



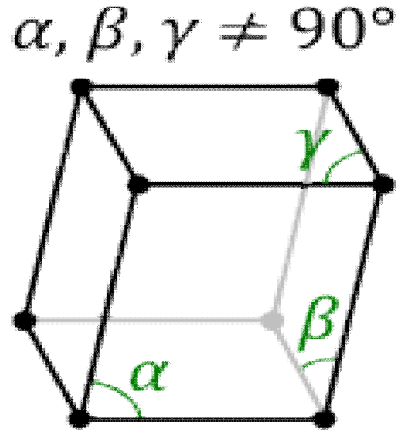
Şekil 5.2. Hexagonal Kristal Yapı Görünümü

### 5.7. Anduoite

Gama ışını lineer soğurma katsayısı dördüncü en yüksek, nötron toplam makroskopik tesir kesiti ise beşinci en yüksek mineraldir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma katsayısı ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti çok daha iyidir. Gama ışını lineer soğurma katsayısının yüksek olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre yüksek değerde olmasından kaynaklanabilir. Nötron toplam makroskopik tesir kesitinin yüksek olmasının nedeni ise içerisinde Rutenyum (Ru) ve Osmiyum (Os) gibi sertlikleri, yüksek yoğunlukları, iyi ısı iletkenlikleri ve yüksek erime-kaynama sıcaklıklarıyla tanınan ve sertlikleri nedeniyle, saf halde ya da alaşım halinde yapı malzemesi olarak ta kullanılan geçiş metallerini barındırması ve kristal yapısının Orthorombic olmasından kaynaklanabilir.

### 5.8. Abramovite

Gama ışını lineer soğurma katsayısı üçüncü en yüksek, nötron toplam makroskopik tesir kesiti ise beşinci en düşük mineraldir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma katsayısı ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti çok daha iyidir. Gama ışını lineer soğurma katsayısının yüksek olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre yüksek değerde olmasından ve kristal yapısının Triclinic olmasından kaynaklanabilir.



Şekil 5.3. Triclinic Kristal Yapı Görünümü

### 5.9. Arsenopalladinite

Gama ışını lineer soğurma katsayısı ikinci en yüksek, nötron toplam makroskopik tesir kesiti ise üçüncü en düşük mineraldir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma katsayısı ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti çok daha iyidir. Gama ışını lineer soğurma katsayısının yüksek olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre yüksek değerde olmasından ve kristal yapısının Triclinic olmasından kaynaklanabilir. Nötron toplam makroskopik tesir kesitinin en düşük üçüncü mineral olmasının nedeni içerisinde Arsenik (As) ve Antimon (Sb) gibi değişken özellik gösteren, metallere tepkirken ametaller, ametallerle tepkirken metaller gibi davranan metalloid elementler içermesi olabilir.

### 5.10. Anyuiite

Gama ışını lineer soğurma katsayısı en yüksek ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti ise üçüncü en yüksek mineral olup çalışmamızın en dikkat çekici mineralidir. Beton ile karşılaştırıldığında, gama ışını lineer soğurma katsayısı yaklaşık 73 kat ve nötron toplam makroskopik tesir kesiti ise yaklaşık 2 kat daha iyi seviyededir. Gama ışını lineer soğurma katsayısının yüksek olması mineralin yoğunluğunun çalışılan diğer minerallere göre en yüksek değerde olmasından kaynaklanabilir.

Sonuç olarak; çalışmamızda hesaplamaları yapılan tüm minerallerin hem gama ışını soğurganlığı hem de nötron parçacıklarını tutuculuğu betondan çok daha iyi seviyededir. Özellikle Anyuiite minerali hem gama ışını soğurganlığı hem de nötron parçacıklarını tutuculuğu yönünden ideal bir mineraldir. Nötron parçacığı ve gama ışının etkileşme yapmadan önce kat edebileceği ortalama mesafe veya bir etkileşim olabilmesi için gereken ortalama hedef kalınlığı olarak tanımladığımız ortalama serbest yol değerleri sırasıyla, gama ışınları için 0,0189 cm (GEANT4) ve 0,0173 cm (FLUKA), nötron parçacıkları için 2,2939 cm (GEANT4) ve 2,1835 cm (FLUKA)' dir. Bu sonuçlar bize Anyuiite mineralinin radyasyon zırhlama malzemesi olarak kullanılabilir ideal bir mineral olduğunu göstermektedir. Ancak, Anyuiite mineralinin içeriğinde Altın (Au) elementi bulunduğu için zırhlama materyali olarak kullanımı maliyetli olacağından zırhlama materyali olarak yaygın olarak kullanılan betonla karışım yapılarak kullanılmasının daha uygun olacağı değerlendirilmektedir.

