

T.C.
DOKUZ EYLÜL ÜNİVERSİTESİ
SAĞLIK BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

NÜKLEER TIPTA KULLANILAN GAMA IŞIN ENERJİLERİ
İÇİN BAZI KOMPOZİT MATERYALLERİN ZIRHLAMA
ÖZELLİKLERİNİN İNCELENMESİ

Alper YOLAY
ORCID: 0000-0002-1712-9797

MEDİKAL FİZİK ANABİLİM DALI

Medikal Fizik Yüksek Lisans Programı

YÜKSEK LİSANS TEZİ

İZMİR

MAYIS 2023

TEZ KODU: DEU.HSI.MSc-2020970027

T.C.
DOKUZ EYLÜL ÜNİVERSİTESİ
SAĞLIK BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

**NÜKLEER TIPTA KULLANILAN GAMA IŞIN ENERJİLERİ
İÇİN BAZI KOMPOZİT MATERYALLERİN ZIRHLAMA
ÖZELLİKLERİNİN İNCELENMESİ**

Alper YOLAY
ORCID: 0000-0002-1712-9797

MEDİKAL FİZİK ANABİLİM DALI
Medikal Fizik Yüksek Lisans Programı

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Tez Danışmanı: Prof. Dr. Özlem KARADENİZ
0000-0001-7374-4527

İZMİR
MAYIS 2023

T.C.
DOKUZ EYLÜL ÜNİVERSİTESİ
SAĞLIK BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ MÜDÜRLÜĞÜNE
ETİK BEYANI

Dokuz Eylül Üniversitesi Sağlık Bilimleri Enstitüsü Tez Yazım Kurallarına uygun olarak hazırlayıp sunduğum “Nükleer Tıpta Kullanılan Gama Işın Enerjileri İçin Bazı Kompozit Materyallerin Zırhlama Özelliklerinin İncelenmesi” başlıklı Yüksek Lisans tezim içinde elde ettiğim verileri, bilgileri, belgeleri akademik ve etik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi, değerlendirme ve sonuçları bilimsel etik ve ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu, tezimde yararlandığım eserlere bilimsel kurallara uygun atıfta bulunarak kaynak gösterdiğimi, tezimin özgün olduğunu, tezimin çalışma ve yazımında patent ve telif haklarını ihlal edici bir davranışımın olmadığını, aksi bir durumda aleyhime doğabilecek tüm hak kayıplarını kabullendiğimi beyan ederim.

Alper YOLAY

22.05.2023

TEŞEKKÜR

Yüksek lisans eğitim aşamamda ve Dokuz Eylül Üniversitesi Medikal Fizik Anabilim Dalı'nın bir parçası olmamda bilgi ve tecrübeleri ile bana yol gösterici olan tez danışmanım Prof. Dr. Özlem KARADENİZ'e ilgi ve alakasından dolayı teşekkürlerimi sunarım.

Kompozit malzemelerin üretimi ve paylaşımı ile katkılarının yanı sıra, bilgi ve birikimleri ile de desteklerini esirgemeyen Prof. Dr. Tuba ALPYILDIZ'a, deneysel çalışmalarımda gerekli izin ve şartları sağlayan değerli hocalarım Prof. Dr. Gamze ÇAPA KAYA, Prof. Dr. Türkan ERTAY'a ve Dokuz Eylül Üniversitesi Hastanesi Nükleer Tıp Anabilim Dalı personeline, bu mecrada gerek ders aşamamda gerekse tez dönemimde desteğini hiçbir zaman esirgemeyen, zorlandığım zamanlarda sağladığı manevi destekleri için arkadaşım, hocam Öğr. Gör. Melek CAN'a ve tez konuma ilişkin tecrübelerini paylaşan, önerileri ile yol gösteren Dr. Mehmet TARAKÇI'ya teşekkürü borç bilirim.

Medikal Fizik Yüksek Lisans eğitimim boyunca gelişmemi ve ilerlememi sağlayan, bilgi ve deneyimlerini paylaşan tüm Medikal Fizik Anabilim Dalı hocalarıma ve arkadaşlarıma emekleri için teşekkürü borç bilirim.

Eğitim hayatım boyunca her zaman bana öncü olan, kıymetli fikirleri ve yol göstericiliği ile beni her zaman motive ederek hayata karşı pozitif olmamı sağlayan, maddi ve manevi desteğini esirgemeyen ablam Yasemin CEVAHİR'e ve anneme minnettarım. Bu tezi, bana insan olmayı öğreten, Atatürk ilkelerine bağlı evlat olarak yetiştiren, hakkını asla ödeyemeyeceğim rahmetli babamın aziz hatırasına ithaf ediyorum.

Alper YOLAY

Mayıs 2023, İzmir

İÇİNDEKİLER

TABLOLAR DİZİNİ	i
ŞEKİLLER DİZİNİ	ii
GRAFİKLER DİZİNİ	iii
SİMGELER VE KISALTMALAR	v
1. GİRİŞ VE AMAÇ	1
2. GENEL BİLGİLER	4
2.1 Radyoaktif Bozunma ve Kararsız Çekirdek	4
2.1.1 Alfa Bozunumu	4
2.1.2 Beta Bozunumu	4
2.1.2.1 Elektron Yakalama	5
2.1.3 Gama Bozunumu ve İzomerik Geçiş	5
2.2 Fotonların Madde ile Etkileşimi	6
2.2.1 Fotoelektrik Olay	6
2.2.2 Compton Saçılması	7
2.2.3 Çift Oluşumu	8
2.2.4 Koherent Saçılma	9
2.2.5 Atenüasyon Katsayıları	10
2.2.6 Yarı Değer Kalınlığı (HVL) ve Onda Bir Değer Kalınlığı (TVL)	12
2.2.7 Ortalama Serbest Yol (MFP)	13
2.2.8 Radyasyondan Koruma Verimi (RPE)	13
2.3 Gama Kamera ve Kolimatör Sistemi	14
2.3.1 Kolimatörler	14
2.3.2 Kristal	15
2.3.3 Foto Çoğaltıcı Tüp	16
2.3.4 Ön Yükselteç ve Yükselteç	17
2.3.5 Puls Yüksekliği Analizörü (PHA)	18
2.4 Gama Kamera ile Alınan Enerji Spektrumu	20
2.4.1 Fotopik	20
2.5 Radyasyondan Korunma	21
2.5.1 Zaman	22
2.5.2 Mesafe	22
2.5.3 Zırhlama	22
2.6 Koruyucu Materyaller	23

2.7 Kompozit Malzeme	24
3. GEREÇ VE YÖNTEM	25
3.1 Araştırmanın Tipi	25
3.2 Araştırmanın Yeri, Zamanı ve Planı	25
3.3 Araştırmanın Evreni ve Örneklemi/Çalışma Grupları	25
3.4 Çalışma Materyali	25
3.4.1 Kompozit Malzeme Üretimi	25
3.4.2 Araştırılan Kompozit Malzemelerin Mekanik Özellikleri	27
3.4.3 Radyoaktif Kaynaklar (^{99m}Tc , ^{177}Lu , ^{131}I , ^{123}I)	27
3.4.4 Gama Kamera ve Kolimatör Sistemi	31
3.5 Araştırmanın Değişkenleri	32
3.6 Veri Toplama Araçları	32
3.6.1 Deneysel Düzenek	32
3.6.2 Gama Spektroskopik Analiz	33
3.6.3 Zırhlama Parametrelerinin Deneysel Hesabı	34
3.7 Verilerin Değerlendirilmesi	35
3.8 Araştırmanın Sınırlılıkları	35
3.9 Etik Kurul Onayı	36
4. BULGULAR	37
4.1 GR Kompozit Malzemesi İçin Zırhlama Parametreleri	37
4.1.1 Tc-99m-140 keV	37
4.1.2 Lu-177-113 ve 208 keV	38
4.1.3 I-131-364 keV	40
4.1.4 I-123-159 keV	40
4.2 GCR Kompozit Malzemesi İçin Zırhlama Parametreleri	41
4.2.1 Tc-99m-140 keV	41
4.2.2 Lu-177-113 ve 208 keV	42
4.2.3 I-131-364 keV	44
4.2.4 I-123-159 keV	44
4.3 GCI Kompozit Malzemesi İçin Zırhlama Parametreleri	45
4.3.1 Tc-99m-140 keV	45
4.3.2 Lu-177-113 ve 208 keV	46
4.3.3 I-131-364 keV	48
4.3.4 I-123-159 keV	48

4.4 Zırhlama Parametrelerinin Enerjiye Bağlı Değişimi	49
4.5 Kompozit Malzemeler ve Beton İçin Kütle Atenüasyon Katsayılarının Karşılaştırılması	55
5. TARTIŞMA	56
6. SONUÇ VE ÖNERİLER	59
7. KAYNAKLAR	60
EK 1: ETİK KURUL ONAYI	64
EK 2: ÖZGEÇMİŞ	66



TABLÖLAR DİZİNİ

Tablo 1. Araştırma planı.....	25
Tablo 2. Kompozitlerin özellikleri (37).....	26
Tablo 3. Radyonüklidlerin fiziksel özellikleri.....	28
Tablo 4. Radyonüklidler için seçilen enerji pencereleri.....	33
Tablo 5. GR kompozit malzemesi ve ^{99m}Tc 'in 140 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	38
Tablo 6. GR kompozit malzemesi ve ^{177}Lu 'nin 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjileri için zırhlama parametreleri.....	39
Tablo 7. GR kompozit malzemesi ve ^{131}I 'in 364 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	40
Tablo 8. GR kompozit malzemesi ve ^{123}I 'ün 159 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	41
Tablo 9. GCR kompozit malzemesi ve ^{99m}Tc 'in 140 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	42
Tablo 10. GCR kompozit malzemesi ve ^{177}Lu 'nin 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjileri için zırhlama parametreleri.....	43
Tablo 11. GCR kompozit malzemesi ve ^{131}I 'in 364 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	44
Tablo 12. GCR kompozit malzemesi ve ^{123}I 'ün 159 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	45
Tablo 13. GCI kompozit malzemesi ve ^{99m}Tc 'in 140 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	46
Tablo 14. GCI kompozit malzemesi ve ^{177}Lu 'nin 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	47
Tablo 15. GCI kompozit malzemesi ve ^{131}I 364'ün keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	48
Tablo 16. GCI kompozit malzemesi ve ^{123}I 'in 159 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri.....	49

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1. Mo-99 – Tc-99m radyoaktif bozunum şeması (25).....	6
Şekil 2. Fotoelektrik olay (26).	7
Şekil 3. Compton saçılması (26).....	8
Şekil 4. Çift oluşumu (26).....	9
Şekil 5. Koherent saçılma (27).....	9
Şekil 6. Soğurucu üzerine gelen tek enerjili foton demeti (N_0) (28).	11
Şekil 7. Soğurucu atom numaraları ve foton enerjilerine göre etkileşim türleri (19).12	
Şekil 8. Gama kamera sisteminin temel bileşenleri (26).	14
Şekil 9. Pinhol kolimatörün (a) iç kesiti; (b) dış görüntüsü (31).	15
Şekil 10. NaI(Tl) sintilasyon kristali (29).....	16
Şekil 11. Foto çoğaltıcı tüpte ön yükselteç ve yükselteç (29).....	18
Şekil 12. (a) Çok kanallı bir analizörün (MCA) temel bileşenleri; (b) Tc-99m içeren bir kaynaktan tespit edilen radyasyon olayları için boylara göre puls sınıflandırma örneği (26).....	19
Şekil 13. İdeal ve gerçek fotopik (19).....	20
Şekil 14. Puls yüksekliği analizörü. Z-pulsu, gelen gama ışını fotonunun enerjisiyle orantılıdır. Puls yüksekliği analizörü yalnızca açılan pencereye düşenleri kabul eder (19).	21
Şekil 15. Radyasyondan korunmanın temel prensipleri (34).....	22
Şekil 16. İyonlaştırıcı radyasyonun nüfuz etme gücü (36).	23
Şekil 17. Kişisel koruyucu ekipmanlar (38).	23
Şekil 18. Kompozit bir malzemenin lif ve matris kullanılarak oluşumu (37).	24
Şekil 19. Kumaşların $0^\circ/90^\circ/0^\circ/90^\circ$ yerleşim yönünün şematik gösterim (37).....	27
Şekil 20. ^{99}Mo bozunum şeması (25).....	29
Şekil 21. ^{177}Lu bozunum şeması (42).	29
Şekil 22. ^{131}I bozunum şeması (44).	30
Şekil 23. ^{123}I bozunum şeması (46).	31
Şekil 24. Gama kamera sistemi (Kişisel arşiv).	32
Şekil 25. Deneysel düzenek (Kişisel arşiv).....	33
Şekil 26. Araştırmada kullanılan (a) Tc-99m; (b) Lu-177; (c) I-123 ve (d) I-131' in gama enerji spektrumları (Kişisel arşiv).	34

GRAFİKLER DİZİNİ

Grafik 1. Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	37
Grafik 2. Lu-177'nin 113 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	38
Grafik 3. Lu-177'nin 208 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	39
Grafik 4. I-131'in 364 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	40
Grafik 5. I-123'ün 159 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	41
Grafik 6. Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	42
Grafik 7. Lu-177'nin 113 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	43
Grafik 8. Lu-177'nin 208 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	43
Grafik 9. I-131'in 364 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	44
Grafik 10. I-123'ün 159 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	45
Grafik 11. Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	46
Grafik 12. Lu-177'nin 113 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	47
Grafik 13. Lu-177'nin 208 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	47
Grafik 14. I-131'in 364 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	48
Grafik 15. I-123'ün 159 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.....	49
Grafik 16. Lineer atenüasyon katsayısının (a) GCR ve GCI; (b) GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.	50
Grafik 17. Kütle atenüasyon katsayısının GCR, GCI ve GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.....	51
Grafik 18. Yarı değer kalınlığının (HVL) (a) GCR ve GCI; (b) GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.	52
Grafik 19. Onda bir değer kalınlığının (TVL) (a) GCR ve GCI; (b) GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.	52

Grafik 20. Ortalama serbest yolun (MFP) (a) GCR ve GCI; (b) GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine baēlı deēiřimi.	53
Grafik 21. Radyasyondan koruma veriminin (RPE) GCR, GCI ve GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine baēlı deēiřimi.	54
Grafik 22. Arařtırılan kompozit malzemeler ve beton iēin kütle atenüasyon katsayılarının foton enerjilerine baēlı deēiřimi.....	55



SİMGELER VE KISALTMALAR

α	Alfa
β	Beta
β^-	Negatron
β^+	Pozitron
γ	Gama
e^-	Elektron
ν	Nötrino
$\bar{\nu}$	Antinötrino
ϵ	Elektron Yakalama
μ_t	Toplam Atenüasyon Katsayısı
μ/ρ	Kütle Atenüasyon Katsayısı
σ_{coh}	Koherent Saçılma
μ	Lineer Atenüasyon Katsayısı
ρ	Yoğunluk
ADC	Analog to Digital Converter
AMP	Amplifier
Ba-133	Baryum-133
Co-60	Kobalt-60
Cs-137	Sezyum-137
Eu-152	Evropiyum-152
eV	Elektronvolt
FÇT	Fotoçoğaltıcı Tüp
F-18	Flor-18
Ga-68	Galyum-68
GCI	Glass Copper Inlaid
GCR	Glass Copper Ribana
GR	Glass Ribana
He	Helyum
HVL	Half Value Layer
IT	Isomeric Transition

I-123	İyot-123
I-131	İyot-131
keV	Kilo Elektronvolt
LEPH	Low Energy Pin Hole
Lu-177	Lutesyum-177
MCA	Multi Channel Analyzer
mCi	Mili Curie
MeV	Mega Elektronvolt
MFP	Mean Free Path
Mo-99	Molibden-99
N	Nötron
Pb	Kurşun
PHA	Pulse High Analyzer
RPE	Radiation Protection Efficiency
SCA	Single Channel Analyzer
Tc-99	Teknesyum-99
Tc-99m	Teknesyum-99m
TVL	Tent Value Layer
V	Volt

NÜKLEER TIPTA KULLANILAN GAMA IŞIN ENERJİLERİ İÇİN BAZI KOMPOZİT MATERYALLERİN ZIRHLAMA ÖZELLİKLERİNİN İNCELENMESİ

Yüksek Lisans Tezi

Alper YOLAY

DOKUZ EYLÜL ÜNİVERSİTESİ SAĞLIK BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

Medikal Fizik Anabilim Dalı

ÖZET

Yapay radyasyon kaynaklarından toplumun aldığı radyasyon dozuna en büyük katkı, medikal uygulamalardan gelmektedir. Radyasyondan korunma amaçları için temel prensiplerden biri zırhlamadır. Radyasyon zırhlama amaçlı malzeme üretimlerinde, yüksek yoğunluğu ve düşük maliyeti nedeniyle kurşun gibi yüksek atom numaralı, ağır elementler tercih edilmektedir. Kurşunun ağır ve çevre sağlığı açısından zararlı olması nedeniyle, kurşunun yerini alabilecek hafif, esnek, düşük maliyetli ve radyasyon zırhlama kabiliyeti yüksek alternatif malzemeler konusunda araştırmalar hız kazanmıştır. Bu anlamda, çevre dostu inorganik dolgu maddeleri ile farklı matrisler güçlendirilerek üretilen kompozit malzemeler umut vaat etmektedir.

Bu araştırmada, nükleer tıpta görüntüleme amaçlı kullanılan radyonüklidlerin yayınladığı foton enerjileri için cam filament ve bakır filament kullanılarak ribana ve yatırımlı ribana yapısında üretilmiş örme kumaş takviyeli üç farklı kompozit malzemenin radyasyon zırhlama kabiliyetlerinin incelenmesi amaçlanmıştır. Bu amaçla, Dokuz Eylül Üniversitesi, Mühendislik Fakültesi, Tekstil Mühendisliği Bölümü'nde üretilen kompozit malzemelerin radyasyon zırhlama parametreleri, Dokuz Eylül Üniversitesi Hastanesi, Nükleer Tıp Anabilim Dalı'nda, pinhol kolimatörlü gama kamera sistemi kullanılarak araştırılmıştır. Buna göre, üretilen cam ve bakır filamentten üretilmiş örme kumaş takviyeli kompozit malzemelerin, atenüasyon katsayıları, yarı/onda bir değer kalınlığı, ortalama serbest yol ve radyasyondan koruma verimi gibi zırhlama parametreleri, Lu-177 radyoaktif kaynağının 113 keV ve 208 keV, Tc-99m radyoaktif kaynağının 140 keV, I-123 radyoaktif kaynağının 159 keV ve I-131 radyoaktif kaynağının 364 keV'lik foton enerjileri için hesaplanmıştır.

Araştırmada incelenen kompozit malzemeler için lineer atenüasyon katsayıları 0,09-0,15 cm⁻¹ aralığında, kütle atenüasyon katsayıları 0,06-0,12 cm²/g aralığında ve radyasyondan koruma verimi %23,5-38,4 aralığında saptanmıştır.

Araştırmada saptanan radyasyon zırhlama parametreleri literatür ile uyumlu bulunmuştur. Ek olarak GCI (cam+bakır filamentten üretilmiş yatırımlı ribana) kompozit malzemesi için saptanan kütle atenüasyon katsayılarının, radyasyon zırhlamada etkin olarak kullanılan beton ile karşılaştırılabilir düzeyde olduğu görülmüş ve GCI kompoziti Nükleer Tıp birimlerinde düşük ve orta enerjili gama radyasyonunu zırhlama amaçları için gelecek vaat eden alternatif bir malzeme olarak önerilmiştir.

Anahtar Sözcükler: radyonüklid, örme kumaş, kompozit, gama kamera, radyasyon zırhlama

Tezin sayfa adedi: 85

Danışman: Prof. Dr. Özlem KARADENİZ



INVESTIGATION OF SHIELDING PROPERTIES OF SOME COMPOSITE MATERIALS FOR GAMMA RAY ENERGIES USED IN NUCLEAR MEDICINE

Master Thesis

Alper YOLAY

DOKUZ EYLUL UNIVERSITY INSTITUTE OF HEALTH SCIENCES

Department of Medical Physics

ABSTRACT

The greatest contribution to the population's radiation exposure comes from artificial radiation sources used for medical purposes. Shielding is one of the basic principles in radiation protection. Due to their great density and low cost, heavy, high atomic number elements like lead are preferred in the production of radiation shielding materials. Since lead is heavy and harmful for the environment, research on alternative materials that are light, flexible, inexpensive, and have a high radiation shielding capacity has accelerated. In this sense, composite materials that can be produced by reinforcing different matrices with environmentally friendly inorganic fillers are promising.

In this research, it is aimed to examine the radiation shielding capabilities of three different composite materials reinforced with knitted fabric produced by using glass filament and copper filament in rib and inlaid rib structure for photon energies emitted by radionuclides used for imaging in nuclear medicine. For this purpose, radiation shielding parameters of composite materials produced in Dokuz Eylul University, Engineering Faculty, Textile Engineering Department, were investigated using a pinhole collimator gamma camera system at Dokuz Eylul University Hospital, Nuclear Medicine Department. According to this for photon energies of Lu-177 radioactive source at 113 keV and 208 keV, Tc-99m radioactive source at 140 keV, I-123 radioactive source at 159 keV, and I-131 radioactive source at 364 keV, the attenuation coefficients, half/tenth value layer thickness, mean free path, and radiation protection efficiency for the composite materials with various fabric structures containing glass and copper additives were calculated.

The linear attenuation coefficients for the composite materials examined in the study were in the range of $0.09\text{-}0.15\text{ cm}^{-1}$, the mass attenuation coefficients were in the range of $0.06\text{-}0.12\text{ cm}^2/\text{g}$, and the radiation protection efficiency was between 23.5% and 38.4%.

The radiation shielding parameters found in the study agreed with the literature. In addition, the mass attenuation coefficients determined for the GCI (glass+copper reinforced inlaid rib) composite material were seen to be comparable to those of concrete, which is effectively used in radiation shielding, and GCI

composite was proposed as a promising alternative material for shielding low and medium energy gamma radiation in Nuclear Medicine units.

Keywords: radionuclide, knitted fabric, composite, gamma camera, radiation shielding

Page number: 85

Advisor: Prof. Dr. Özlem KARADENİZ



1. GİRİŞ VE AMAÇ

Doğal ve yapay radyasyon kaynakları; nükleer reaktörler, endüstri, tarım, arkeoloji, tıp, gıda ışınlamaları, askeri ve uzay sanayii gibi birçok alanda kendine yer bulmuştur. Bu kaynaklardan yayınlanan gama ve x-ışınları, nüfuz edici özelliği yüksek elektromanyetik dalga formunda olan iyonlaştırıcı radyasyon türleridir (1). Yapay radyasyon kaynaklarından toplumun aldığı radyasyon dozlarına en büyük katkı, medikal uygulamalardan gelmektedir. Buna göre, Hastanelerin Radyoloji, Radyasyon Onkolojisi ve Nükleer Tıp Bölümlerinde, hastalar ve çalışan personel değişen dozlarda gama ışınlarına maruz kalmaktadır. Radyasyondan korunma amaçları için temel prensiplerden biri zırhlamadır.

Radyasyon ile çalışılan alanlarda yüksek yoğunluğu ve düşük maliyeti nedeniyle; levha, cam, laminat, tuğla ve blok şeklinde üretilen kurşun malzemeler zırhlama amacı ile geleneksel olarak kullanılmaktadır. Esneklik, kimyasal stabilite, ağırlık ve mekanik mukavemet bakımından olumsuz özelliklere sahip olmakla birlikte, toksik olması nedeniyle de kurşun, insan ve çevre sağlığı açısından zararlıdır. Bu sebeple son yıllarda, kurşunun yerini alabilecek hafif, esnek, düşük maliyetli ve radyasyon zırhlama kabiliyeti yüksek alternatif malzeme arayışı ile çok sayıda deneysel ve teorik çalışmalar yapılmıştır.

Bu araştırmalarda, alaşım, cam, polimer, kaya ve kompozit gibi yeni nesil malzemeler ile çalışılmıştır. Buna göre, çevre dostu inorganik dolgu maddeleri ile farklı matrisler güçlendirilerek üretilebilen kompozit malzemelerin diğer malzemelere kıyasla umut verici olduğu bildirilmiştir (2). Tipik bir kompozit malzeme, büyük ölçüde farklı fiziksel veya kimyasal özelliklere sahip iki veya daha fazla katkı malzemesinden yapılır. Kurşuna göre kolay hazırlanabilmeleri, hafif olmaları, dayanıklılıkları, etkin koruma, düşük maliyet vb. özellikleri sağlayan polimer kompozit malzemeler, radyasyondan korunma amaçları için giderek daha önemli ve ihtiyaç duyulan malzemeler haline gelmiştir (3).

Gama radyasyonunun zırhlanmasına ilişkin deneysel ve teorik araştırmalar incelendiğinde, bu çalışmaların çoğunlukla Co-60, Ba-133, Eu-152 ve Cs-137 gibi yüksek enerjili gama ışınları yayınlayan radyonüklidleri konu aldığı görülmektedir (1,4-13). Bununla birlikte nükleer tıpta kullanılan radyoaktif kaynakların yayınladığı

düşük ve orta enerjili fotonlara uygun radyasyon zırhlama malzemeleri üzerine araştırmalar az sayıdadır (5,14-18).

Bu çalışmalardan birinde, Tijani S. A. ve ark. (2019) izoftalik bizmut polimer malzemesi için 140 keV (Tc-99m) ve 511 keV (F-18) foton enerjilerinde kütle atenüasyon katsayısı ve yarı değer kalınlığı parametrelerini incelemiş ve bu malzemenin radyasyondan korunma açısından betona göre daha etkin olduğunu bildirmişlerdir. Alalawi A. ve ark. (2020) P_2O_5 - Na_2O - CaO - K_2O - MgO içerikli biyoaktif cam malzemeler için Tl-201 radyoaktif kaynağının yayınladığı 83 keV, Tc-99m radyoaktif kaynağının yayınladığı 140 keV ve I-131 radyoaktif kaynağının yayınladığı 284 keV, 364 keV ve 723 keV foton enerjilerinde teorik bir çalışma yapmışlardır. Bu çalışmada kullanılan cam malzemelerin radyasyon zırhlama performanslarının, radyasyon uygulamalarında kullanılan ticari ve konvansiyonel zırhlar (sıradan beton ve barit beton) ile karşılaştırılabilir düzeyde olduğu sonucuna varılmıştır. Al-Hadeethi Y. ve ark. (2019)'nın P_2O_5 - Na_2O - CaO - K_2O - MgO içerikli biyoaktif cam malzemeler ile yaptıkları araştırmada, Tc-99m (140 keV) ve I-131 (364 keV) radyoaktif kaynaklarının foton enerjileri için kütle atenüasyon katsayısı ve onda bir değer kalınlığı parametreleri incelenmiştir. Bu çalışmanın sonuçları, tüm cam numunelerinin beton ile kıyaslandığında radyasyona karşı daha iyi koruma özellikleri gösterdiğini ortaya koymuştur. Bir diğer araştırmada, Nükleer Tıpta kullanılan Tc-99m ve I-131 radyoaktif kaynaklarının 140 keV ve 364 keV foton enerjileri için, dört farklı içerikli kaya malzemesinin radyasyon zırhlama parametreleri incelenmiş, bu malzemelerin tuğla ve betona kıyasla daha etkin bir radyasyon zırh malzemesi olduğu saptanmış, maliyet ve etkin radyasyondan koruma özelliği bakımından betonun yerini alabileceği ifade edilmiştir (17). Benzer bir araştırmada, Mehrara R. ve ark. (2021) Tc-99m radyoaktif kaynağının 140 keV foton enerjisinde saf polikarbonat bizmut oksit içerikli kompozit malzemesinin radyasyon zırhlama parametrelerini değerlendirmişlerdir. Kurşun içermeyen bir malzeme olan PC- Bi_2O_3 nanokompozitinin, özellikle nükleer tıp bölümlerinde düşük enerjili gama fotonları için radyasyondan korunma malzemelerinin yerine geçebileceğini ifade etmişlerdir. Nükleer tıpta görüntüleme amaçlı kullanılan I-123 radyoaktif kaynağı ile yapılan bir diğer araştırmada, tungsten karbür bazlı malzemenin 159 keV foton enerjisi için radyasyon zırhlama parametreleri değerlendirilmiştir (5). Bu araştırmada

tungsten karbürün, gama radyasyonundan koruyucu malzeme olarak kurşunun yerini alabilecek potansiyel yeni bir malzeme olduğu hem deneysel hem de teorik olarak kanıtlanmıştır.

Nükleer tıpta kullanılan foton enerjileri için yeni nesil kompozit malzemelerin radyasyon zırhlama kabiliyetlerinin araştırmasına yönelik olan ve yukarıda kısa bir literatür özeti verilen çalışmalar, uluslararası bilimsel alanda yoğun ilgi çekmektedir.

Bu tez çalışması; Dokuz Eylül Üniversitesi Hastanesi, Nükleer Tıp Anabilim Dalı'nda, pinhol kolimatörlü gama kamera sistemi kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Çalışmada, Nükleer Tıpta görüntüleme amaçlı kullanılan radyonüklidlerin yayınladığı foton enerjileri için cam filament ve bakır filament kullanılarak ribana ve yatırımlı ribana yapısında üretilmiş örme kumaş takviyeli üç farklı kompozit malzemenin radyasyon zırhlama kabiliyetlerinin araştırılması amaçlanmıştır. Bu amaçla, Dokuz Eylül Üniversitesi, Mühendislik Fakültesi, Tekstil Mühendisliği Bölümü'nde cam filament ve bakır filament kullanılarak ribana ve yatırımlı ribana yapısında üretilen örme kumaş takviyeli kompozit malzemelerin, atenuasyon katsayıları, yarı/onda bir değer kalınlığı, ortalama serbest yol ve radyasyondan koruma verimi gibi zırhlama parametreleri, Lu-177 radyoaktif kaynağının 113 keV ve 208 keV, Tc-99m radyoaktif kaynağının 140 keV, I-123 radyoaktif kaynağının 159 keV ve I-131 radyoaktif kaynağının 364 keV'lik foton enerjileri için hesaplanmıştır. Araştırmanın sonuçları, radyasyon zırhlamada etkin olarak kullanılan beton ile karşılaştırılmış, literatürde yer alan bilgiler ışığında değerlendirilmiş ve ilgili kompozitlerin Nükleer Tıp Bölümlerinde betona alternatif bir zırh malzemesi olarak kullanımları tartışılmıştır.

Ülkemizde, Nükleer Tıpta görüntüleme amaçlı kullanılan radyonüklidlerin yayınladığı foton enerjileri için kurşun ve betonun yerini alabilecek radyasyondan koruyucu alternatif kompozit malzemeler konusunda yapılmış herhangi bir çalışma bulunmamaktadır. Bu anlamda bu çalışma; ülkemizde Nükleer Tıp personelinin radyokorunum amaçları için, kurşun yerine hafif ve tekstil tabanlı giyilebilir alternatif bir materyalin araştırıldığı ilk çalışmadır. Bununla birlikte, araştırmanın sonuçları ile radyasyondan korunma hedefleri için uluslararası literatüre önemli bir veri tabanı sağlanmıştır.

2. GENEL BİLGİLER

2.1 Radyoaktif Bozunma ve Kararsız Çekirdek

Atom çekirdeğinin nötron (N) ve proton (Z) sayılarının oranı, çekirdeğin kararlılığını belirler. Buna göre, N/Z oranının ağır elementlerde 1.5; hafif elementlerde ise 1 değerine ($N \cong Z$) yakın olması o elementin kararlılığını gösterir. Kararsız bir çekirdek ya çekirdekten parçacık yayınlıyarak (alfa, beta bozunumu) ya da fotonlar (gama ışınları) biçiminde enerji yayarak kararlı hale gelebilir (19). Çekirdeğin kararlı hale getirebilmesi için gerçekleşen bu olaylar radyoaktif bozunma olarak adlandırılır.

2.1.1 Alfa Bozunumu

Alfa bozunumu, 4_2He veya ${}^4_2\alpha$ olarak temsil edilen alfa parçacıklarının (helyum çekirdekleri) emisyonudur. Kararsız bir çekirdek, bir alfa parçacığı yayınlıyarak bir ürüne bozunduğunda; atom numarası 2, kütle numarası 4 azalır ve bozunum denklemi

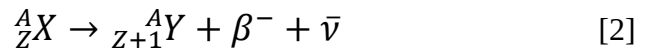


olarak yazılabilir (20).

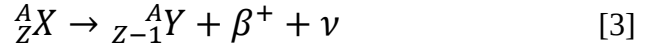
Bozunum sonunda açığa çıkan enerjinin büyük bir kısmı alfa parçacığına aktarılır. Alfa bozunumu genellikle A, kütle numarası 190'dan büyük olan çekirdeklerde gerçekleşir. Alfa bozunumunun enerjisi 4 MeV ile 10 MeV aralığında değişiklik gösterir ve enerji spektrumu kesiklidir (21).

2.1.2 Beta Bozunumu

Beta bozunumu, nötron sayısı proton sayısından fazla olan çekirdeklerde meydana gelir. Bu bozunumda bir nötron bir protona dönüşürken, bir elektron ve bir antinötrino yayınlıyarak çekirdek kararlı hale gelir. Bu süreç, β^- bozunumu olarak bilinir ve şu şekilde gösterilebilir (20):

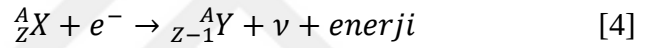


Pozitif yüklü elektronlar olan pozitronlar (β^+) çekirdekten yayınlanırken, çekirdeğin atom numarası bir azalır ve kütle numarası değişmez. Bir protonun, β^+ ve nötrino emisyonu ile bir nötrona dönüştüğü bozunum aşağıdaki denklem ile temsil edilir (20):



2.1.2.1 Elektron Yakalama

Elektron yakalama (EC), nötron eksikliği olan çekirdekler için pozitron bozunumuna bir alternatiftir. Bu bozunumda, çekirdek genellikle K- veya L-yörüngesinden bir orbital elektronu yakalar ve bir proton bir nötrona dönüşürken eş zamanlı olarak bir nötrino yayınlanır (22). Elektron yakalama aşağıdaki denklemle ifade edilebilir (23):



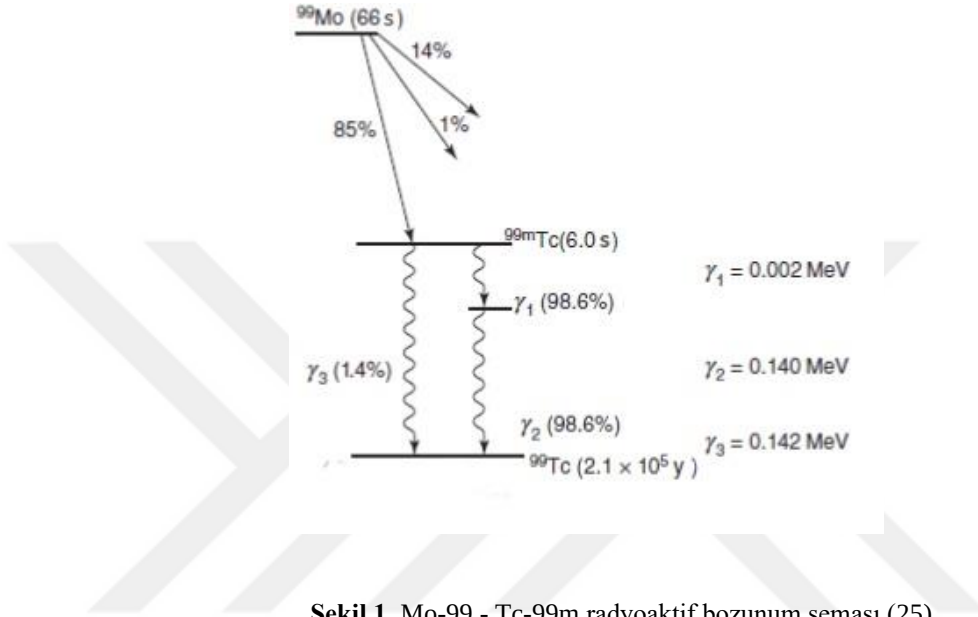
2.1.3 Gama Bozunumu ve İzomerik Geçiş

Alfa ve beta bozunumlarını takiben, bozunum enerjisinin tamamı yayınlanan parçacıklara aktarılmadığında, ürün çekirdekler uyarılmış durumda kalabilir. Ortalama ömürleri 10^{-10} saniye kadar kısa olan uyarılmış durumdaki bu çekirdeklerin temel enerji seviyelerine geçişlerine izomerik geçiş denir. Radyoaktif bozunumun ardından ürün çekirdeklerin uyarılmış düzeylerinden bir veya daha fazla gama fotonu yayımlanabilir. Gama emisyonu ile sonuçlanan bu geçişlerde, Z ve A değişmez. Uyarılmış ve temel düzeyde bulunan nüklidlere de izomerler denir.



Genellikle gama ışınları, radyoaktif bozunumları takiben hızlıca kararlı duruma geçerler. Ancak bazı çekirdeklerin ortalama ömrü çok daha uzundur ve çekirdekler 10^{-3} saniye, birkaç gün veya daha uzun süreler için uyarılmış düzeylerde kalabilir. Bu düzeylere metastabil düzeyler denir ve bu süre boyunca çekirdek, saf bir gama yayıcı radyonüklid gibi davranır. Mo-99 izotopunun beta bozunumundan kaynaklanan Tc-99m (m- metastabil düzey), metastabil düzey için örnek olarak verilebilir.

Mo-99 - Tc-99m 'in bozunum şeması Şekil 1' de gösterilmektedir ve bozunum denklemi şu şekilde ifade edilebilir (24).



Şekil 1. Mo-99 - Tc-99m radyoaktif bozunum şeması (25).

2.2 Fotonların Madde ile Etkileşimi

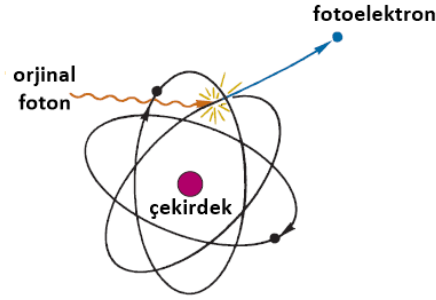
Fotonların madde ile etkileşiminde dört temel etkileşim mekanizması vardır. Bunlar Koherent (Rayleigh) saçılma, Fotoelektrik olay, Compton saçılması ve Çift oluşumdur.

2.2.1 Fotoelektrik Olay

Bir fotoelektrik etkileşim sırasında, gama ışınının toplam enerjisi bir atomik elektrona aktarılır (Şekil 2). Elektron atomdan, foton enerjisi ($h\nu$) ile elektronun bağlanma enerjisinin (E_b) farkına eşit bir E_k kinetik enerjisi ile ayrılır (Denklem 7) (25):

$$E_k = h\nu - E_b \quad [7]$$

Atomdan ayrılan elektrona fotoelektron denir.



Şekil 2. Fotoelektrik olay (26).

2.2.2 Compton Saçılması

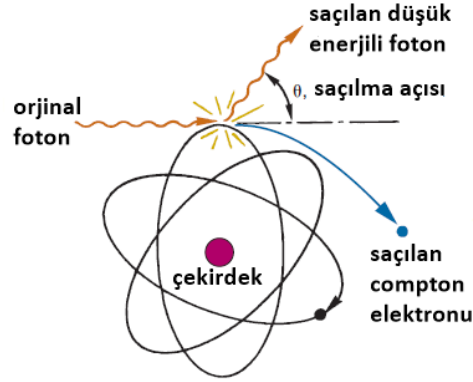
Bir Compton etkileşimi sırasında, orjinal fotonun enerjisinin bir kısmı, maddesel ortam içindeki zayıf bağlı veya serbest bir elektrona aktarılır (Şekil 3). Elektronun bağlanma enerjisi ihmal edilirse, enerjinin korunumu yasası gereği Compton saçılmasına uğrayan elektronun kinetik enerjisi fotonun kaybettiği enerjiye eşittir (25):

$$T = E_{\gamma} - E'_{\gamma} \quad [8]$$

Burada E_{γ} orjinal fotonun enerjisini, T ve E'_{γ} ise sırasıyla saçılan elektron ve fotonun enerjisini ifade eder. Denklem 8 momentumun korunumu yasası ile birlikte kullanıldığında, saçılma açısı θ 'ya bağlı olarak saçılan fotonun ve elektronun enerjileri Denklem 9 ve Denklem 10 ile verilir.

$$E'_{\gamma} = \frac{E_{\gamma}}{1 + (1 - \cos \theta) E_{\gamma}/mc^2} \quad [9]$$

$$T = \frac{(1 - \cos \theta) E_{\gamma}/mc^2}{1 + (1 - \cos \theta) E_{\gamma}/mc^2} E_{\gamma} \quad [10]$$



Şekil 3. Compton saçılması (26).

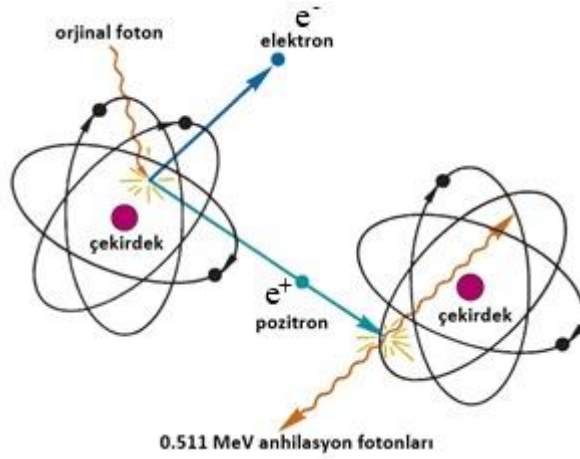
2.2.3 Çift Oluşumu

Bir gama ışını, maddesel bir ortamda bir çekirdeğin yakınındayken çift oluşumu ile etkileşime girebilir. Foton bir elektron ve bir pozitron çiftine dönüşür (Şekil 4). Bir elektron-pozitron kütesine eşdeğer enerji 0.511 MeV olduğundan, elektron-pozitron çiftinin oluşumu minimum 1.022 MeV enerji gerektirir. Sonuç olarak, 1.022 MeV 'den daha düşük enerjiye sahip fotonlar, çift oluşumu ile etkileşemezler (25).

Orijinal foton enerjisi (E_0) ile 1.022 MeV enerji arasındaki fark, kinetik enerji olarak pozitrona (E_{e^+}) ve elektrona (E_{e^-}) aktarılır (Denklem 11).

$$E_{e^+} + E_{e^-} = E_0 - 1.022 \text{ MeV} \quad [11]$$

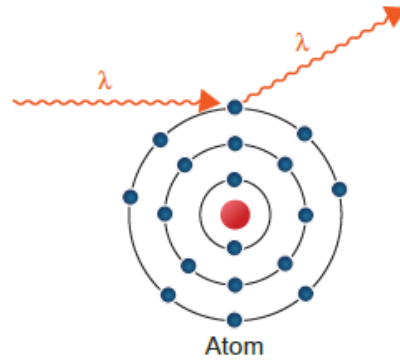
Elektron ve pozitron, maddesel ortamda iyonizasyon ve uyarılma yoluyla etkileşir. Ortamda belli bir mesafe kat ettikten sonra enerjisini kaybeden pozitron, bir elektronla birleşir ve yok olur (anihilasyon) (24). Anihilasyon olayının olduğu yerden zıt yönlerde bir çift 0.511 MeV annihilasyon fotonu yayınlanır (26).



Şekil 4. Çift oluşumu (26).

2.2.4 Koherent Saçılma

Rayleigh saçılması olarak da bilinen Koherent saçılmada, foton yakınından geçerken elektrona salınım yaptırır ve sonuçta bir elektromanyetik dalga yayınlanır (Şekil 5). Salınım yapan elektron, orijinal foton ile aynı frekansta elektromanyetik dalga yayınlar. Yani saçılan fotonların dalga boyu ile gelen fotonun dalga boyu aynıdır. Ortamdaki enerji elektronik harekete dönüşmediği yani soğurulmadığı için, Koherent saçılmanın nükleer tıp görüntülemeye önemi yoktur (27).



Şekil 5. Koherent saçılma (27).

2.2.5 Atenüasyon Katsayıları

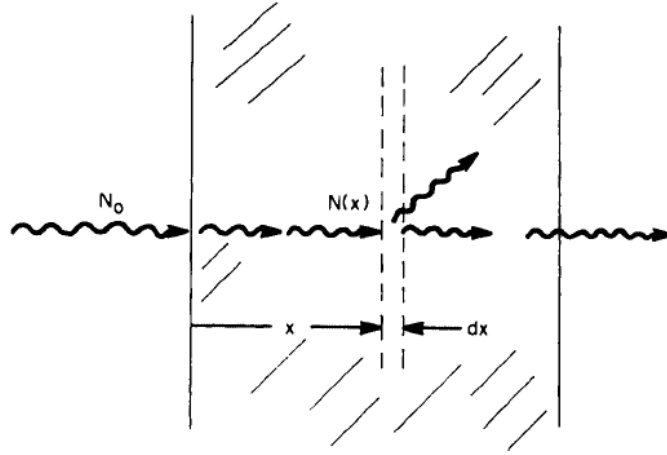
Maddedeki foton penetrasyonu istatistiksel olarak, bir fotonun bir fiziksel mekanizma ile etkileşime girmesi için kat edilen birim mesafe başına olasılığa göre belirlenir. Birimi uzunluğun tersi (cm^{-1}) olan bu olasılığa, lineer atenüasyon katsayısı (veya makroskobik tesir kesiti) denir ve μ ile gösterilir. Lineer atenüasyon katsayısı foton enerjisine ve malzemenin x kalınlığına bağlıdır. Kütle atenüasyon katsayısı (μ/ρ), lineer atenüasyon katsayısının malzemenin yoğunluğuna (ρ) bölünmesiyle elde edilir. Genellikle cm^2/g olarak ifade edilir ve malzemenin g/cm^3 si başına etkileşim olasılığını temsil eder (28).