Bu tez çalışmasında Anyuiite mineralinin gama ışını soğurganlığı ve nötron parçacıklarını tutuculuğu yönünden değerleri çok iyi seviyede çıkmıştır. Anyuiite mineralinin gama ışınları ve nötron parçacıkları ile girdiği etkileşim sonucu ikincil parçacık olarak sadece  $0,2885 \cdot 10^6$  adet düşük enerjili nötron çıkmaktadır. Nötron harici ortaya çıkan herhangi bir ikincil parçacığın olmayışı Anyuiite mineralinin kullanılabilirliğinin iyi seviyede olduğunu göstermektedir. Etkileşim sonucu ortaya çıkan radyoizotoplar incelenmiş olup listesi Çizelge 5.3.'te görülmektedir. Listedeki

izotopların hiçbirisi radyoaktif özelliğe sahip değildir. Bu da mineralin radyasyon zırlamada kullanımı konusunda önemli bir avantaj teşkil etmektedir.

**Çizelge 5.3.** Anyuüite Mineralinin Etkileşimi Sonucu Ortaya Çıkan Radyoizotoplar

Sıra No	Radyoizotoplar	Oran (n/cm <sup>3</sup> /10 <sup>6</sup> )
1	<sup>1</sup> H	6,56.10 <sup>-5</sup>
2	<sup>2</sup> H	7,65.10 <sup>-7</sup>
3	<sup>3</sup> H	7,71.10 <sup>-7</sup>
4	<sup>4</sup> He	9,35.10 <sup>-6</sup>
5	<sup>118</sup> In	1,72.10 <sup>-6</sup>
6	<sup>120</sup> In	5,74.10 <sup>-7</sup>
7	<sup>119</sup> Sn	3,83.10 <sup>-7</sup>
8	<sup>120</sup> Sn	1,34.10 <sup>-6</sup>
9	<sup>121</sup> Sn	3,39.10 <sup>-5</sup>
10	<sup>122</sup> Sn	4,78.10 <sup>-7</sup>
11	<sup>123</sup> Sn	1,76.10 <sup>-5</sup>
12	<sup>120</sup> Sb	3,72.10 <sup>-3</sup>
13	<sup>121</sup> Sb	4,78.10 <sup>-3</sup>
14	<sup>122</sup> Sb	3,30.10 <sup>-3</sup>
15	<sup>123</sup> Sb	3,30.10 <sup>-3</sup>
16	<sup>124</sup> Sb	3,30.10 <sup>-5</sup>
17	<sup>194</sup> Ir	1,13.10 <sup>-6</sup>
18	<sup>197</sup> Pt	8,39.10 <sup>-6</sup>
19	<sup>196</sup> Au	2,27.10 <sup>-2</sup>
20	<sup>197</sup> Au	1,32.10 <sup>-2</sup>
21	<sup>198</sup> Au	1,89.10 <sup>-4</sup>
22	<sup>203</sup> Hg	2,03.10 <sup>-6</sup>
23	<sup>204</sup> Hg	1,26.10 <sup>-6</sup>
24	<sup>205</sup> Hg	2,52.10 <sup>-6</sup>
25	<sup>204</sup> Tl	7,75.10 <sup>-7</sup>
26	<sup>205</sup> Tl	2,91.10 <sup>-7</sup>

<b>27</b>	$^{206}\text{Tl}$	$1,16 \cdot 10^{-6}$
<b>28</b>	$^{207}\text{Tl}$	$9,69 \cdot 10^{-7}$
<b>29</b>	$^{208}\text{Tl}$	$1,36 \cdot 10^{-6}$
<b>30</b>	$^{203}\text{Pb}$	$4,88 \cdot 10^{-4}$
<b>31</b>	$^{204}\text{Pb}$	$1,98 \cdot 10^{-4}$
<b>32</b>	$^{205}\text{Pb}$	$8,16 \cdot 10^{-3}$
<b>33</b>	$^{206}\text{Pb}$	$1,11 \cdot 10^{-2}$
<b>34</b>	$^{207}\text{Pb}$	$2,14 \cdot 10^{-2}$
<b>35</b>	$^{208}\text{Pb}$	$7,04 \cdot 10^{-3}$
<b>36</b>	$^{209}\text{Pb}$	$1,77 \cdot 10^{-5}$