Tek enerjili foton demeti, homojen bir hedefte eksponansiyel olarak atenüasyona uğrar. Şekil 6; bir soğurucu ortam üzerine gelen, foton demetindeki tek enerjili foton sayısını (N_0) temsil etmektedir. Foton demeti soğurucuya girerken, bazı fotonlar saçılabilir ve bazıları soğurulabilir. $N(x)$; x derinliğine etkileşime girmeden ulaşan foton sayısını temsil etmektedir. Bir sonraki küçük (dx) mesafesi içinde etkileşime giren foton sayısı; N ve dx ile orantılıdır. Buna göre dx mesafesinde etkileşime giren foton sayısı dN ; aşağıdaki denklem ile ifade edilmektedir (28).

$$dN = -\mu N dx \quad [12]$$

Denklem 12'deki orantı sabiti lineer atenüasyon katsayısıdır ve bu diferansiyel denklemin çözümü şu şekildedir:

$$N(x) = N_0 e^{-\mu x} \quad [13]$$



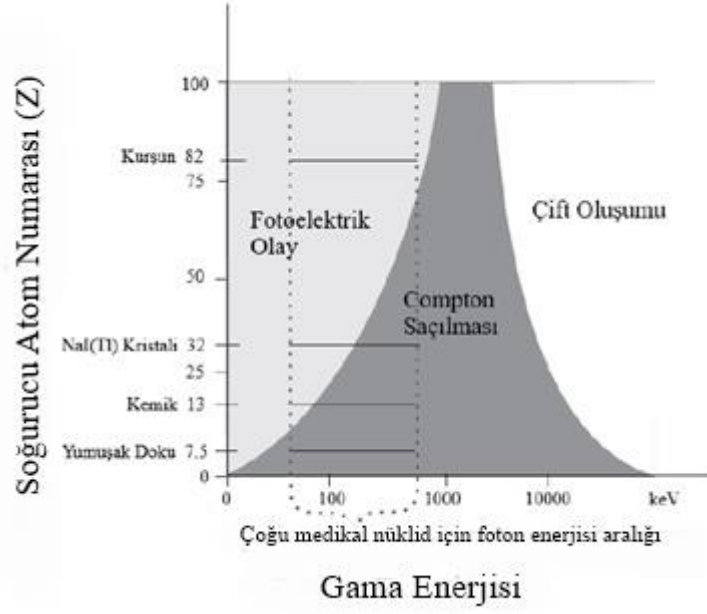
Şekil 6. Soğurucu üzerine gelen tek enerjili foton demeti (N_0) (28).

Tek enerjili fotonların belirli bir malzeme için lineer atenüsyon katsayıları, çeşitli fiziksel mekanizmaların ayrı ayrı katkılarını içerir (Denklem 14):

$$\mu = \tau + \sigma + \kappa \quad [14]$$

Burada τ , σ ve κ sırasıyla fotoelektrik olay, Compton saçılması ve çift oluşumu için lineer atenüsyon katsayılarını belirtir. Bir malzeme için ρ yoğunluğundaki ilgili kütle atenüsyon katsayıları τ / ρ , σ / ρ ve κ / ρ 'dır (28).

Compton Saçılması, enerjileri 50 keV ile 550 keV aralığında olan gama fotonlarının kullanıldığı nükleer tıp uygulamalarında, düşük atom numaralı materyaller (insan dokusu; $Z \cong 7$) için sık görülen etkileşim tipidir. Büyük atom numaralı ($Z > 82$) materyallerde ise fotoelektrik olay baskın etkileşim türüdür. Sadece enerjisi 1,022 MeV' den büyük foton enerjilerinde mümkün olan çift oluşumu ile etkileşim, nükleer tıp uygulamaları için dikkate alınmamaktadır. Şekil 7' de foton enerjileri ve soğurucular için baskın etkileşim mekanizmaları görülmektedir (19).



Şekil 7. Soğurucu atom numaraları ve foton enerjilerine göre etkileşim türleri (19)

2.2.6 Yarı Değer Kalınlığı (HVL) ve Onda Bir Değer Kalınlığı (TVL)

Yarı değer kalınlığı (HVL), bir x-ışını veya gama ışınının şiddetini başlangıç değerinin yarısına indirmek için gereken malzeme kalınlığı olarak tanımlanır. Tek enerjili fotonların dar demet geometrisinden HVL, şu şekilde tahmin edilebilir:

$$N(x) = N_0 e^{-\mu x}$$

$$N_0/2 = N_0 e^{-\mu(HVL)}$$

$$1/2 = e^{-\mu(HVL)}$$

$$\ln 1/2 = \ln (e^{-\mu(HVL)})$$

$$-0.693 = -\mu(HVL)$$

$$HVL = 0.693/\mu \quad [15]$$

Tek enerjili gama ışını için HVL, lineer atenüasyon katsayısından kolayca hesaplanabilir (22).

Onda bir değeri kalınlığı (TVL), gama ışını şiddetini başlangıç değerinin onda birine düşürmek için gereken malzeme kalınlığı olarak tanımlanır ve HVL'ye benzer şekilde hesaplanabilen bir parametredir (22).

$$\begin{aligned}
 N(x) &= N_0 e^{-\mu x} \\
 N_0/10 &= N_0 e^{-\mu(TVL)} \\
 1/10 &= e^{-\mu(TVL)} \\
 \ln 1/10 &= \ln(e^{-\mu(TVL)}) \\
 \ln 10 &= \mu(TVL) \\
 TVL &= \ln 10 / \mu
 \end{aligned}
 \tag{16}$$

2.2.7 Ortalama Serbest Yol (MFP)

Lineer atenuasyon katsayısının (μ) tersi, ortalama serbest yol olarak adlandırılır ve fotonun bir etkileşimden başka bir etkileşime girene kadar aldığı ortalama yolu ifade eder. Ortalama serbest yol (MFP), gama ışınlarının zırlama performansında önemli rol oynayan bir parametredir. Şöyle ki bir malzeme için MFP'nin kısa olması, iki etkileşim arasındaki mesafenin daha kısa olması ve o malzeme ile fotonun daha fazla etkileşime girmesi anlamına gelir (8).

Foton ışınının ortalama serbest yolu (MFP) olarak adlandırılan bu uzunluk Denklem 17 ile hesaplanır.

$$MFP = \frac{1}{\mu} = \frac{1}{0.693/HVL} = 1.44 HVL \tag{17}$$

Denklem 17'den görüldüğü üzere ortalama serbest yol, fotonun lineer atenuasyon katsayısından veya HVL parametresinden hesaplanabilir.

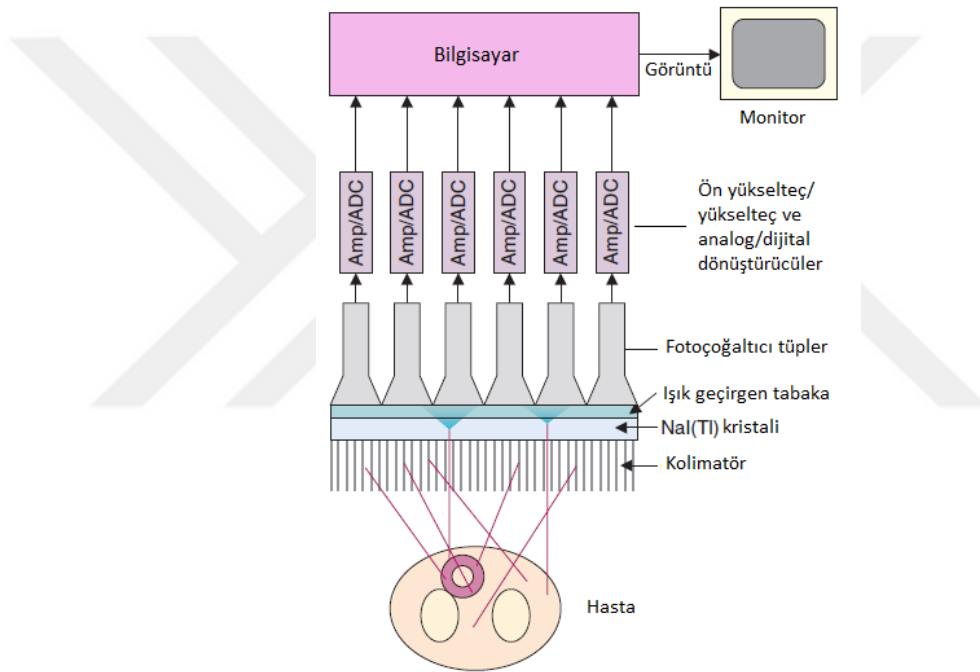
2.2.8 Radyasyondan Koruma Verimi (RPE)

Radyasyondan Koruma Verimi (RPE), bir malzemenin gama ışınlarına karşı zırlama performansını gösteren bir diğer parametredir. Bir malzemenin radyasyon koruma verimi aşağıdaki eşitlik yardımıyla belirlenir (8):

$$RPE (\%) = \left(1 - \frac{I}{I_0}\right) \times 100 \quad [18]$$

2.3 Gama Kamera ve Kolimatör Sistemi

Gama kamera, her bir bileşenin fotonları algılama sürecinde belirli bir rolü olacak şekilde çeşitli donanım bileşenlerinden oluşan ve nükleer tıp biriminde kullanılan radyasyon algılama cihazıdır. Bu bileşenler sırasıyla; kolimatör, kristal, ışık geçirgen tabaka, fotoçoğaltıcı tüp, ön yükselteç, yükselteç, puls yüksekliği analizörü, pozisyonlama devresi, veri düzeltme ve görüntü analizi için bilgisayar sistemi ile görüntü gösterimi için bir monitördür (Şekil 8) (24).



Şekil 8. Gama kamera sisteminin temel bileşenleri (26).

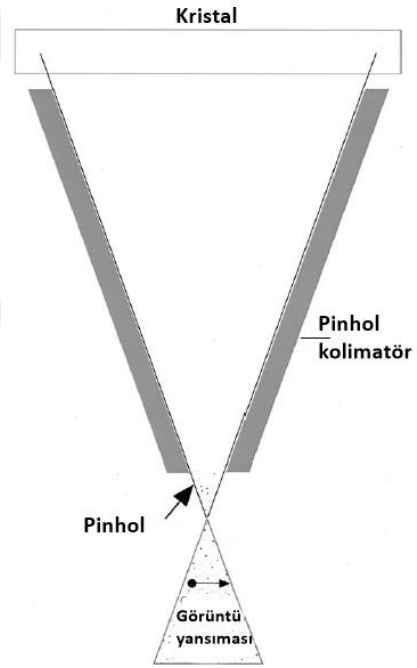
2.3.1 Kolimatörler

Kolimatörler, sıcak kurşun dökülerek veya kurşun folyo katlanarak oluşturulan hassas bir şekilde hizalanmış binlerce delikten (kanaldan) oluşur (29). Kaynaktan izotropik şekilde yayınlanan gama veya x-ışınlarından sadece belirli bir açıda gelerek deliğin uzun eksenini boyunca hareket eden fotonların kristale ulaşmasına izin verirken; diğer fotonlar delikler arasındaki kurşun plakalar tarafından absorbe edilir. Farklı foton enerjileri için tasarlanmış birkaç çeşit kolimatör bulunmaktadır. Bunlar

paralel delikli kolimatör, paralel delikli olmayan kolimatör (yakınsak, ıraksak), pinhol kolimatör ve yelpaze şekilli (fan beam) kolimatörlerdir.

Pinhol Kolimatör

Pinhol kolimatör, NaI kristalinin yüzeyinden belirli bir mesafeye yerleştirilmiş tek, küçük bir delikten (pinhol) oluşur (Şekil 9) (30). Pinholden geçen fotonlar, dedektörde algılanarak sayım alınır. Kurşun, tungsten veya platin gibi ağır materyallerden yapılan pinhol kolimatörler, görüntüyü bir kamera merceği gibi ters olarak yansıtır ve görüntü düzeltmesi genellikle görüntüleme ekranında elektronik olarak yapılır. Tiroit veya eklem gibi küçük bir organın büyütülmüş görüntülerini oluşturmak için kullanılır.



(a)



(b)

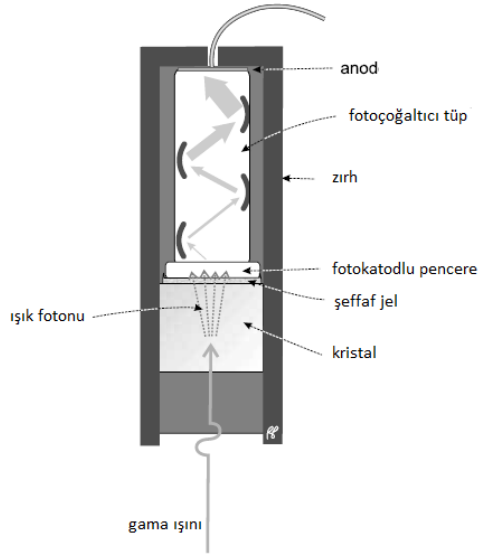
Şekil 9. Pinhol kolimatörün (a) iç kesiti, (b) dış görüntüsü (31).

2.3.2 Kristal

Fotonlar kolimatör deliklerinden geçtikten sonra sintilasyon kristaline ulaşırlar. Gama kamera tasarımında; iyi görüntüleme performansı açısından kristalin yüksek yoğunluk ve yüksek atom numaralı, hızlı ve yüksek ışık çıkışlı ve düşük maliyetli olması istenir. Gama kamera için en yaygın kullanılan dedektör malzemesi, talyum

ile aktive edilmiş sodyum iyodür (NaI(Tl)) kristalidir. NaI(Tl) kristali, ışık çıkışını en üst düzeye çıkarmak için TiO_2 gibi oldukça yansıtıcı bir malzeme ile çevrilidir ve nemden korumak için ince bir alüminyum kasa içinde hava geçirmez şekilde kapatılmıştır. Muhafazanın arka yüzeyindeki bir optik cam pencere, sintilasyon ışığının foto çoğaltıcı tüplere ulaşmasını sağlar (26).

Gama ışınları, kristal malzeme (NaI(Tl)) ile fotoelektrik olay, Compton saçılması ve/veya çift oluşumu mekanizmaları yoluyla etkileşir, böylece NaI molekülleri, iyonlaşma veya uyarılma yoluyla daha yüksek enerji düzeylerine yükseltilir. Uyarılmış düzeyler, ışık fotonları yayarak temel düzeylere dönerler (24,32). Gama ışınlarını, ışık fotonuna dönüştürmek için sintilasyon mekanizması kullanılırken foto çoğaltıcı tüpe ulaşan bu ışık bir elektronik sinyal üretmek üzere bir FÇT tarafından yükseltilir. Tipik bir gama kamera kristal düzeneği Şekil 10' da gösterilmektedir.



Şekil 10. NaI(Tl) sintilasyon kristali (29).

2.3.3 Foto Çoğaltıcı Tüp (FÇT)

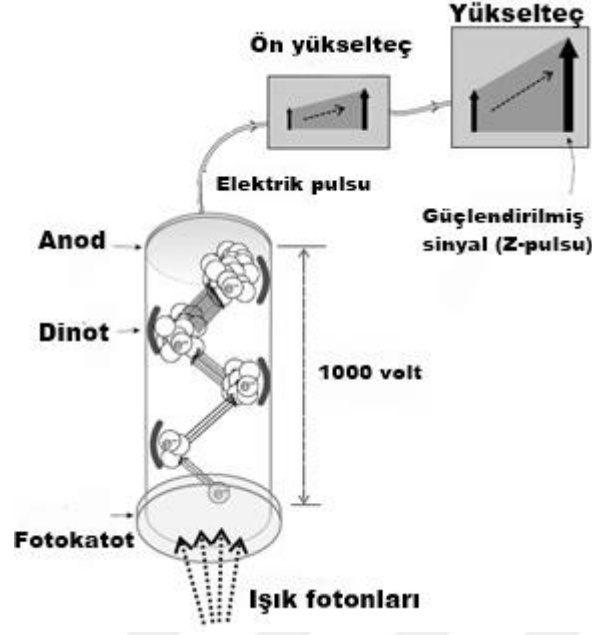
Bir foto çoğaltıcı tüp; tümü bir vakumlu cam tüp içine yerleştirilen, ışığa duyarlı bir foto katot, dinotlar olarak bilinen bir dizi (genellikle 10) metalik elektrot ve bir anottan oluşur. Fotokatot, ışık fotonlarının soğurulmasından sonra elektronları

serbest bırakan, genellikle sezyum ve antimon alařımından yapılır (32). FÇT, NaI(Tl) kristaline sabitlenir ve fotokatot, kristalin yüzeyine ışık ileten řeffaf bir jel ile birleřtirilir (29).

Foto çoğaltıcı tüpün fotokatodu ve anodu arasına, dinotlar arasında 50-150 V'luk adımlarla toplamda 1000 V 'luk bir yüksek voltaj uygulanır. NaI(Tl) kristalinden gelen ışık fotonları fotokatoda çarptığında, fotoelektronlar salınır ve bunlar elektrotlar arasındaki voltaj farkıyla bir sonraki dinota doğru hızlanır. Fotokatottan 7 ila 10 ışık fotonu başına yaklaşık bir ila üç fotoelektron üretilir. Bu fotoelektronların her biri, ikinci dinota doğru hızlandırılır ve çarpışma sonucunda iki ila dört elektron salınır. Hızlandırılmış elektronlar ardışık olarak dinotlara çarpar ve daha fazla elektron açığa çıkar. Bu işlem 10^5 ila 10^8 elektronluk bir pulsun üretildiğı son dinoda ulařılana kadar devam eder. Daha sonra anod çıkışında üretilen puls ön yükseltece iletilir. Pulsun boyu, fotokatot tarafından alınan ışık fotonlarının sayısıyla ve dolayısıyla dedektörde soğurulan gama ışını fotonunun enerjisiyle orantılıdır (32).

2.3.4 Ön Yükselteç ve Yükselteç

Foto çoğaltıcı tüp içindeki çoğalmaya rağmen, kristalde tek bir gama ışınının soğurulması ile başlayan olaylar zincirinin ürettiğı elektronların sayısı hala az olduğı için daha da arttırılması veya yükseltilmesi gerekir. Yükseltme işlemi iki aşamalı bir süreçtir (29). İlk aşamada, foto çoğaltıcı tüpe bağı bir ön yükselteç ile pulsun bir kablo aracılığıyla yükseltece iletilmesine izin verecek kadar yük sayısı artırılır. Puls şeklini ayarlamak ve pulsun sistem tarafından uygun şekilde işlenmesi için dedektör ile sonraki bileşenler arasındaki empedans seviyelerini eşleřtirmek için bir ön yükseltece ihtiyaç vardır. İkinci aşamada, ön yükselteçten gelen çıkış pulsu, lineer bir yükselteç tarafından daha da yükseltilir ve şekillendirilir. Güçlendirilmiş puls daha sonra voltajına göre analiz için bir puls yükseklik analizörüne iletilir. Pulsun yükseltilmesi, giden puls boyunun gelen puls boyuna oranıyla verilen yükselteç kazancı ile tanımlanır ve kazanç, yükselteçte sağılanan kazanç kontrolleri ile 1–1.000 V aralığında ayarlanabilir (Şekil 11). Çıkış pulslarının boyları normalde 0–10 V mertebesindedir (33).



Şekil 11. Foto çoğaltıcı tüpte ön yükselteç ve yükselteç (29).

2.3.5 Puls Yüksekliği Analizörü (PHA)

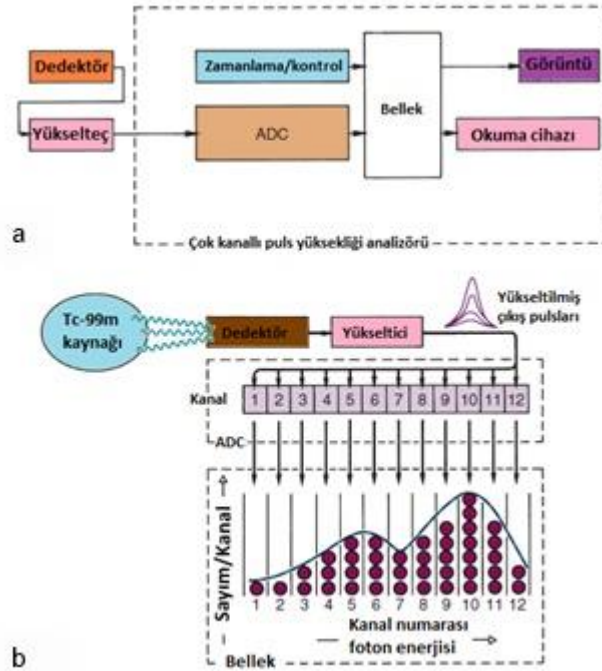
Enerjiye duyarlı bir dedektör kullanıldığında, amplifikatörden gelen voltaj pulsunun boyu, tespit edilen radyasyon olayı tarafından dedektörde biriken enerji miktarı ile orantılıdır. Amplifikatör çıkış pulslarının boylarını inceleyerek, algılanan radyasyon olaylarının enerjilerini belirlemek mümkündür. Yalnızca belirli bir aralıktaki pulsların seçici olarak sayılması, sayımı seçilen bir enerji aralığıyla sınırlamayı ve istenen enerji aralığının dışındaki art ortam (background), saçılan radyasyon ve benzeri şeyleri ayırt etmeyi mümkün kılar (26).

Bu amaçla kullanılan cihaza puls yüksekliği analizörü (PHA) adı verilir. Bir PHA, yalnızca amplifikatörden seçilen voltaj boy aralıkları veya "kanallar" dahilinde düşen pulsları saymak için kullanılır. Bu, her seferinde yalnızca bir kanal için yapılırsa, cihaza tek kanallı analizör (SCA) adı verilir. Aynı anda birçok farklı aralıkta veya kanalda analiz yapabilen bir cihaza çok kanallı analizör (MCA) denir (26).

MCA; gelen pulsları boylarına göre ölçen ve sıralayan bir Analogdan Dijitale Dönüştürücü'dür (ADC). Genellikle 0-10 V olan puls boy aralığı, ADC tarafından küçük analizörlerde 100, büyük sistemlerde 2^{16} 'ya kadar değişebilen sınırlı sayıda

aralıklara veya kanallara bölünür. ADC; olası farklı değere sahip bir analog sinyali (puls boyu (volt)), tamsayı ile temsil edilen bir dijital sinyale (kanal numarası) dönüştürür (Şekil 12). Sayım sistemlerindeki kullanımlarına ek olarak ADC'ler, nükleer tıp görüntüleme dedektörleri ile bilgisayar sistemleri arasındaki arayüzde de kullanılır (26).

MCA belleğinde, her analizör kanalına karşılık gelen bir depolama konumu vardır. MCA belleği, her analizör kanalında kaydedilen puls sayısını sayar ve saklar. Kullanılabilir bellek depolama konumlarının sayısı, MCA kanallarının sayısını belirler. MCA ile, radyasyon detektörlerinden gelen enerji bilgileri sınıflandırılır, depolanır ve puls yüksekliği spektrumunda (kanal başına sayım/ kanal numarası veya enerji) kaydedilir (Şekil 12 B) (26).



Şekil 12. (a) Çok kanallı bir analizörün (MCA) temel bileşenleri (b) Tc-99m içeren bir kaynaktan tespit edilen radyasyon olayları için boylara göre puls sınıflandırma örneği (26).

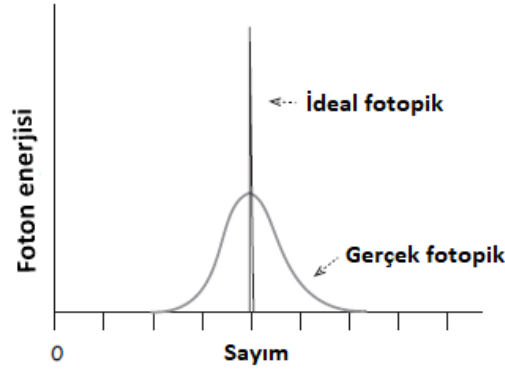
MCA'lar kişisel bilgisayarlara takılan kartlar olarak da mevcuttur. Bilgisayar, MCA üzerindeki ayarları (yani kullanılacak kanal sayısı ve seçilecek voltaj aralığı) programlamak ve ayrıca dedektörden veri alımını kontrol etmek için kullanılır. Bilgisayar ayrıca, MCA kartından bilgisayarın sabit diskine aktarılan sonuç verilerini

(ölçüm periyodu için MCA kanalı başına sayım sayısı) görüntülemek için de kullanılır. Birçok MCA kartı, aynı anda birkaç girişten veri alabilir ve bu nedenle, aynı anda birkaç dedektör ünitesinden veri almak ve görüntülemek için kullanılabilir (26).

2.4 Gama Kamera ile Alınan Enerji Spektrumu

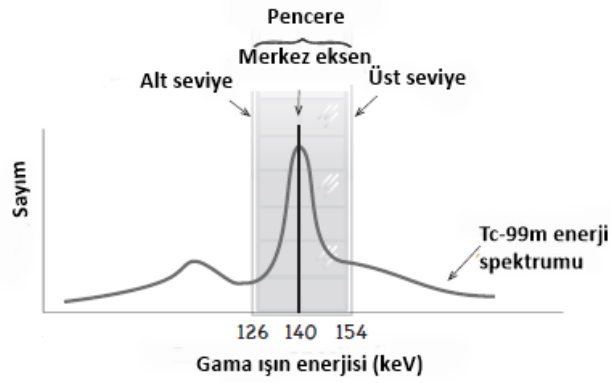
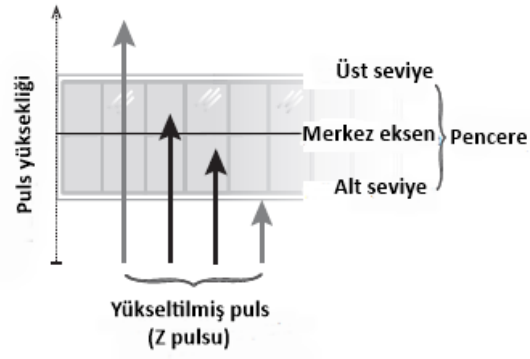
2.4.1 Fotopik

Bir gama fotonu enerjisinin tamamı kristalde depolandığında, yükselteç çıkışındaki puls; boyu orijinal gama fotonun enerjisiyle orantılı olan tek bir elektrik pulsudur. İdeal olarak, gama enerjisinin elektrik pulsuna dönüşümü her bir foton için aynı olacaktır ve bu pulsların grafiği tek bir dar "sivri uç" olarak görünecektir. Bununla birlikte, gama ışınının sintilatörle etkileşimi üzerine üretilen görünür ışık fotonlarının sayısındaki istatistiksel varyasyon nedeniyle, foton enerjisine karşılık gelen elektrik pulslarının grafiği, orijinal pikin bulanık bir versiyonudur (Şekil 13).



Şekil 13. İdeal ve gerçek fotopik (19).

Spektrumdaki fotopikler, radyoaktif kaynaktan gelen gama ışınlarının temel enerjilerine karşılık gelir. Şekil 14' teki Tc-99m örneğinden alınmış tipik bir spektrumda, 140 keV'deki nispeten keskin, belirgin pik fotopik olarak adlandırılır. Puls yüksekliği spektrumunun yatay eksenini, tipik olarak keV veya MeV cinsinden enerjiyi temsil eder. Dikey eksen, enerji ölçeğinde her noktada tespit edilen fotonların sayısını temsil eder.



Şekil 14. Puls yüksekliği analizörü. Z-pulsu, gelen gama ışını fotonunun enerjisiyle orantılıdır. Puls yüksekliği analizörü yalnızca açılan pencereye düşenleri kabul eder (19).

2.5 Radyasyondan Korunma

Teknolojinin ilerlemesi insan hayatını kolaylaştırırsa da; endüstri, tıbbi teşhis ve tedavi merkezleri, nükleer reaktörler, nükleer atık depolama alanları, nükleer araştırma kurumları ve gıda işinlamaları yoluyla iyonlaştırıcı radyasyonun günlük yaşamımızda kullanımı hızla artmaktadır.

İyonlaştırıcı radyasyonun zararlı etkileri nedeniyle, insanların ve doğal çevrenin bunlara karşı korunması gereklidir. Radyasyon maruziyetini azaltmak için 3 temel yöntem vardır: zaman, mesafe ve zırlama (Şekil 15). Radyasyon uygulamalarında radyasyondan korunmak için bu üç temel prensip uygulanmalıdır.



Şekil 15. Radyasyondan korunmanın temel prensipleri (34).

2.5.1 Zaman

Toplam radyasyon maruziyeti, radyasyon kaynağına maruz kalma süresi ile doğru orantılıdır. Maruziyet süresi ne kadar uzun olursa, radyasyon dozu o kadar yüksek olur. Bu nedenle, radyasyon kaynaklarının yakınında gereğinden fazla zaman harcanmaması gerekir (32).

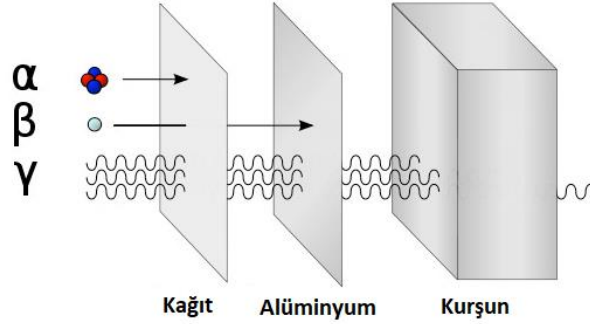
2.5.2 Mesafe

Radyasyona maruz kalma şiddeti, kaynaktan maruz kalma noktasına olan mesafenin karesi ile ters orantılı olarak değişir. Bir kişinin radyasyon kaynağından mümkün olduğunca uzak durması önerilir (32).

2.5.3 Zırhlama

İyonlaştırıcı radyasyon kaynaklarından insan maruziyetini kontrol etmek için en önemli yöntemlerden biri zırhlamadır. Radyasyonun şiddeti, radyasyon kaynağı ile hedef arasına, yoğun bir malzeme yerleştirilerek durdurulabilir. Koruyucu malzemeler hazırlanırken üç tip radyasyon dikkate alınmalıdır: doğrudan (birincil) radyasyon, saçılan (ikincil) radyasyon ve kaçak (ikincil) radyasyon. Zırhlama için kullanılan malzemenin radyasyon şiddetini azaltma (atenüasyon) özelliği, bu amaca uygunluğunu belirler. Bir malzemenin belirli bir kalınlığı radyasyonu makul derecede düşük seviyelere indirebilir. Bazı malzemeler radyasyondan korunmada etkilidir. Radyasyonun türü de ayrıca önemlidir. Örneğin, alfa parçacıklarının şiddeti, sıradan bir kâğıt kalınlığı veya birkaç cm hava ile durdurulabilir. Beta parçacıkları alfa parçacıklarına göre daha nüfuz edici (girici) olmasına rağmen, 0,2 cm kalınlığında alüminyum ile radyasyon şiddeti durdurulabilir. Gama ve x ışınları ise birkaç cm kurşun veya kurşun alaşımlı beton ile radyasyonun şiddetini azaltabilir.

Radyasyon türüne bağlı olarak farklı türdeki malzemelerin absorpsiyon özellikleri Şekil 16' da gösterilmektedir (35).



Şekil 16. İyonlaştırıcı radyasyonun nüfuz etme gücü (36).

2.6 Koruyucu Materyaller

Medikal uygulamalarda hem hastaların hem de çalışanların radyasyonun etkilerinden korunmasında kurşundan yapılmış örtüler veya önlükler kullanılmaktadır. Bu örtüler bireyleri ışınların zararlı etkilerinden korumaktadır (37). Diğer koruyucu malzemeler arasında; kurşundan yapılan plakalar, paneller, tiroit kalkanları, eldivenler, gözlükler sayılabilir (Şekil 17).



Şekil 17. Kişisel koruyucu ekipmanlar (38).

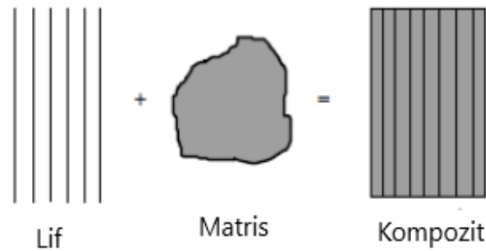
2014 yılında Avrupa Birliği, Avrupa'da sağlık hizmetlerinde kurşun kullanımını yasaklamıştır. Bu olay kurşun yerine kullanılabilecek alternatif bir malzemeye olan ihtiyacı ortaya çıkarmıştır. Kurşun ile kompozit malzemeler kıyaslandığında; yüksek atom numaralı malzemelerden üretilmiş kompozitlerin düşük maliyet, hafif olma, etkin koruma ve toksik olmama gibi birçok avantajı vardır (37).

2.7 Kompozit Malzeme

Kompozit; iki veya daha fazla malzemenin makroskobik olarak bir araya gelmesi ile oluşan üstün özellikteki malzemeleri ifade eder. Farklı özelliklere sahip birbiri içerisinde çözünmeyen iki veya daha fazla malzemenin bir araya gelmesi ile hiçbir bileşenin sahip olmadığı özellikler ortaya çıkmaktadır. Bu yüzden kompozit malzemeler kullanım alanına bağlı olarak bazı özelliklerde (mukavemet, ağırlık, sertlik, yorulma ömrü ve aşınma direnci) iyileşme sağlamaktadır (37,39).

Bir kompozitin temel bileşenleri matris ve takviye malzemeleridir. Kompozitlerde kullanılan matris malzemeleri genel olarak termoplastikler ve termosetler başlıkları altında sınıflandırılmıştır. Matris malzemeleri kompozitlere sertlik ve çevre direnci gibi özellikleri sağlamaktadır. Takviye elemanları ise polimer, seramik, metal gibi malzemelerden yapılmaktadır ve polimer içeren kompozitler birçok endüstride yaygın kullanım alanına sahiptir (37).

Kompozitlerde (kullanım alanını göz önünde bulundurarak) takviye elemanı olarak tekstil esaslı malzemelerde yaygın bir şekilde kullanılmaktadır. Kullanılan tekstil esaslı malzemelere örnek olarak lifler verilebilir. Şekil 18’ de matris içerisinde takviye lifleri kullanılarak oluşturulmuş tipik bir kompozit malzeme örneği gösterilmektedir.



Şekil 18. Kompozit bir malzemenin lif ve matris kullanılarak oluşumu (37).

Tekstil takviye elemanı olarak; lif dışında liflerden üretilmiş olan dokusuz yüzeyler, ipliklerden elde edilen dokuma ve örme kumaş yapılarında tercih edilmektedir. Takviye edici malzeme olarak lif veya kumaş gibi malzemelerin kullanılması da kompozitlerin mukavemetlerini arttırmaktadır ve bu şekilde sağlam yapılar oluşturulmaktadır (37).

3. GEREÇ ve YÖNTEM

3.1 Araştırmanın Tipi

Nükleer Tıp'ta görüntüleme amaçlı kullanılan radyoaktif gama kaynaklarına karşı tekstil tabanlı kompozit malzemelerin radyasyon zırhlama özelliklerinin araştırılmasını konu alan bu araştırma, metodolojik bir çalışma niteliğindedir.

3.2 Araştırmanın Yeri, Zamanı ve Planı

Araştırma, Eylül 2021 – Mayıs 2023 tarihleri arasında Dokuz Eylül Üniversitesi Nükleer Tıp Anabilim Dalı'nda gerçekleştirilmiştir. Araştırma planı Tablo 1' de verilmiştir.

Tablo 1. Araştırma planı

Eylül 2021 – Eylül 2022	Literatür Taraması
Kasım 2021 – Kasım 2022	Gama Işını Enerji Spektrum Analizleri
Aralık 2021 – Mart 2022	GR (cam filamentten ribana) Kompozit Malzemesi İçin Zırhlama Parametreleri Hesabı
Mart 2022 – Haziran 2022	GCR (cam ve bakır filamentten ribana) Kompozit Malzemesi İçin Zırhlama Parametreleri Hesabı
Haziran 2022 – Eylül 2022	GCI (cam + bakır filamentten yatırımlı ribana) Kompozit Malzemesi İçin Zırhlama Parametreleri Hesabı
Eylül 2022 – Ekim 2022	Zırhlama Parametrelerinin Enerjiye Bağlı Değişimi
Ekim 2022 – Mayıs 2023	Tez Yazımı

3.3 Araştırmanın Evreni ve Örneklemi/Çalışma Grupları

Araştırmanın evreni ve örneklemi bulunmamaktadır.

3.4 Çalışma Materyali

3.4.1 Kompozit Malzeme Üretimi

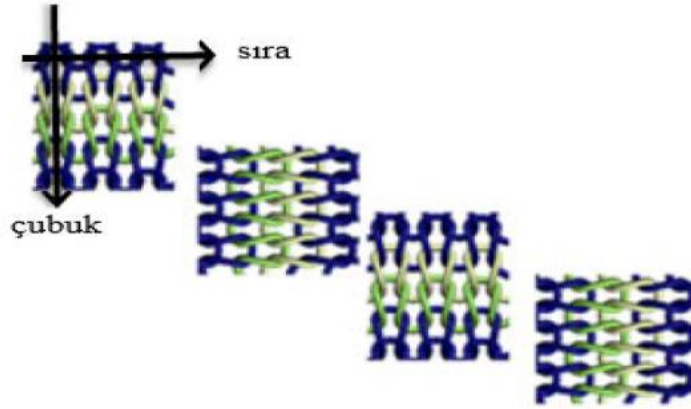
Araştırmada kullanılan kompozit malzemeler, Dokuz Eylül Üniversitesi Mühendislik Fakültesi Tekstil Mühendisliği Bölümünde üretilmiş olup üretim aşamasına ait detaylar aşağıda verilmiştir.

Üretilen örme kumaşlar takviye malzemesi olarak kullanılmıştır ve vakum infüzyon metodu ile örme kumaş takviye malzemeli kompozit malzemelerin üretimi gerçekleştirilmiştir (37). Kompozit malzemeler; yapısı ve hammaddesi farklı malzeme içeren üç farklı takviye malzemesi kullanılarak üretilmiştir. Böylece 3 farklı tipte kompozit elde edilmiştir. Birinci kompozit takviye malzemesinin içeriği, %100 cam ipliğinden ribana örme kumaşlardır. Bu kumaşların dört kat üst üste yerleştirilmesi ile kompozit elde edilmiş ve GR kodu ile adlandırılmıştır. İkinci kompozitin takviye malzemesi olarak; %100 cam ipliğinden ribana kumaş ve %100 bakır ipliği içeren ribana kumaşlar kullanılmıştır. Buna göre, bir kat %100 cam ipliğinden ribana kumaş üstüne bir kat %100 bakır ipliğinden ribana kumaşın sandviç şeklinde üst üste serilmesi ve bu işlemin 4 kez tekrarlanmasıyla GCR kodlu kompozit elde edilmiştir. Üçüncü kompozit ise, cam ve bakır ipliklerin tek iplik gibi birlikte beslenmesiyle örülen yatırımlı ribana kumaşların takviye malzemesi olarak kullanıldığı GCI kodlu kompozit malzemedir.

Tablo 2. Kompozitlerin özellikleri (37)

Kompozit Kodu	Ham Madde	Örgü Yapısı	Yerleşim Yönü	Tabaka Sayısı
GR	cam	ribana	0°/90°/0°/90°	4
GCR	cam ve bakır	ribana	0°/90°/0°/90°	8
GCI	cam + bakır	yatırımlı ribana	0°/90°/0°/90°	4

GR ve GCI kompozitlerinde 4 adet kumaş tabakası bulunmaktadır. GCR kompozitinde ise, 8 adet kumaş tabakası bulunmaktadır. GCR kompoziti, bir adet cam kumaş üzerine bir adet bakır kumaş serildikten sonra bu iki kumaşın katı bir tabaka haline getirilmesi ve 4 tabakanın üst üste yerleştirilmesiyle elde edilmiştir (Tablo 2). Yukarıda bahsedilen 4 kumaş tabakası; bütün kompozit türlerinde birinci tabaka 0°, ikinci tabaka 90°, üçüncü tabaka 0° ve dördüncü tabaka 90° açı ile, yerleşim yönü 0°/90°/0°/90° olacak şekilde üst üste dizilmiştir (Şekil 19).



Şekil 19. Kumaşların 0°/90°/0° /90° yerleşim yönünün şematik gösterimi (37).

3.4.2 Araştırılan Kompozit Malzemelerin Mekanik Özellikleri

Radyasyon zırhlama malzemelerinin radyasyondan koruma etkinlikleri kadar mekanik özellikleri de (darbe, eğilme, çekme, tokluk, sertlik vb.) önemlidir. Tez çalışması kapsamında radyasyon zırhlama parametreleri incelenen tekstil takviye malzemeli kompozit malzemelerin darbe ve eğilme testleri, Dokuz Eylül Üniversitesi Mühendislik Fakültesi Makina Mühendisliği Bölümü Kompozit Üretim Laboratuvarında yapılmıştır. Buna göre ribana ve yatırımlı ribana yapısında cam filament ve bakır filament kullanılarak üretilmiş örme takviye malzemeli kumaş yapısındaki üç farklı kompozit malzemenin darbe ve eğilmeye karşı dayanıklılık performanslarının uygun olduğu kanıtlanmıştır (37).

3.4.3 Radyoaktif Kaynaklar (^{99m}Tc , ^{177}Lu , ^{131}I , ^{123}I)

Nükleer tıpta kullanılan gama ışın enerjileri için bazı kompozit malzemelerin radyasyon zırhlama performanslarının incelendiği bu çalışmada, radyoaktif kaynak olarak ^{99m}Tc , ^{177}Lu , ^{131}I ve ^{123}I radyonüklidleri kullanılmıştır (Tablo 3). Bu radyonüklidlere ilişkin bilgiler aşağıda verilmiştir.

Tablo 3. Radyonüklidlerin fiziksel özellikleri

Radyonüklid	Yarı ömrü (saat)	Bozunum tipi	γ ışın enerjisi (MeV)	β ışın enerjisi (MeV)
^{99m}Tc	6.02	IT (%100)	0.140 (%90*)	-
^{177}Lu	160.8	β^- , γ	0.113 (%6.6) 0.208 (%11)	176 (%12.2) 384 (%9.1) 497 (%78.6)
^{131}I	193.2	β^- (%100)	0.284 (%6.1) 0.364 (%80.9) 0.636 (%7)	248 (%2.1) 334 (%7.3) 606 (%89.7)
^{123}I	13.2	EC (%100)	0.159 (%83)	-

IT: izomerik geçiş

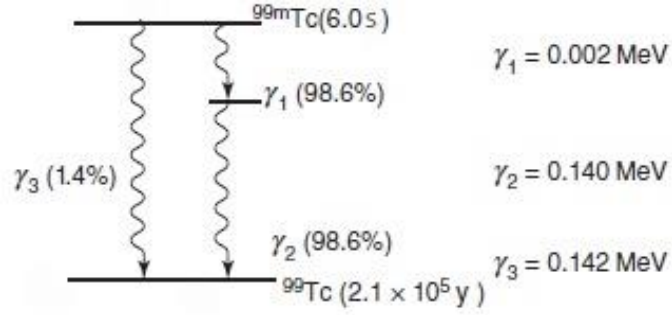
EC: elektron yakalama

*: bozunum yüzdesi

Teknesyum-99m

Tc-99m radyonüklidinin, 6,02 saat yarı ömrü ve 140 keV enerjili tek bir gama ışını bulunmaktadır. Steril ve apirojen olarak $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ jeneratöründen elde edilebilen hem ucuz hem de birçok farmasötik ile kararlı bileşik oluşturabilen, görüntüleme için ideal bir radyonükliddir. Tc-99m, iskelet, böbrek, hepatobiliyer, pulmoner sistemi görüntüleme, beyin ve miyokard gibi hayati organların kan akışını izleme ve çeşitli spesifik moleküllerle kolay kompleksleşmesi nedeniyle tanısal nükleer tıpta önemli bir konuma sahiptir (40).

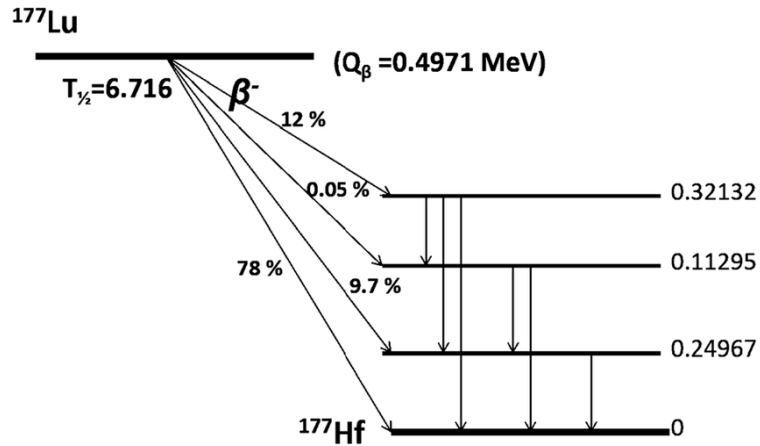
Mo-99, nükleer reaktörlerde üretilen bir fisyon ürünü olup 66 saatlik yarılanma ömrüne sahiptir. Bu yarılanma ömrüyle Tc-99m'un metastabil düzeyine geçiş yapmakta ve temel seviyeye dönerken 140 keV'lik gama fotonu yayınlamaktadır (Şekil 20).