---

**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., Osaе, 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).
- 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).
- Bernier, D.R., Christian, P.E., Langan, J. K. *Nuclear Medicine*, Mosby, New York (1997).
- Brittingham, J., Townsend, L., Barzilla J., Lee,K., Using FLUKA Monte Carlo transport code to develop parameterizations for fluence and energy deposition data for

- high-energy heavy charged particles, *Bulletin of the American Physical Society*, Volume 57, Number 3 (2012)
- 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).
- 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).
- 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).
- Földiák, 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).
- Grifoni, S. Shield against radiations, Patent Number, 4727257 (1988).
- Goldsmith, H. H. Rev. Mod. Phys., 19, 259 (1947).
- Guthoff M., Brovchenko O., De Boer W., Dierlamm A., Müller T., Ritter A., Schmanau M., Simonis J., Geant4 simulation of a filtered X-ray source for radiation damage studies, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section, Volume 675 (2012)
- 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).
- Jamil M., Hyun Yong J., Rhee J.T., Jeon Y.J., GEANT4 Monte Carlo simulation response of parallel plate avalanche counter for fast neutrons detection, Radiation Measurements, Volume 47, Issue 4 (2012)
- 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., Korkut,H., Karabulut,A., Budak,G., A new radiation shielding material: Amethyst ore, Annals of Nuclear Energy, Volume 38, Issue 1 (2011)
- Korkut,T. and Korkut,H., FLUKA Simulations of DPA in 6H–SiC Reactor Blanket Material Induced by Different Radiation Fields Frequently Mentioned in Literature, Journal of Fusion Energy, Article in Press, Doi: 10.1007/s10894-012-9525-5 (2012)

- Korkut, T., Karabulut, A., Budak, G., Aygün B., Gencil O., Hançerlioğulları A., Investigation of neutron shielding properties depending on number of boron atoms for colemanite, ulexite and tincal ores by experiments and FLUKA Monte Carlo simulations, *Applied Radiation and Isotopes*, Volume 70, Issue 1 (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.
- Sawkey D., Constantin M., Svatos, M., Comparison of electron scattering algorithms in Geant4, *Physics in Medicine and Biology*, Volume 57, Number 11 (2012)

- 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- Tanrıcut, Ali, Dr., *Türkiye'nin Nadir Toprak Elementleri-Toryum Kompleks Cevheri İle İlgili Yapılmış Olan Çalışmalar Ve İleriye Yönelik Öneriler*, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu.
- 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://www.ship.gr/gems/crystal.htm>

<http://www.mindat.org/photo-410603.html>

<http://www.mindat.org/photo-154934.html>

<http://webmineral.com/specimens/picshow.php?id=1353&target=Algodonite>

<http://webmineral.com/specimens/picshow.php?id=2810&target=Allabogdanite>

<http://webmineral.com/specimens/picshow.php?id=3149&target=Andreyivanovite>

<http://webmineral.com/specimens/picshow.php?id=2855&target=Anduoite>

<http://webmineral.com/specimens/picshow.php?id=3909&target=Argutite>

<http://webmineral.com/specimens/picshow.php?id=1515&target=Arsenopalladinite>

[http://www.rstp.uwaterloo.ca/manual/radiation/types/neutron\\_production.htm](http://www.rstp.uwaterloo.ca/manual/radiation/types/neutron_production.htm)

## ÖZGEÇMİŞ

1981 yılında Burdur'da doğdu. İlk, orta ve lise öğrenimini sırasıyla Burdur Tefenni Namık Kemal İlköğretim Okulu, Isparta Sütçüler Ortaokulu ve Konya Merkez Veteriner Sağlık Meslek Lisesi'nde tamamladı. 1998-2003 yılları arasında lisansla birleştirilmiş tezsiz yüksek lisans eğitimini Marmara Üniversitesi Atatürk Eğitim Fakültesi Fizik Öğretmenliği Bölümü'nde tamamladı. 2005 yılında Ankara ilinde Jandarma Lojistik Komutanlığında Jandarma İkmal Teğmen olarak meslek hayatına başladı. 2010 yılında Ağrı İbrahim Çeçen Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü'nde Nükleer Fizik bilim dalında yüksek lisans eğitimine başladı. Halen Jandarma Genel Komutanlığı Ağrı İl Jandarma Komutanlığında Lojistik Şube Müdürü olarak görev yapmaktadır. Evli ve bir kız çocuk babasıdır.