Şekil 20. ^{99}Mo bozunum şeması (25).

Lutesyum-177

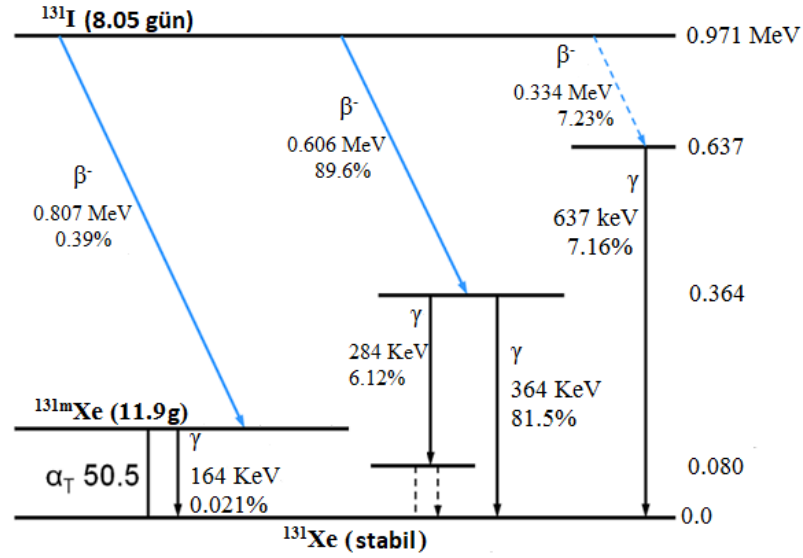
Lu-177, nispeten düşük enerjili bir beta yayıcıdır ve 6.7 günlük bir yarı ömre sahiptir. ^{177}Lu çekirdeğinin radyoaktif bozunumu sırasında, $E_{\beta(\text{max})}$ 497 keV (%78,6), 384 keV (%9,1) ve 176 keV (%12,2) olan β^- parçacıkları ve $E_\gamma=113$ keV (%6,6) ve 208 keV (%11) olan düşük enerjili gama ışınları yayınlanmaktadır (Şekil 21). Bu gama enerjileri gama sintigrafisini mümkün kılmakta ve böylece dozimetri ve hastalık evrelemesini kolaylaştırmaktadır. ^{177}Lu , nükleer tıpta tedavi amacıyla kullanılan reaktör kaynaklı bir radyonükliddir ve zenginleştirilmiş ^{176}Lu 'nun ışınlanmasıyla üretilir (41).



Şekil 21. ^{177}Lu bozunum şeması (42).

İyot-131

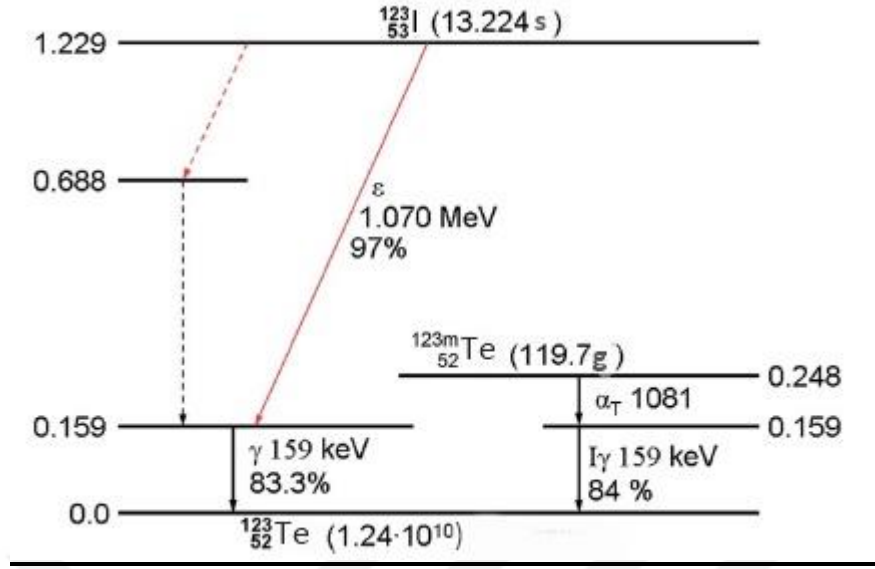
I-131; 8,05 günlük yarı ömürlü, β^- ve γ yayınlayan radyonükliddir. β^- ışını enerjisi 0,606 MeV'dir (%89,7) ve böylece lokal tedavi imkanı sağlamaktadır (Şekil 22). Görüntüleme için 0,364 MeV'lik (%80,9) γ -ışınları kullanılmaktadır. ^{131}I 'in uzun fiziksel yarı ömrü, hedef dokuların uzun süreli ışınlanmasını sağlamaktadır. Potansiyel avantajları nedeniyle, ^{131}I geniş çapta kabul görmüş ve en sık hipertiroidizm tedavisinde kullanılmaktadır. Bu avantajlar arasında, iyot tedavisinin oldukça güvenli, nispeten ucuz olması ve ara sıra görülen hipotiroidizm semptomları dışında neredeyse hiçbir yan etkisinin olmaması bulunmaktadır (43). I-131 nükleer reaktörde gerçekleşen fisyon olayı sonucu açığa çıkan bir radyonükliddir.



Şekil 22. ^{131}I bozunum şeması (44).

İyot-123

I-123 elektron yakalama ile doğrudan veya $^{123\text{m}}\text{Te}$ aracılığıyla ^{123}Te 'e bozunur (Şekil 23) (45). I-123, uzun yarı ömrü (13,2 saat) ve görüntülemeye uygun gama ışını enerjisi (159 keV) nedeniyle nükleer tıpta görüntülemeye elverişli bir radyonükliddir. I-123 siklotronda üretilen bir radyonükliddir (33).



Şekil 23. ^{123}I bozunum şeması (46).

3.4.4 Gama Kamera ve Kolimatör Sistemi

Araştırmada, Dokuz Eylül Üniversitesi Nükleer Tıp Anabilim Dalı'nda görüntüleme amaçlı kullanılan iki başlı gama kamera sistemi (2 adet hareketli dedektör kafası, Philips Forte JETstream, AZ SPECT, Almanya) ve düşük enerjili pinhol (LEPH) kolimatör (delik uzunluğu 220 m; delik boyutu 4mm) kullanılmıştır (Şekil 24).

Sistem; kristali 9,5 mm kalınlığında ve 508 x 381 mm boyutlarında dikdörtgen NaI(Tl) sintilasyon dedektör kristali ve fotoçoğaltıcı tüplerden (76,2 mm çaplı 49 adet ve 50,8 mm çaplı 6 adet) oluşmaktadır. Dedektör, 140 keV'de %10,6'lık enerji rezölasyonuna sahiptir. Araştırma kapsamında gama spektrumları 1 keV/kanal olacak şekilde 60 saniye süre ile alınmıştır (47).



Şekil 24. Gama kamera sistemi (Kişisel arşiv, 2022)

3.5 Araştırmanın Değişkenleri

Araştırmada, lineer atenüasyon katsayısı, kütle atenüasyon katsayısı, yarı değer kalınlığı, onda bir değer kalınlığı, ortalama serbest yol ve radyasyondan koruma verimi bağımlı değişkenlerdir. Foton enerjisi ve kompozit materyal bağımsız değişkenlerdir.

3.6 Veri Toplama Araçları

3.6.1 Deneysel Düzenek

Üç farklı tipte kompozit malzeme, radyoaktif kaynak ve dedektör arasına bir düzenek yardımı ile yerleştirilerek gama spektrumları alınmıştır. Malzemelerin ve radyoaktif kaynağın yerleştirilmesi için tasarlanmış olan düzenek Şekil 25’ te verilmiştir. Bu düzenek yardımıyla, kompozit malzemeler ile radyoaktif kaynak arasındaki mesafenin her ölçümde aynı kalması sağlanmıştır.



Şekil 25. Deneysel düzenek (Kişisel arşiv, 2022).

3.6.2 Gama Spektroskopik Analiz

Radyoaktif kaynakların aktivitesi 3-5 mCi aralığında hazırlanmış, doz kalibratöründe ölçülmüş ve aktiviteler kaydedilmiştir. Her bir ölçümde, radyoaktif kaynak aktiviteleri için radyoaktif bozunum yasasına göre zaman düzeltmesi yapılmıştır. Farklı enerjilerdeki fotonların koincidans sayımları, pile-up etkisi, ölü zaman etkisinden kaçınmak ve dar demet geometrisi elde etmek amacıyla, çalışılan her radyoaktif kaynak (^{99m}Tc , ^{177}Lu , ^{131}I , ^{123}I) için gama ışınlarının puls yükseklik spektrumları geniş kaynak-dedektör mesafesinde (25 cm) alınmıştır. Spektrumlar alınırken sayım süreleri, ilgilenilen pik alanlarındaki istatistiksel belirsizlik %1'den küçük olacak şekilde tutulmuştur. Her bir kalınlıktaki kompozit materyal için beş adet spektrum alınmıştır. Araştırmada kullanılan radyoaktif kaynakların spektrum analizlerinde dikkate alınan fotopik enerjisi ve enerji aralıkları Tablo 4' te verilmiştir.

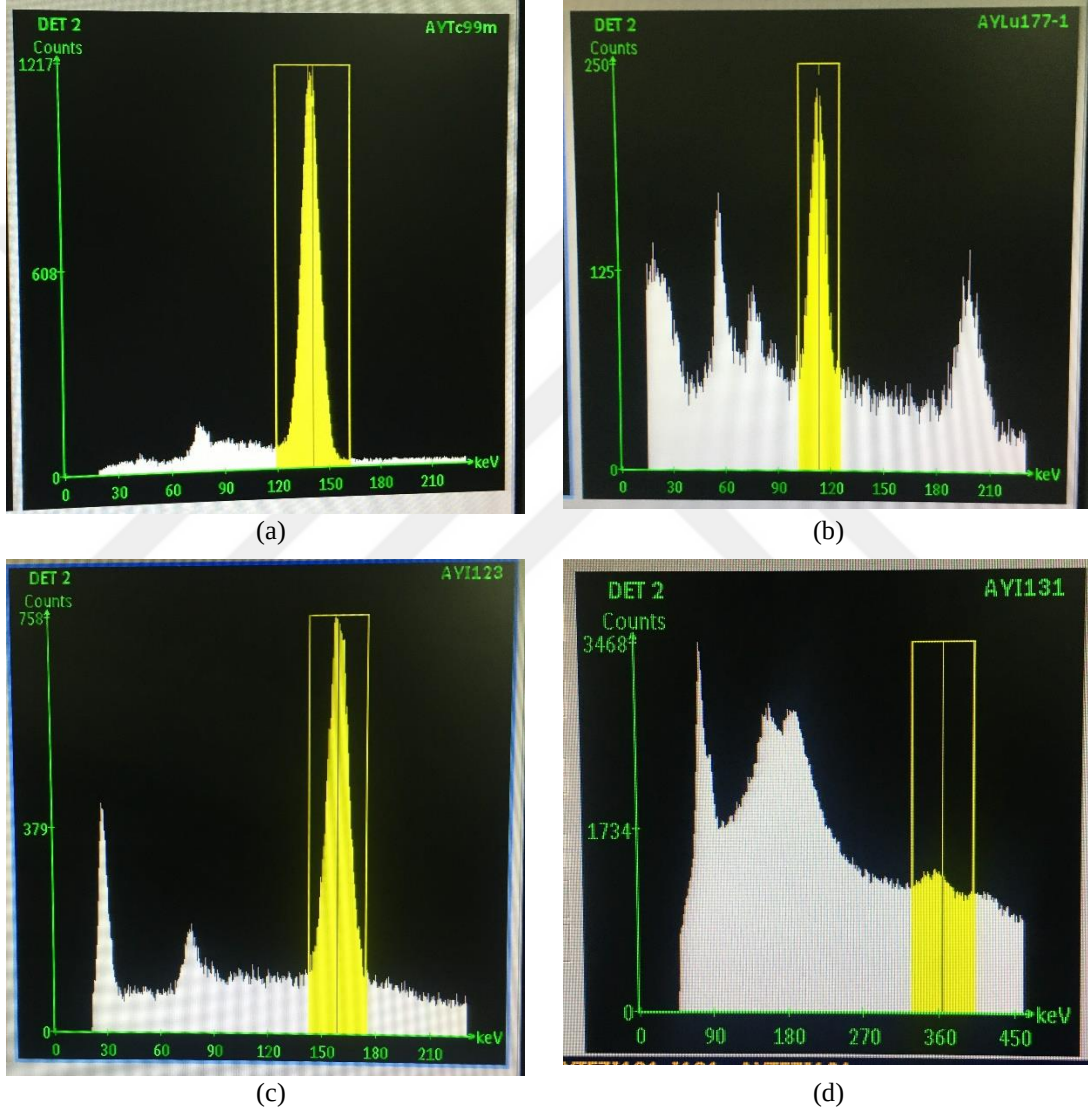
Tablo 4. Radyonüklidler için seçilen enerji pencereleri

Radyonüklid	Enerji (keV)*	ΔE^{**}
^{99m}Tc	140	126-154
^{177}Lu	113	102-124
^{177}Lu	208	187-229
^{131}I	364	328-400
^{123}I	159	143-175

*Merkez enerji

**Enerji aralığı

Gama Spektrum analizlerinde, fotopiklere %20’lik pencere genişliği açılmış ve pik alanları Xeleris 4.0 Processing & Review” iş istasyonu yazılım programı kullanılarak hesaplanmıştır. Araştırmada kullanılan radyoaktif kaynakların spektrum örnekleri Şekil 26’ da gösterilmiştir.



Şekil 26. Araştırmada kullanılan a) Tc-99m, b) Lu-177, c) I-123 ve d) I-131’in gama enerji spektrumları (Kişisel arşiv).

3.6.3 Zırlama Parametrelerinin Deneysel Hesabı

Radyoaktif kaynakların (^{99m}Tc , ^{177}Lu , ^{131}I , ^{123}I) yayınladığı her bir foton enerjisi ve her bir kompozit malzeme için,

I_0 ; dedektör ile radyoaktif kaynak arasında kompozit malzeme yokken alınan kaynak spektrumunda fotopik altındaki alan (sayım/dakika),

I ; dedektör ile radyoaktif kaynak arasında x kalınlığındaki malzeme varken alınan kaynak spektrumunda fotopik altındaki alan (sayım/dakika)

olmak üzere foton şiddetinin (I/I_0) kompozit kalınlığı ile değişim grafiği çizilmiş ve grafik üzerinden doğrusal regresyon analizi uygulanarak lineer atenuasyon katsayıları saptanmıştır.

Araştırmada, radyoaktif kaynakların yayınladığı farklı enerjilerdeki fotonlar ve farklı kompozit materyaller için deneysel olarak saptanan lineer atenuasyon katsayıları kullanılarak kütle atenuasyon katsayısı, ortalama serbest yol, yarı değer kalınlığı (HVL), onda bir değer kalınlığı (TVL), ortalama serbest yol (MFP) ve radyasyondan koruma verimi (RPE) gibi radyasyon zırhlama parametreleri sırası ile Denklem 19,21-25 kullanılarak hesaplanmıştır.

3.7 Verilerin Değerlendirilmesi

Araştırmada nükleer tıpta kullanılan Lu-177 radyoaktif kaynağının yayınladığı 113 keV ve 208 keV, Tc-99m radyoaktif kaynağının yayınladığı 140 keV, I-123 radyoaktif kaynağının yayınladığı 159 keV ve I-131 radyoaktif kaynağının yayınladığı 364 keV'lik foton enerjileri için incelenen üç kompozit malzemenin (GR kodlu cam filamentten ribana, GCR kodlu cam + bakır filamentten ribana ve GCI kodlu cam + bakır filamentten yatırımlı ribana) atenuasyon katsayıları saptanmıştır. Gama radyasyonu zırhlamada etkin olarak kullanılan beton ile bu araştırmanın sonuçları grafik üzerinde karşılaştırılarak, ilgili kompozitlerin Nükleer Tıp bölümlerinde betona alternatif bir zırh malzemesi olarak kullanımı tartışılmıştır.

3.8 Araştırmanın Sınırlılıkları

Deney aşamalarında yaşanan zaman kısıtlaması araştırmanın sınırlılıklarını oluşturmaktadır. Bunun sebebi araştırmada kullanılan gama kamera sisteminin aynı zamanda rutin hasta görüntülemeye de kullanılmasıdır.

3.9 Etik Kurul Onayı

Arařtırma DEÜ Giriřimsel Olmayan Arařtırmalar Etik Kurulu (GOAEK) tarafından 23.06.2021 tarihli, 6100-GOA protokol numaralı ve 2021/19-33 karar numarası ile grřlmř ve onaylanmıřtır.



4. BULGULAR

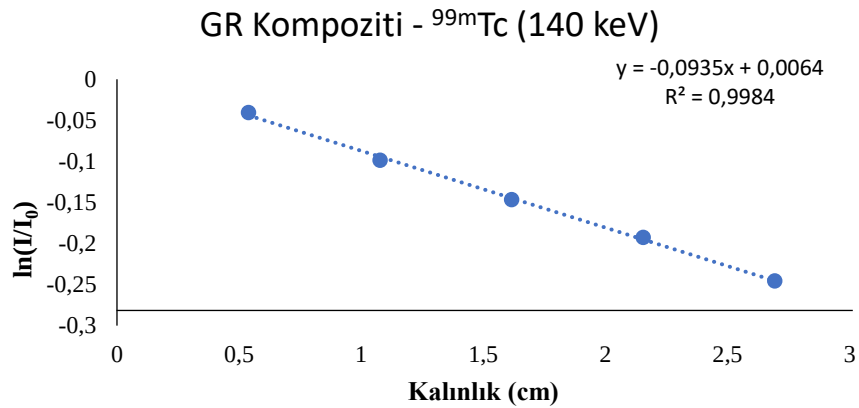
Bu arařtırmada, Nükleer Tıpta görüntüleme amaçlı kullanılan gama ışın enerjileri için tekstil tabanlı kompozit materyallerin zırhlama parametrelerinin (lineer atenüasyon katsayısı, kütle atenüasyon katsayısı, yarı değer kalınlığı, onda bir değer kalınlığı, ortalama serbest yol, radyasyondan koruma verimi) incelenmesi amaçlanmıřtır. Bu amaçla, kompozit malzeme kalınlıklarına karřılık foton řiddetlerindeki deęiřim grafięi çizilmiř, ilgili grafiklerde doęrusal regresyon analizi yapılarak lineer atenüasyon katsayıları belirlenmiřtir.

Buna göre arařtırılan tüm kompozit malzeme ve her bir gama enerjisi için, kütle atenüasyon katsayısı, yarı değer kalınlığı, onda bir değer kalınlığı, ortalama serbest yol ve radyasyondan koruma verimi parametreleri, deneysel olarak saptanan lineer atenüasyon katsayıları ve Denklem 13 yardımıyla hesaplanmıřtır.

4.1 GR Kompozit Malzemesi İçin Zırhlama Parametreleri

4.1.1 Tc-99m-140 keV

Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisi için, GR kompozitinin farklı kalınlıklarına baęlı olarak foton řiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 1' de gösterilmiřtir. Buna göre, doęrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayısı ve dięer zırhlama parametreleri Tablo 5' te verilmiřtir.



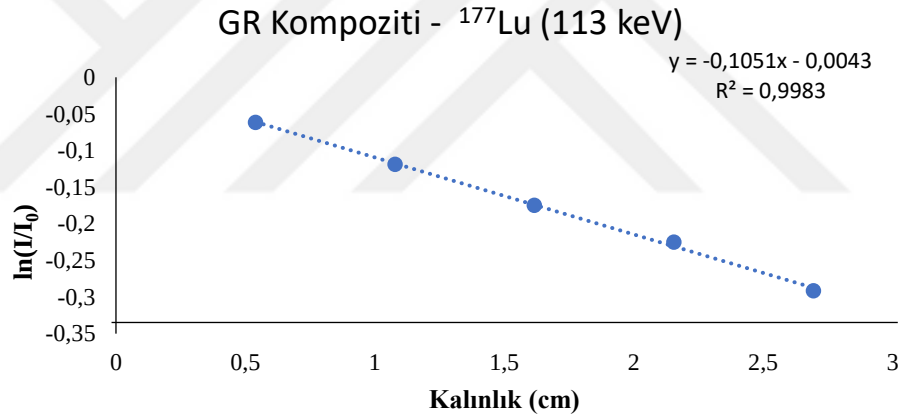
Grafik 1. Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karřılık foton řiddet deęiřimi.

Tablo 5. GR kompozit malzemesi ve ^{99m}Tc 'in 140 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri

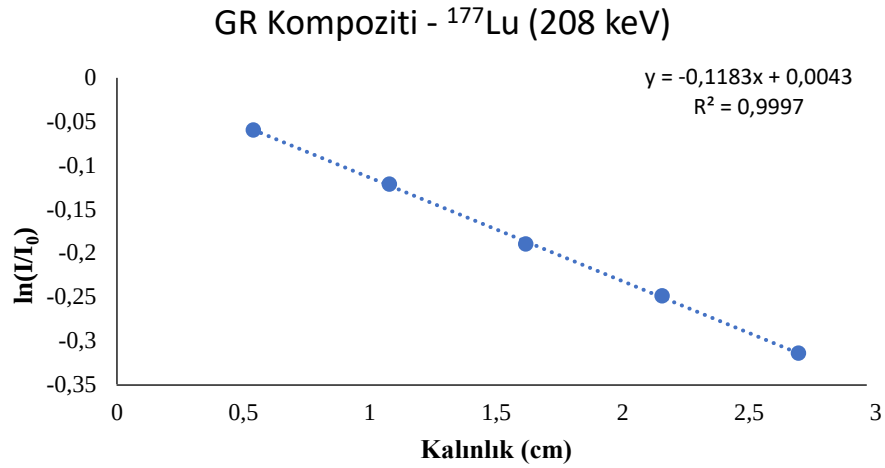
Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.0935	0.077	10.69	7.41	24.62	21.78

4.1.2 Lu-177-113 ve 208 keV

Lu-177'nin 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjileri için, GR kompozitinin farklı kalınlıklarına göre foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 2-3' te gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayıları ve diğer zırhlama parametreleri Tablo 6' da verilmiştir.



Grafik 2. Lu-177'nin 113 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.



Grafik 3. Lu-177'nin 208 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

Tablo 6. GR kompozit malzemesi ^{177}Lu 'nin 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjileri için zırhlama parametreleri

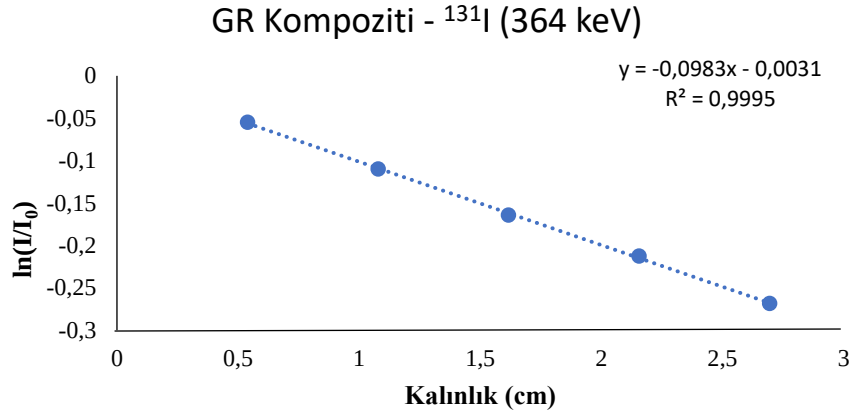
Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.1051*	0.0867	9.51	6.59	21.9	25.28
0.1183**	0.097	8.45	5.86	19.46	26.99

*113 keV

**208 keV

4.1.3 I-131-364 keV

I-131'in 364 keV'lik foton enerjisi için, GR kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 4' te gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayısı ve diğer zırhlama parametreleri Tablo 7' de verilmiştir.



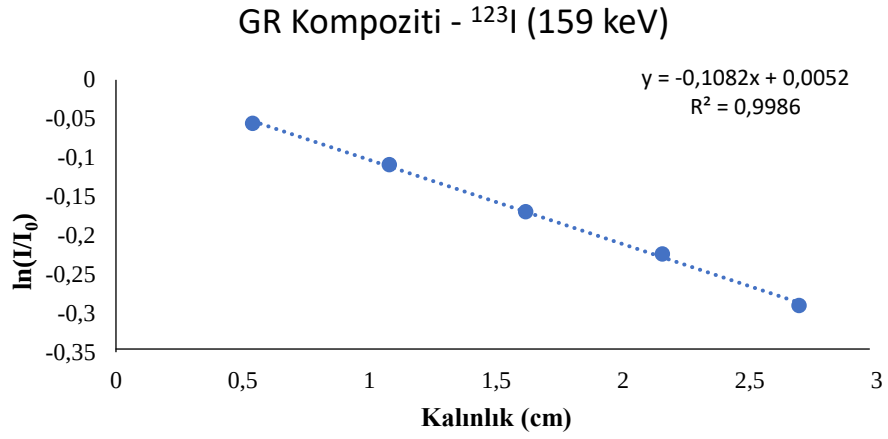
Grafik 4. I-131'in 364 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

Tablo 7. GR kompozit malzemesi ve ^{131}I 'in 364 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri

Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.0983	0.081	10.17	7.05	23.42	23.54

4.1.4 I-123-159 keV

I-123'ün 159 keV'lik foton enerjisi için, GR kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 5' te gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayısı ve diğer zırhlama parametreleri Tablo 8' de verilmiştir.



Grafik 5. I-123'ün 159 keV'lik foton enerjisi için GR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

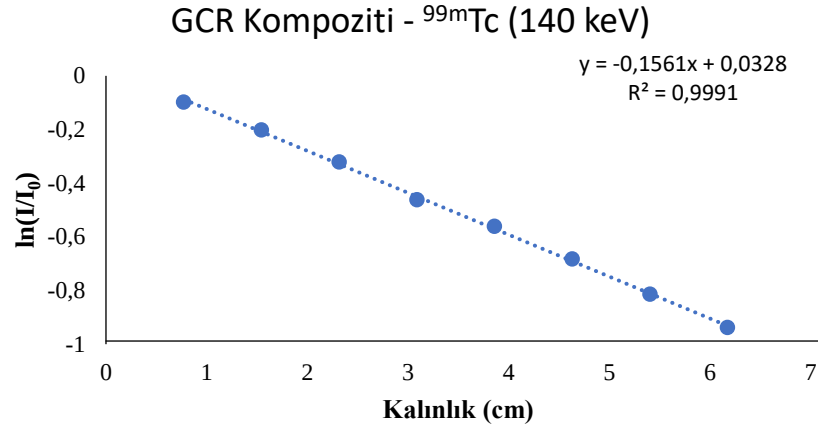
Tablo 8. GR kompozit malzemesi ve ^{123}I 'ün 159 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri

Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.1082	0.089	9.24	6.4	21.28	25.19

4.2 GCR Kompozit Malzemesi İçin Zırhlama Parametreleri

4.2.1 Tc-99m-140 keV

Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisi için, GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 6' da gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayısı ve diğer zırhlama parametreleri Tablo 9' da verilmiştir.



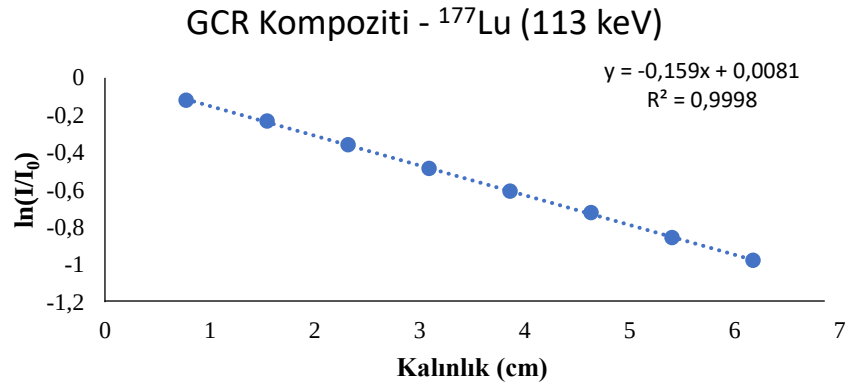
Grafik 6. Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

Tablo 9. GCR kompozit malzemesi ve ^{99m}Tc 'in 140 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri

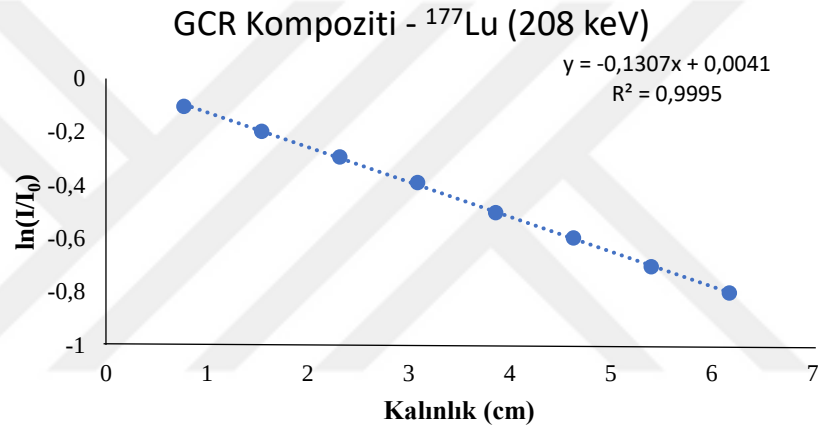
Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.1561	0.113	6.4	4.44	14.75	37

4.2.2 Lu-177-113 ve 208 keV

Lu-177'nin 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjileri için, GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 7-8' de gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayıları ve diğer zırhlama parametreleri Tablo 10' da verilmiştir.



Grafik 7. Lu-177'nin 113 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.



Grafik 8. Lu-177'nin 208 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

Tablo 10. GCR kompozit malzemesi ve ^{177}Lu 'nin 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjileri için zırhlama parametreleri

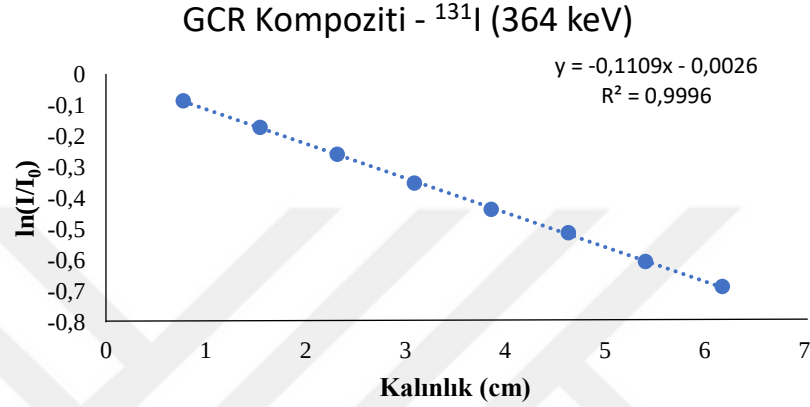
Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.159*	0.115	6.29	4.36	14.48	38.46
0.1307**	0.094	7.65	5.3	17.61	32.3

*113 keV

**208 keV

4.2.3 I-131-364 keV

I-131'in 364 keV'lik foton enerjisi için, GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 9' da gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayısı ve diğer zırhlama parametreleri Tablo 11' de verilmiştir.



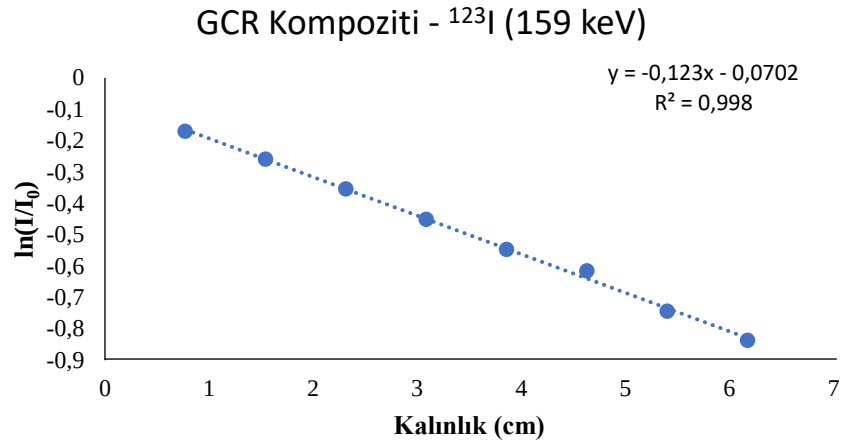
Grafik 9. I-131'in 364 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

Tablo 11. GCR kompozit malzemesi ve ¹³¹I'in 364 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri

Lineer atenüasyon katsayısı (cm ⁻¹)	Kütle atenüasyon katsayısı (cm ² /g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.1109	0.080	9.01	6.25	20.76	29.6

4.2.4 I-123-159 keV

I-123'ün 159 keV'lik foton enerjisi için, GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 10' da gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayısı ve diğer zırhlama parametreleri Tablo 12' de verilmiştir.



Grafik 10. I-123'ün 159 keV'lik foton enerjisi için GCR kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

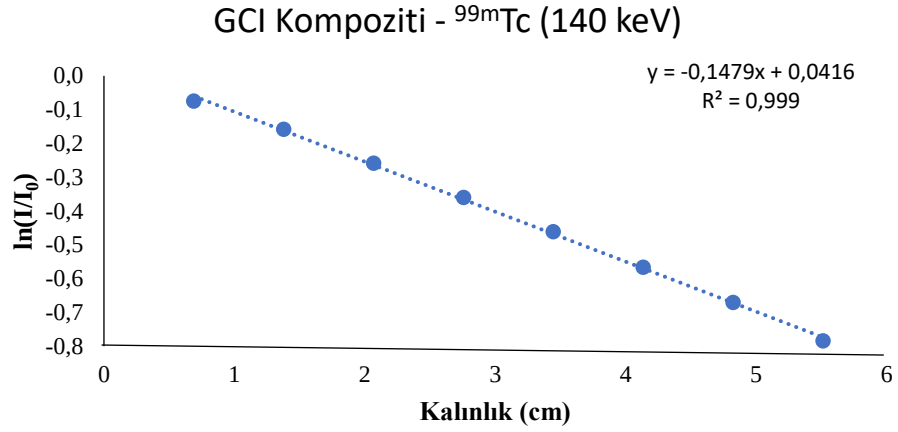
Tablo 12. GCR kompozit malzemesi ve ^{123}I 'in 159 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri

Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.123	0.0968	8.13	5.63	18.72	36.28

4.3 GCI Kompozit Malzemesi İçin Zırhlama Parametreleri

4.3.1 Tc-99m-140 keV

Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisi için, GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 11' de gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayısı ve diğer zırhlama parametreleri Tablo 13' te verilmiştir.



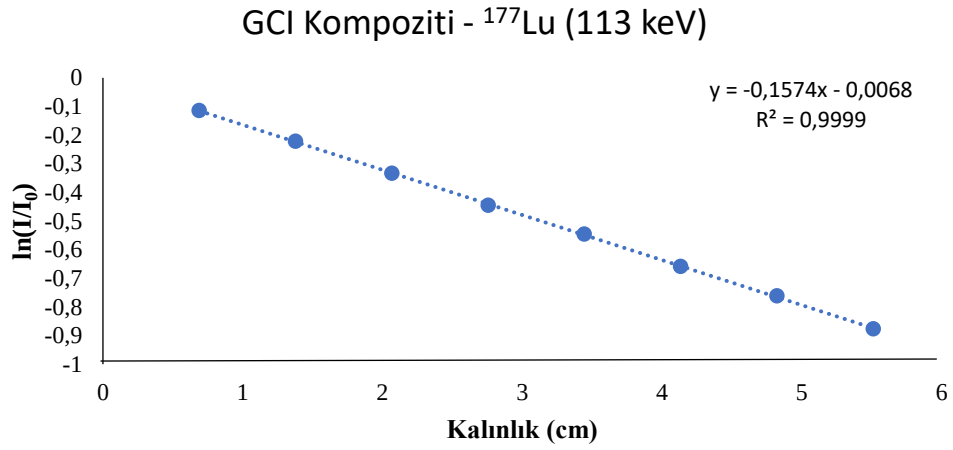
Grafik 11. Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

Tablo 13. GCI kompozit malzemesi ve ^{99m}Tc'in 140 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri

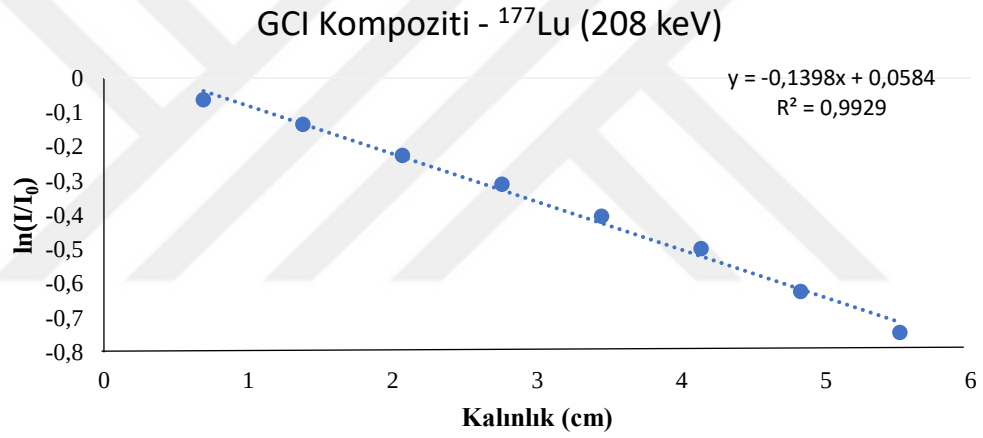
Lineer atenüasyon katsayısı (cm ⁻¹)	Kütle atenüasyon katsayısı (cm ² /g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.1479	0.1123	6.76	4.68	15.56	30.21

4.3.2 Lu-177-113 ve 208 keV

Lu-177'nin 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjileri için, GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 12-13' te gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayıları ve diğer zırhlama parametreleri Tablo 14' te verilmiştir.



Grafik 12. Lu-177'nin 113 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.



Grafik 13. Lu-177'nin 208 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

Tablo 14. GCI kompozit malzemesi ve ^{177}Lu 'nin 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjileri için zırhlama parametreleri

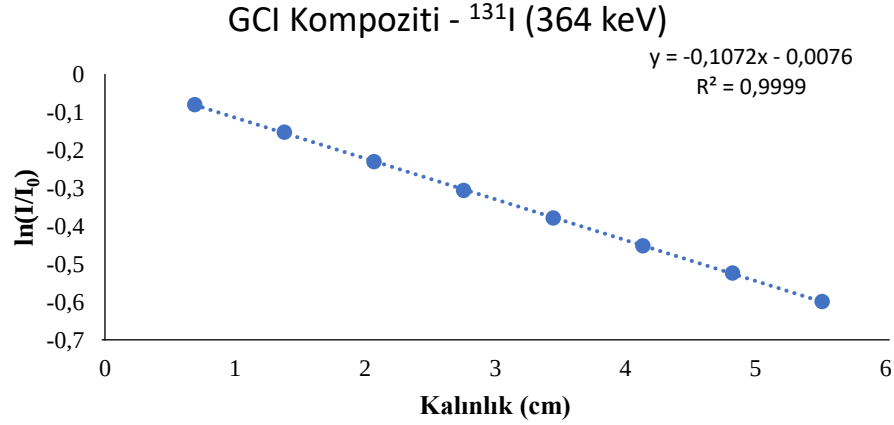
Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.1574*	0.119	6.35	4.4	14.62	35.91
0.1398**	0.106	7.15	4.95	16.47	26.64

*113 keV

**208 keV

4.3.3 I-131-364 keV

I-131'in 364 keV'lik foton enerjisi için, GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 14' te gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayısı ve diğer zırlama parametreleri Tablo 15' te verilmiştir.



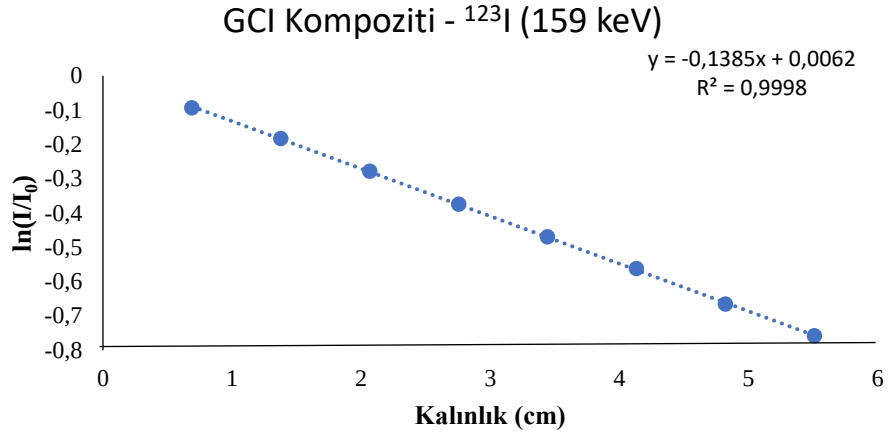
Grafik 14. I-131'in 364 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

Tablo 15. GCI kompozit malzemesi ve ^{131}I 'in 364 keV'lik foton enerjisi için zırlama parametreleri

Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.1072	0.0577	9.32	6.46	21.47	26.38

4.3.4 I-123-159 keV

I-123'ün 159 keV'lik foton enerjisi için, GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına bağlı olarak foton şiddetindeki azalmayı veren grafik, Grafik 15' te gösterilmiştir. Buna göre, doğrusal regresyon analizi ile tayin edilen lineer atenüasyon katsayısı ve diğer zırlama parametreleri Tablo 16' da verilmiştir.



Grafik 15. I-123'ün 159 keV'lik foton enerjisi için GCI kompozitinin farklı kalınlıklarına karşılık foton şiddet değişimi.

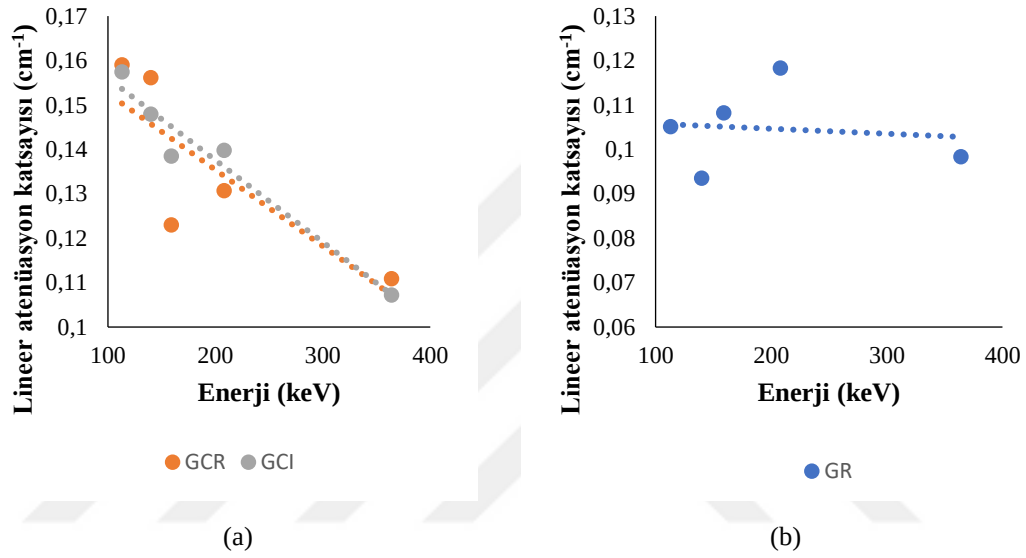
Tablo 16. GCI kompozit malzemesi ve ^{123}I 'ün 159 keV'lik foton enerjisi için zırhlama parametreleri

Lineer atenüasyon katsayısı (cm^{-1})	Kütle atenüasyon katsayısı (cm^2/g)	Ortalama serbest yol (cm)	Yarı değer kalınlığı (cm)	Onda bir değer kalınlığı (cm)	Radyasyondan koruma verimi (%)
0.1385	0.1147	7.22	5	16.62	31.21

4.4 Zırhlama Parametrelerinin Enerjiye Bağlı Değişimi

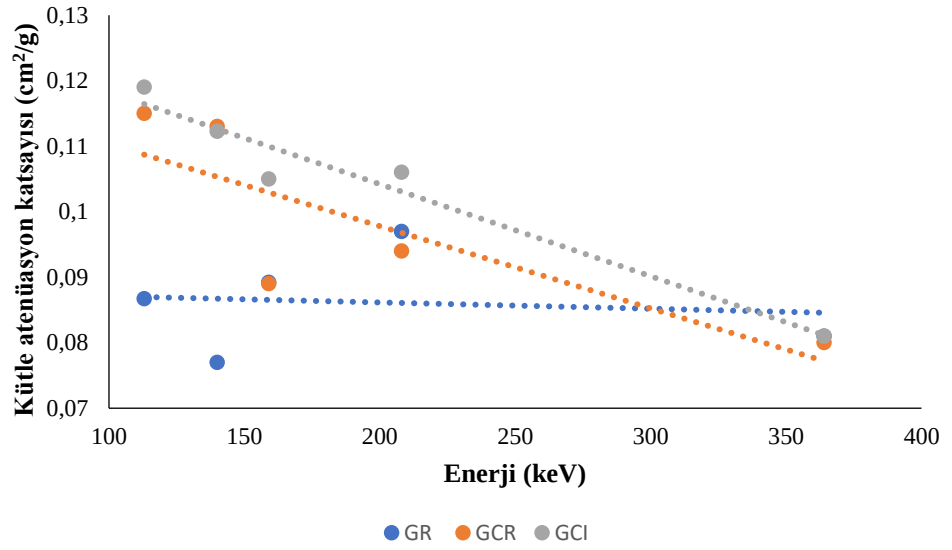
Foton madde etkileşimlerinde, enerji arttıkça etkileşme olasılığının azaldığı iyi bilinmektedir (5). Ancak fotonların baskın etkileşim mekanizmaları da, foton enerjisine bağlı olarak değişmektedir. Örneğin düşük enerjilerde fotoelektrik absorpsiyon, orta enerjilerde Compton saçılması (>0.6 MeV) baskın etkileşim mekanizmasıdır. Bu nedenle, nükleer tıpta görüntüleme amaçlı kullanılan Lu-177 (113-208 keV), Tc-99m (140 keV) ve I-123 (159 keV) kaynakları için en olası etkileşim mekanizması fotoelektrik olay iken, orta enerjili I-131 (364 keV) kaynağı için Compton saçılması baskın etkileşim mekanizmasıdır. Bununla birlikte etkileşim yapma olasılığı atom numarasına bağlı olarak da farklılık göstermektedir. Şöyle ki fotoelektrik absorpsiyon ile etkileşim olasılığı, malzemelerin atom numarasının kuvvetleri (Z^n , $n=3-5$) ile değişim gösterirken, Compton saçılması ile etkileşim olasılığı malzemelerin atom numarasına (Z) bağlıdır. Bu nedenle araştırmada incelenen kompozit türleri için atenüasyon katsayıları artan enerji ile azalma

eğiliminde olsa da (Grafik 16 (a) ve Grafik 17), bazı kompozitlerde bu durum değişkenlik göstermektedir (Grafik 16 (b)). Bu çalışma kapsamında, kompozit malzemelerin etkin atom numaralarına ilişkin hesaplama yapılamamıştır. Yine de, GR kompoziti için enerjiye bağlı olarak beklenen azalmanın gözlenmemesi, etkin atom numarası nedeniyle olduğunu düşündürmektedir. Lineer/kütle atenüasyon katsayılarında gözlenen benzer eğilimlere bilimsel literatürde de rastlanmaktadır (5,18).



Grafik 16. Lineer atenüasyon katsayısının (a) GCR ve GCI, (b) GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.

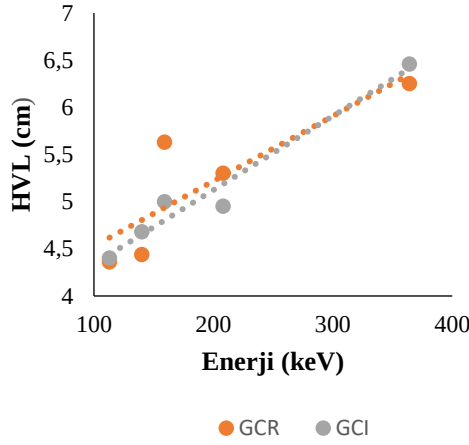
Bununla birlikte, lineer atenüasyon katsayısı parametreleri değerlendirildiğinde Lu-177 radyoaktif kaynağının 113 keV, Tc-99m radyoaktif kaynağının 140 keV ve I-131 radyoaktif kaynağının 364 keV'lik foton enerjileri için foton şiddetini en etkin durduran malzemenin GCR kompoziti olduğu gözlenmiştir. I-123 radyoaktif kaynağının 159 keV ve Lu-177 radyoaktif kaynağının 208 keV'lik foton enerjilerinde ise foton şiddetini en etkin azaltan malzemenin GCI kompoziti olduğu sonucuna varılmaktadır.



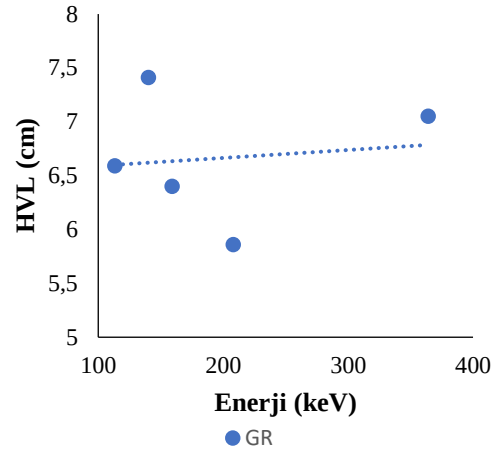
Grafik 17. Kütlesel atenuasyon katsayısının GCR, GCI ve GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.

Kütlesel atenuasyon katsayısı maddenin fiziksel özelliklerine göre değişim göstermediğinden, lineer atenuasyon katsayısına göre daha kullanışlı ve güvenilir bir radyasyon zırhlama parametresidir (48). Kütlesel atenuasyon katsayısı parametreleri değerlendirildiğinde, Tc-99m radyoaktif kaynağının 140 keV'lik enerjisi için foton şiddetini en etkin azaltan malzemenin GCR kompoziti olduğu gözlenirken, I-123 radyoaktif kaynağının 159 keV, I-131 radyoaktif kaynağının 364 keV, Lu-177 radyoaktif kaynağının 113 keV ve 208 keV'lik foton enerjilerinde ise foton şiddetini en etkin azaltan malzemenin GCI kompoziti olduğu gözlenmiştir.

Dozimetri ve radyasyon zırhlama açısından yarı değer kalınlığı (HVL) ve onda bir değer kalınlığı (TVL) önemli parametrelerdir. HVL, lineer atenuasyon katsayısı ve kütlesel atenuasyon katsayısı ile ters orantılıdır. Bu nedenle, küçük HVL değerleri daha ince ama daha yoğun malzemeye karşılık geldiğinden zırhlama açısından avantajlıdır. Araştırılan radyoaktif kaynaklar ve kompozit malzemeler için HVL ve TVL parametrelerinin gama enerjisine bağlı değişimleri Grafik 18-19 'da gösterilmiştir. Buna göre, GCR ve GCI kompozitleri için yarı değer kalınlığı (HVL) ve onda bir değer kalınlığının (TVL) foton enerjisi ile arttığı görülmüştür. GR kompoziti için ise, yarı değer kalınlığı (HVL) ve onda bir değer kalınlığında (TVL) foton enerjisine bağlı olarak artma eğilimi gözlenmemiştir (Grafik18 (b) - 19 (b)).



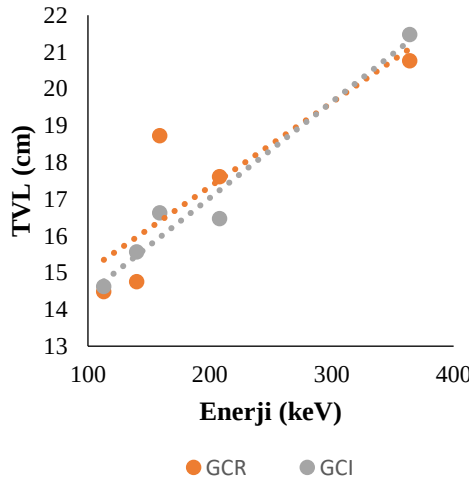
(a)



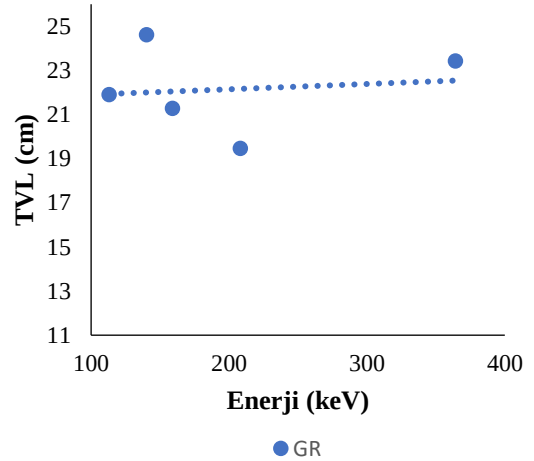
(b)

Grafik 18. Yarı değer kalınlığının (HVL) (a) GCR ve GCI, (b) GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.

Araştırmada HVL parametreleri kıyaslandığında Lu-177 radyoaktif kaynağının 113 keV, Tc-99m radyoaktif kaynağının 140 keV ve I-131 radyoaktif kaynağının 364 keV'lik foton enerjileri için foton şiddetini yarıya indiren en etkin malzemenin GCR kompoziti olduğu gözlenmiştir. I-123 radyoaktif kaynağının 159 keV ve Lu-177 radyoaktif kaynağının 208 keV'lik foton enerjilerinde ise foton şiddetini yarıya indiren en etkin malzemenin GCI kompoziti olduğu gözlenmiştir.



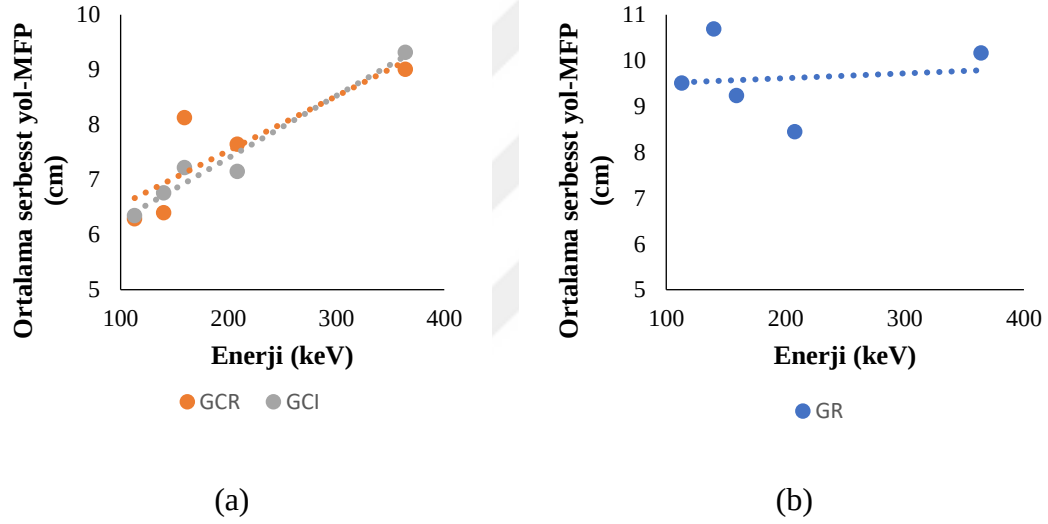
(a)



(b)

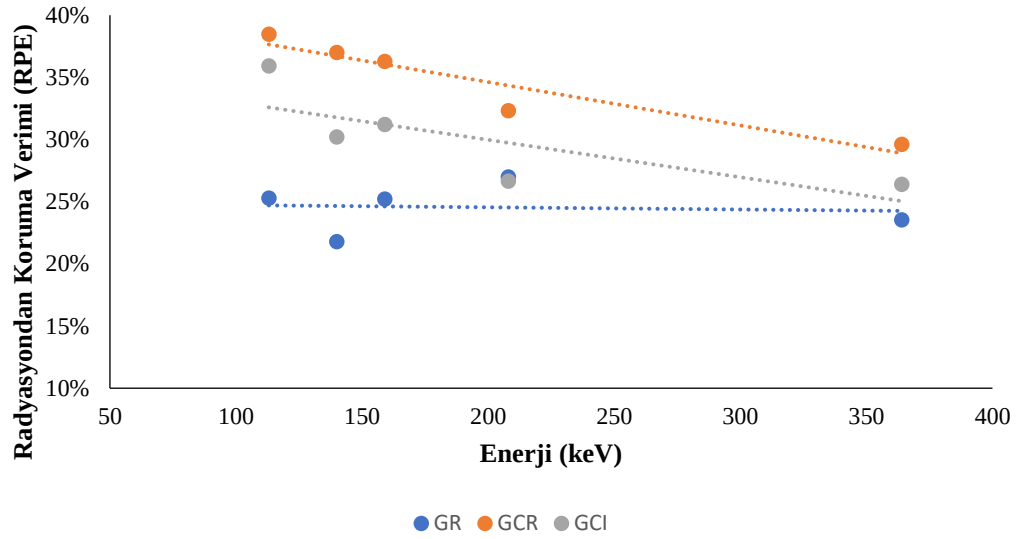
Grafik 19. Onda bir değer kalınlığının (TVL) (a) GCR ve GCI, (b) GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.

Onda bir değer kalınlığı (TVL) parametresinin, enerji ve kompozit tipine bağlı değişimi Grafik 19’da verilmiştir. Onda bir değer kalınlığının tanımından da anlaşıldığı üzere HVL parametresine göre kalınlıklar daha büyüktür. Buna göre TVL parametreleri, HVL parametrelerine benzer şekilde Lu-177 radyoaktif kaynağının 113 keV, Tc-99m radyoaktif kaynağının 140 keV ve I-131 radyoaktif kaynağının 364 keV’lik foton enerjileri için foton şiddetini onda bir değerine düşüren en etkin malzemenin GCR kompoziti olduğu gözlenmiştir. I-123 radyoaktif kaynağının 159 keV ve Lu-177 radyoaktif kaynağının 208 keV’lik foton enerjileri için ise foton şiddetini onda bir değerine düşüren en etkin malzemenin GCI kompoziti olduğu gözlenmiştir.



Grafik 20. Ortalama serbest yolun (MFP) (a) GCR ve GCI, (b) GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.

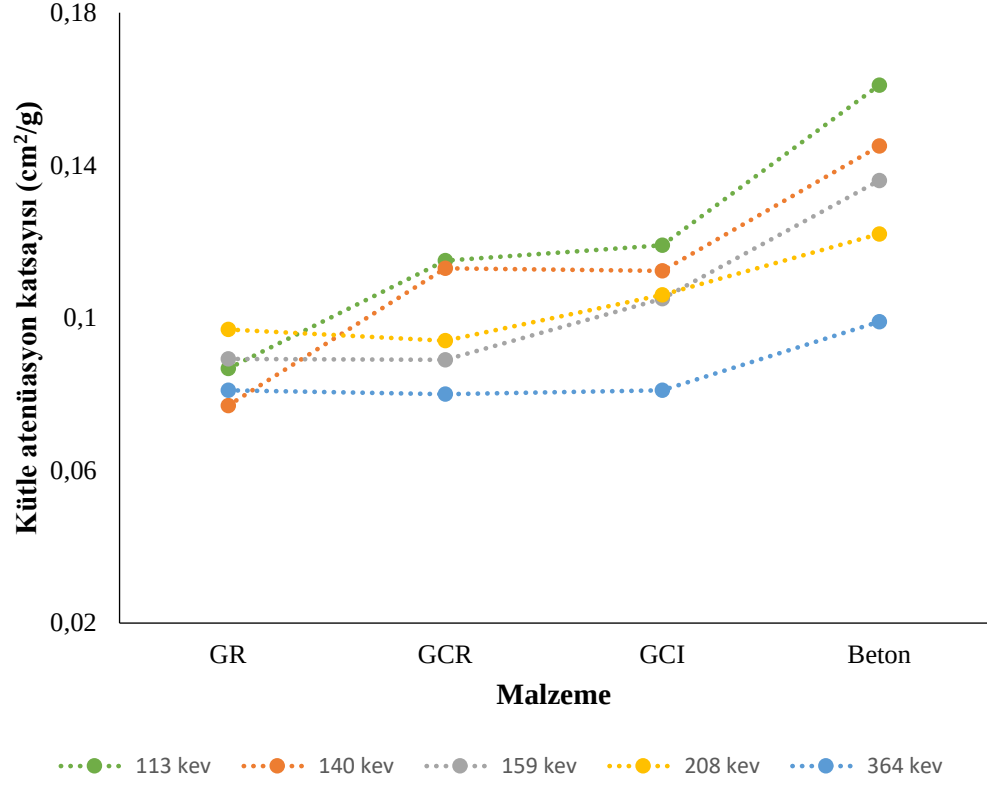
Radyasyon zırhlamada diğer bir önemli parametre, ortalama serbest yoldur (MFP). Ortalama serbest yol her kompozit ve gama enerjileri için hesaplanmış ve Grafik 20’ de gösterilmiştir. Buna göre Lu-177 radyoaktif kaynağının 113 keV, Tc-99m radyoaktif kaynağının 140 keV ve I-131 radyoaktif kaynağının 364 keV’lik foton enerjileri için GCR kompozitinin radyasyon zırhlama açısından en etkin kompozit olduğu gözlenmiştir. I-123 radyoaktif kaynağının 159 keV ve Lu-177 radyoaktif kaynağının 208 keV’lik foton enerjileri için ise GCI kompoziti radyasyon zırhlama açısından en etkin kompozittir. Beklenildiği üzere GCR ve GCI kompozitleri için ortalama serbest yol (MFP), foton enerjisi ile artmakta iken GR kompoziti için bu değişim gözlenmemiştir (Grafik 20).



Grafik 21. Radyasyondan koruma veriminin (RPE) GCR, GCI ve GR kompozit malzemelerine ve foton enerjilerine bağlı değişimi.

Gama enerjisine bağlı olarak hesaplanan radyasyon zırlama parametrelerinden bir diğeri olan radyasyondan koruma verimi (RPE), GCR ve GCI kompozitleri için artan enerji ile azalmakta iken GR kompoziti için bu değişim gözlenmemiştir. Araştırmada incelenen her bir gama enerjisi için, GCR kompozitinin diğerleri ile kıyaslandığında radyasyon zırlama açısından daha etkin olduğu açıkça görülmektedir (Grafik 21).

4.5 Kompozit Malzemeler ve Beton İçin Kütle Atenüasyon Katsayılarının Karşılaştırılması



Grafik 22. Araştırılan kompozit malzemeler ve beton için kütle atenüasyon katsayılarının foton enerjilerine bağlı değişimi.

Araştırılan kompozit malzemeler ve beton için kütle atenüasyon katsayılarının Lu-177 radyoaktif kaynağına ait 113 keV ve 208 keV, Tc-99m radyoaktif kaynağına ait 140 keV, I-123 radyoaktif kaynağına ait 159 keV ve I-131 radyoaktif kaynağına ait 364 keV foton enerjilerine bağlı değişimi Grafik 22’de verilmiştir. Buna göre, gama radyasyonunu zırlama açısından betonun bu çalışmada incelenen GCI kompoziti ile karşılaştırılabilir düzeyde olduğu ortaya çıkmaktadır.

5. TARTIŞMA

Endüstri, nükleer reaktör ve nükleer atık depolama tesisleri için tasarlanan radyasyon zırhlama amaçlı malzeme üretimlerinde; yüksek foton enerjileri için uygun olan kurşun gibi yüksek atom numaralı, ağır elementler tercih edilmektedir. Ancak son yıllarda, kurşunun ağır ve toksik olması, esnek olmaması nedeniyle, kurşunun yerini alabilecek radyasyondan koruyucu malzemeler konusunda araştırmalar hız kazanmıştır (49). Bu amaç için gelecek vaat eden malzeme türlerinden biri kompozitlerdir. Polimer kompozit malzemeler kolay hazırlanabilmeleri, hafif olmaları, dayanıklılıkları, etkin koruma, düşük maliyetli vb. özellikleri nedeniyle radyasyondan korunma amaçları için giderek daha önemli ve ihtiyaç duyulan malzemeler haline gelmiştir (3).

Gama radyasyonunun zırhlanmasına ilişkin deneysel ve teorik araştırmalar incelendiğinde; bu çalışmaların çoğunlukla Co-60, Ba-133, Eu-152 ve Cs-137 gibi yüksek enerjili gama ışınları yayınlayan radyonüklidleri konu aldığı, ancak düşük ve orta enerjili fotonlara uygun radyasyon zırhlama malzemeleri üzerine araştırmaların sınırlı sayıda olduğu görülmektedir (5,14-18).

Bu çalışmada; Nükleer Tıp birimlerinde rutin olarak kullanılan radyoaktif kaynakların yayınladığı düşük ve orta enerjili fotonlar için, Dokuz Eylül Üniversitesi Mühendislik Fakültesi Tekstil Mühendisliği Bölümünden temin edilen GR kodlu cam filamentten ribana, GCR kodlu cam + bakır filamentten ribana ve GCI kodlu cam + bakır filamentten yatırımlı ribana kompozit materyallerine ilişkin lineer atenüasyon katsayısı (μ), kütle atenüasyon katsayısı (μ/ρ), yarı değer kalınlığı (HVL), onda bir değer kalınlığı (TVL), ortalama serbest yol (MFP) ve radyasyondan koruma verimi (RPE) gibi zırhlama parametreleri hesaplanmıştır. Bu araştırmanın bulguları ile bilimsel literatürde geçen benzer çalışmaların sonuçlarının karşılaştırılmasına ilişkin detaylar aşağıda verilmiştir.

Tijani S. A. ve ark. (2019), P1 izoftalik bizmut polimer malzemesi için 140 keV'lik (Tc-99m) foton enerjisinde kütle atenüasyon katsayısını 0,1-0,2 cm²/g aralığında bulurken, Alalawi A. ve ark. (2020)'nın, P₂O₅-Na₂O-CaO-K₂O-MgO içerikli biyoaktif cam malzemeler ile yaptıkları araştırmada aynı foton enerjisi için kütle atenüasyon katsayısı 0,14-0,15 cm²/g aralığında bulunmuştur. Bir diğer

çalışmada araştırmacılar aynı foton enerjisinde kurşunsuz şeffaf 50BaO- (50-x) borosilikat-xBi₂O₃ cam malzemeleri için kütle atenüasyon katsayılarını 0,6-1,6 cm²/g aralığında bulmuştur (16). Alorfi ve ark. (2020)'nın aynı foton enerjisinde dört farklı içerikteki kaya için yaptıkları çalışmada kütle atenüasyon katsayıları 0,1-0,3 cm²/g aralığında bulunmuştur. Mehrara R. ve ark. (2021) saf polikarbonat bizmut oksit içerikli malzeme için kütle atenüasyon katsayısını 0,1-1,6 cm²/g olarak bildirmişlerdir. Bu çalışmada Tc-99m'in 140 keV'lik foton enerjisinde kütle atenüasyon katsayıları GR kodlu cam filamentten ribana kompoziti için 0,08 cm²/g, GCR kodlu cam + bakır filamentten ribana kompoziti için 0,11 cm²/g ve GCI kodlu cam + bakır filamentten yatırımlı ribana kompoziti için 0,11 cm²/g olarak bulunmuştur.

Alalawi A. ve ark. (2020), Tl-201, Tc-99m ve I-131 radyoaktif kaynakları ve P₂O₅-Na₂O-CaO-K₂O-MgO içerikli biyoaktif cam malzemeler ile kütle atenüasyon katsayısı, efektif atom sayısı ve ortalama serbest yol parametrelerinin hesaplanmasını konu alan bir araştırma yapmışlardır. Bu cam malzemelerinin I-131 radyoaktif kaynağına ait 364 keV foton enerjisi için kütle atenüasyon katsayıları 0,09-0,10 cm²/g aralığında bulunmuştur. Al-Hadeethi Y. ve ark. (2019) yaptıkları çalışmada kurşunsuz şeffaf 50BaO- (50-x) borosilikat-xBi₂O₃ cam malzemeleri kullanmışlardır ve 364 keV foton enerjisi için kütle atenüasyon katsayılarını 0,1-0,2 cm²/g aralığında bulmuşlardır. Bir diğer çalışmada Alorfi ve ark. (2020) dört farklı içerikte kaya malzemesi için yine aynı foton enerjisinde kütle atenüasyon katsayısını 0,1-0,3 cm²/g aralığında saptamışlardır. Bu çalışmada 364 keV foton enerjisinde kütle atenüasyon katsayıları GR kodlu cam filamentten ribana kompoziti için 0,08 cm²/g, GCR kodlu cam + bakır filamentten ribana kompoziti için 0,08 cm²/g ve GCI cam + bakır filamentten yatırımlı ribana kompoziti için 0,06 cm²/g olarak bulunmuştur.

AbuAlRoos N.J. ve ark. (2020) tungsten karbür bazlı malzeme ile yaptıkları çalışmada I-123 radyoaktif kaynağının 159 keV foton enerjisi için kütle atenüasyon katsayısı 0,12 cm²/g olarak hesaplanmıştır. Bu çalışmada aynı foton enerjisinde GCR kodlu cam + bakır filamentten ribana ve GCI kodlu cam + bakır filamentten yatırımlı ribana kompozit malzemeleri için kütle atenüasyon katsayısı 0,09-0,11 cm²/g aralığında bulunmuştur.

Yukarıdaki bilgiler ışığında Tc-99m radyoaktif kaynağının 140 keV, I-123 radyoaktif kaynağının 159 keV ve I-131 radyoaktif kaynağının 364 keV foton enerjilerinde incelenen kompozit malzemeler için bulunan kütle atenüasyon katsayılarının literatürle uyum içerisinde olduğu görülmüştür. Bununla birlikte bu çalışmada araştırılan üç kompozit malzeme arasında radyasyon zırhlama açısından en etkin malzemenin GCI kodlu cam + bakır filamentten yatırılmış ribana olduğu sonucuna varılmıştır. Ayrıca kütle atenüasyon katsayıları dikkate alındığında, beton ile GCI kompoziti radyasyon zırhlama açısından karşılaştırılabilir düzeyde bulunmuştur. Ek olarak bu malzemenin darbe ve eğilme performansları da dikkate alındığında bu çalışma, Nükleer Tıp birimlerinde GCI kompozit malzemesinin gama radyasyonunu zırhlama için alternatif bir zırh malzemesi olarak önerilebileceğini göstermektedir.

Nükleer tıpta görüntüleme amaçlı kullanılan düşük ve orta enerjili gama radyasyonunu dikkate alan bu çalışma, ülkemizde nükleer tıp personelinin radyokorunum amaçları için kurşun yerine hafif, esnek ve tekstil tabanlı giyilebilir alternatif bir materyalin araştırıldığı ilk çalışmadır. Bu araştırmanın sonuçları uluslararası literatüre önemli bir veri tabanı sağladığından, radyasyondan korunma hedefleri için ileriye yönelik çalışmalara (deneysel veya teorik) malzeme ve yapı seçimi açısından da yol gösterici olacaktır.

6. SONUÇ VE ÖNERİLER

Bu çalışmada, Nükleer Tıpta görüntüleme amaçlı kullanılan bazı radyoaktif kaynakların yayınladığı foton enerjileri için GR kodlu cam filamentten ribana, GCR kodlu cam + bakır filamentten ribana ve GCI kodlu cam + bakır filamentten yatırımlı ribana kompozit materyallerine ilişkin lineer atenüasyon katsayısı (μ), kütle atenüasyon katsayısı (μ/ρ), yarı değer kalınlığı (HVL), onda bir değer kalınlığı (TVL), ortalama serbest yol (MFP) ve radyasyondan koruma verimi (RPE) gibi zırhlama parametreleri saptanmıştır.

Buna göre, saptanan zırhlama parametreleri dikkate alındığında çalışmada araştırılan üç kompozit malzeme arasında radyasyon zırhlama açısından en etkin malzemenin GCI kodlu cam + bakır filamentten ribana yapısındaki tekstil takviye malzemeli kompozit malzemesinin olduğu sonucuna varılmıştır. GCI kompoziti ile betonun kütle atenüasyon katsayılarının karşılaştırılabilir düzeyde bulunmasına ek olarak bu malzemenin darbe / eğilme performansları da dikkate alındığında, bu çalışma Nükleer Tıp birimlerinde gama radyasyonu zırhlama amaçları için GCI kompozitinin gelecek vaat eden alternatif bir malzeme olarak önerilebileceğini göstermektedir.

Bununla birlikte, düşük ve orta enerjili gama radyasyonunu zırhlama amaçları için tekstil tabanlı polimer takviye içeren esnek ve hafif kompozit malzemeleri konu alan ileriye yönelik çalışmalara (deneysel veya teorik) malzeme ve yapı seçimi açısından yol gösterici olması da ayrıca önem arz etmektedir.

7. KAYNAKLAR

1. Akman F, Ogul H, Ozkan I, Kacal M, R, Agar O, Polat ve ark. Study on Gamma Radiation Attenuation and Non-ionizing Shielding Effectiveness of Niobium-reinforced Novel Polymer Composite. *Journal of Nuclear Engineering and Technology*. 2021; 54(1): 283-292.
2. Tekin H, O, Akman F, Issa Shams, A, M, Kacal, M, R, Kilicoglu, O, Polat H. Two-step Investigation on Fabrication and Characterization of Iron-reinforced Novel Composite Materials for Nuclear-Radiation Shielding Applications. *Journal of Physics and Chemistry of Solids*. 2020; 146(109604): 1-11.
3. More C, V, Alavian H, Pawar P, P. Evaluation of Gamma-ray Attenuation Characteristics of Some Thermoplastic Polymers: Experimental, WinXCom and MCNPX Studies. *Journal of Non-Crystalline Solids*. 2020; 546(120277): 1-12.
4. Li R, Gu Y, Zhang G, Yang Z, Li M, Zhang Z. Radiation Shielding Property of Structural Polymer Composite: Continuous Basalt Fiber Reinforced Epoxy Matrix Composite Containing Erbium Oxide. *Journal of Composites Science and Technology*. 2017; 143: 67-74.
5. AbuAlRoos N, J, Azman M, N, Amin N, A, B, Zainon R. Tungsten-based Material as Promising New Lead-free Gamma Radiation Shielding Material in Nuclear Medicine. *Journal of Physica Medica*. 2020; 78: 48-57.
6. Akçalı, Ö, Çağlar M, Toker O, Bilmez B, Kavanoz H, B, İçelli O. An Investigation on Gamma-ray Shielding Properties of Quaternary Glassy Composite ($\text{Na}_2\text{Si}_3\text{O}_7/\text{Bi}_2\text{O}_3/\text{B}_2\text{O}_3/\text{Sb}_2\text{O}_3$) by BXCUM and MCNP 6.2 Code. *Journal of Progress in Nuclear Energy*. 2020; 125(103364): 1-8.
7. Akman F, Ogul H, Kaçal M, R, Polat H, Dilsiz K, Turhan M, F. Impact of Lead (II) Iodide on Radiation Shielding Properties of Polyester Composites. *Journal of Applied Physics A*. 2020; 126(301): 1-9.
8. Akman F, Kacal M, R, Polat H, Aktas G, Gultekin A, Agar O. A Comparative Study on The Nuclear Shielding Properties of BiBr_3 and PbSO_4 Incorporated Composites. *Journal of Physics and Chemistry of Solids*. 2021; 152(109978): 1-10.
9. Aldhuhaibat Mohammed J, R, Amana Maitham S, Jubier Najwa J, Salim A, A. Improved Gamma Radiation Shielding Traits of Epoxy Composites: Evaluation of Mass Attenuation Coefficient, Effective Atomic and Electron Number. *Journal of Radiation Physics and Chemistry*. 2021; 179(109183): 1-5.
10. Ambika M, R, Nagaiah N, Suman K. Role of Bismuth Oxide as a Reinforcer on Gamma Shielding Ability of Unsaturated Polyester Based Polymer Composites. *Journal of Applied Polymer Science*. 2016; 134(13): 1-7.
11. Alsarray E. Investigation of Radiation Shielding Properties Of Some Composite Materials [yüksek lisans tezi]. Isparta: Süleyman Demirel Üniversitesi; 2016.
12. Kacal M, R, Akman F, Sayyed M, I, Akman F. Evaluation of Gamma-ray and Neutron Attenuation Properties of Some Polymers. *Journal of Nuclear Engineering and Technology*. 2019; 51(3): 818-824.

13. Kacal M, R, Polat H, Oltulu M, Akman F, Agar O, Tekin H, O. Gamma Shielding and Compressive Strength Analyses of Polyester Composites Reinforced with Zinc: An Experiment, Theoretical and Simulation Based study. *Journal of Applied Physics A*. 2020; 126(205): 204-218
14. Tijani S, A, Al-Hadeethi Y. The Use of Isophthalic-Bismuth Polymer Composites as Radiation Shielding Barriers In Nuclear Medicine. *Journal of Material Research Express*. 2019; 6(5): 1-8.
15. Alalawi A, Al-Buriah M, S, Rammah Y, S. Radiation Shielding Properties of PNCKM Bioactive Glasses at Nuclear Medicine Energies. *Journal of Ceramics International*. 2020; 46(10): 15027–15033.
16. Al-Hadeethi Y, Tijani S, A. The Use of Lead-free Transparent 50BaO-(50-x) Borosilicate-xBi₂O₃ Glass System as Radiation Shields In Nuclear Medicine. *Journal of Alloys and Compounds*. 2019; 803: 625-630.
17. Alorfi Hajer S, Hussein Mahmoud A, Tijani S, A. The Use of Rocks In Lieu of Bricks and Concrete as Radiation Shielding Barriers at Low Gamma and Nuclear Medicine Energies. *Journal of Construction and Building Materials*. 2020; 51(1): 118908.
18. Mehrara R, Malekie S, Kotahi S, M, S, Kashian S. Introducing a Novel Low Energy Gamma Ray Shield Utilizing Polycarbonate Bismuth Oxide Composite. *Journal of Scientific Reports*. 2021; 11: 10614.
19. Powsner R,A, Palmer M,R, Powsner E,R. *Essentials of Nuclear Medicine Physics and Instrumentation*. Third Edit. UK: Wiley-Blackwell; 2013.
20. Abdullah Said K, M. *Fundamentals In Nuclear Physics*. Iraq: Directorate of Libraries in Duhok; 2014.
21. Menevşe A. Yozgat Bölgesi Ev Dışı Havaındaki Soğurulmuş Gama Doz Oranlarının Belirlenmesi [yüksek lisans tezi]. Nevşehir: Hacı Bektaş Veli Üniversitesi; 2019.
22. Bushberg JT, Seibert JA, Leidholdt EM, Boone JM. *The Essential Physics of Medical Imaging*. Third Edit. Philadelphia: Lippincott Williams&Wilkins; 2012.
23. Chandra R. *Nuclear Medicine Physics The Basics*. Sixth Edit. Philadelphia: Lippincott Williams&Wilkins; 2004.
24. Khalil MM. *Basic Sciences of Nuclear Medicine*. First Edit. Berlin: Springer-Verlag Berlin Heidelberg; 2011.
25. Samei E, Peck DJ. *Hendee's Physics of Medical Imaging*. Fifth Edit. Wiley Blackwell; 2019.
26. Cherry SR, Sorenson JA, Phelps ME. *Physics in Nuclear Medicine*. Fourth Edit. Philadelphia: Saunders Elsevier Inc.; 2012.
27. Khan, FM, Gibbons JP. Khan's *The Physics of Radiation Therapy*. Fifth Edit. Philadelphia: Lippincott Williams & Wilkins, A Wolters Kluwer; 2014.
28. Turner JE. *Atoms, Radiation, and Radiation Protection*. Third Edit. Weinheim: Wiley-VCH Verlag GmbH&Co.; 2007.

29. Powsner RA, Powsner ER. Essential Nuclear Medicine Physics. Second Edit. USA: Blackwell Publishing; 2006.
30. Demir M. Nükleer Tıp Fiziği. İstanbul: İstanbul Üniversitesi Merkez Kütüphanesi; 2000.
31. O'Malley J, Ziessman H. Nuclear Medicine and Molecular Imaging: Fifth Edit. Philadelphia: Elsevier; 2021.
32. Saha GB. Physics and Radiobiology of Nuclear Medicine. Second Edit. New York: Springer Science+Business Media; 2001.
33. Saha GB. Fundamentals of Nuclear Pharmacy. Sixth Edit. London: Springer Science+Business Media; 2010.
34. International Safety Research Inc. X-Ray Safety Awareness Handbok. Third Edit. Ottawa, Canada: Canadian Air Transportation Security Authority; 2018.
35. Abdulaamer Q. Investigation Of Radiation Shielding Properties of Some Steels [yüksek lisans tezi]. Isparta: Süleyman Demirel Üniversitesi; 2017.
36. Jones K, A, Muirhead C, R, Etherington G, Oatway W, B, Holmes S, Simmonds J, R, Haylock R, G, E. Background material on nature of radioactive contamination at the University of Manchester and possible health risks: Task 1 report. Manchester: Health Protection Agency; 2009.
37. Baş M. Tekstil Yapılarının ve Kompozitlerinin İyonlaştırıcı Radyasyona Karşı Etkinliğinin Araştırılması [yüksek lisans tezi]. İzmir: Dokuz Eylül Üniversitesi; 2019.
38. More C, V, Alsayed Z, Badawi S, M, Thabet A, A, Pawar P, P. Polymeric Composite Materials for Radiation Shielding: A Review. Journal of Environmental Chemistry Letters. 2021; 19; 2057–2090.
39. Jones, R. M. Mechanics of Composite Materials. Second Edit. Virginia: Taylor & Francis; 1999.
40. Pant GS. Basic Physics and Radiation Safety in Nuclear Medicine. First Edit. Mumbai, India: Mrs. Meena Pandey for Himalaya Publishing House; 2008.
41. Baum RP. Therapeutic Nuclear Medicine. Germany: Springer-Verlag Berlin Heidelberg; 2014.
42. Dash A, Mra P. Production of Lu-177 for Targeted Radionuclide Therapy: Available Options. Journal of Nuclear Medicine Molecular Imaging. 2015; 49: 85–107.
43. Muhammad W. Radioactive Iodine Therapy for Hyperthyroidism: Physics, Treatment Protocols and Radiation Protection. Journal of Nova Science Publishers. 2009; 1-20.
44. Aljubeih Q, Zalloum O. Radioiodine I-131 for Diagnosing and Treatment of Thyroid Diseases [yüksek lisans tezi]. Palestine: Palestine Polytechnic University; 2012.
45. Josefsson A. Microdosimetry of Radiohalogens In Thyroid Models. Gothenburg, Sweden: Kompendiet; 2014.

46. Borrello J, A, Wuosmaa A, Watts M. Non-dependence of Nuclear Decay Rates of I-123 and Tc-99m on Earth-Sun Distance. Journal of Applied Radiation and Isotopes. 2018; 132: 189–194.
47. İnce C. Yttrium- 90 Görüntüleme Kolimatör ve Enerji Penceresi Optimizasyonu Yttrium-90 Görüntüleme Kolimatör [yüksek lisans tezi]. İzmir: Dokuz Eylül Üniversitesi; 2019.
48. Yılmaz M. Farklı Oranlarda Bizmut Tungstat veya Kalay ile Katkılanmış Polimer Kompozitlerin Radyasyon Zırhlama Özelliklerinin İncelenmesi [yüksek lisans tezi]. Bingöl: Bingöl Üniversitesi; 2021.
49. Ambika M, R, Nagaiah N, Harish V, Lokanath N, K, Sridhar M, A, Renukappa N, M. Preparation and Characterisation of Isophthalic-Bi₂O₃ Polymer Composite Gamma Radiation Shields. Journal of Radiation Physics and Chemistry. 2017; 130: 351–358.



EK 1: ETİK KURUL ONAYI

DOKUZ EYLÜL ÜNİVERSİTESİ GİRİŞİMSSEL OLMAYAN ARAŞTIRMALAR ETİK KURUL KARARI

Sayın Prof.Dr.Özlem KARADENİZ

Araştırmanıza ilişkin Kurulumuz kararı aşağıda sunulmuştur.

Bilgilerinizi ve gereğini rica ederiz.

ETİK KOMİSYONUN ADI	DOKUZ EYLÜL ÜNİVERSİTESİ GİRİŞİMSSEL OLMAYAN ARAŞTIRMALAR ETİK KURULU
ACIK ADRES	Dokuz Eylül Üniversitesi Tıp Fakültesi Dekanlığı 2. Kat İnciraltı-İZMİR
TELEFON	0 232 412 22 54-0 232 412 22 58
FAKS	0 232 412 22 43
E-POSTA	etikkurul@deu.edu.tr

BAŞVURU BİLGİLERİ	DOSYA NO:	6100-GOA
	ARAŞTIRMA	UZMANLIK TEZİ ☐ MÜNFERİT ARAŞTIRMA ☐ ÖÇM ☐ YÜKSEKLİSANS ☒ DOKTORA ☐
	ARAŞTIRMANIN AÇIK ADI	Nükleer Tıpta Kullanılan Gama Işın Enerjileri için Bazı Kompozit Materyallerin Zırhlama Özelliklerinin İncelenmesi
	ARAŞTIRMA PROTOKOL KODU	
	SORUMLU ARAŞTIRMACI ÜNVANI/ADI/SOYADI ve UZMANLIK ALANI	Prof.Dr.Özlem KARADENİZ DEU Fen Fakültesi Fizik Bölümü, Nükleer Fizik A.D.
	ARAŞTIRMAYA KATILAN MERKEZLER	TEK MERKEZ ☐ ÇOK MERKEZLİ ☒

DEĞERLENDİRİLEN BELGELER	Belge Adı	Tarihi	Versiyon Numarası	Dili
	ARAŞTIRMA PROTOKOLÜ	Mevcut		Türkçe ☒ İngilizce ☐ Diğer ☐
	ARAŞTIRMA İLE İLGİLİ LİTERATÜR	Mevcut		Türkçe ☐ İngilizce ☒ Diğer ☐
	BİLGİLENDİRİLMİŞ GÖNÜLLÜ OLUR FORMU	Mevcut		Türkçe ☒ İngilizce ☐ Diğer ☐
	OLGU RAPOR FORMU	Mevcut		Türkçe ☒ İngilizce ☐ Diğer ☐

KARAR BİLGİLERİ	Karar No:2021/19-33	Tarih:23.06.2021			
	Prof.Dr.Özlem KARADENİZ'in sorumlusu olduğu "Nükleer Tıpta Kullanılan Gama Işın Enerjileri için Bazı Kompozit Materyallerin Zararlı Ozelliklerinin İncelenmesi" isimli klinik araştırmaya ait başvuru dosyası ve ilgili belgeler araştırmanın gerekçe, amaç, yaklaşım ve yöntemleri dikkate alınarak incelenmiş. araştırmanın mevcut haliyle etik yönden uygun olduğuna oy birliği ile karar verilmiştir.				
ETİK KURUL BİLGİLERİ					
ÇALIŞMA ESASI	Dokuz Eylül Üniversitesi Girişimsel Olmayan Araştırmalar Etik Kurulu İşleyiş Yönergesi İyi Klinik Uygulamaları Kılavuzu				
ETİK KURUL ÜYELERİ					
Unvanı/Adı/Soyadı	Uzmanlık Alanı	Kurumu	Cinsiyet	Araştırma ile ilişkili mi?	İmza
Prof.Dr.Mehmet Birhan Yılmaz (Başkan)	Kardiyoloji	DEÜ Tıp Fakültesi Dahili Tıp Bilimleri Bölümü	Erkek	E ☐ H ☒	
Prof.Dr. Emel Çalikoğlu (Başkan Yardımcısı)	Preventif Onkoloji	Onkoloji Enstitüsü	Kadın	E ☐ H ☒	
Prof.Dr. Ahmet Okay Çağlayan	Moleküler Tıp	Sağlık Bilimleri Enstitüsü	Erkek	E ☐ H ☒	
Prof.Dr. Suna Asilsoy	Çocuk Sağlığı Ve Hastalıkları	DEÜ Tıp Fakültesi Dahili Tıp Bilimleri Bölümü	Kadın	E ☐ H ☒	
Doç.Dr.Seher Özyürek	Muskuloskeletal Fizyoterapi	DEÜ Fizik Tedavi ve Rehabilitasyon Yüksek Okulu	Kadın	E ☐ H ☒	
Doç.Dr.Nil Hocaoglu Aksay	Tıbbi Farmakoloji	DEÜ Tıp Fakültesi Tıbbi Farmakoloji Anabilim Dalı	Kadın	E ☐ H ☒	
Doç.Dr. Meryem Öztürk Haney	Halk Sağlığı Hemşireliği	Hemşirelik Fakültesi Halk Sağlığı Hemşireliği	Kadın	E ☐ H ☒	
Doç.Dr. Aylin Özgen Alpaydın	Göğüs Hastalıkları	DEÜ Tıp Fakültesi Göğüs Hastalıkları Anabilim Dalı	Kadın	E ☐ H ☒	
Doç.Dr. Aliye Akcalı	Periodontoloji	Diş Hekimliği Fakültesi	Kadın	E ☐ H ☒	
Doç.Dr. Şule Özbilgin	Anesteziyoloji ve Reanimasyon	DEÜ Tıp Fakültesi Cerrahi Tıp Bilimleri Bölümü	Kadın	E ☐ H ☒	
Dr.Öğr.Üyesi Özlenen Şimşek Papur	Tıbbi Biyoloji ve Genetik	Sağlık Bilimleri Enstitüsü	Kadın	E ☐ H ☒	
Dr.Öğr.Üyesi Tolga Şahin	Spor Yönetim Bilimleri	Necat Hepkon Spor Bilimleri Fakültesi	Erkek	E ☐ H ☒	
Öğr.Gör.Dr.Kıvanç Yüksel	Biyoistatistik ve Tıbbi Bilişim	Ege Üniversitesi Tıp Fakültesi Biyoistatistik ve Bilişim A.D	Erkek	E ☐ H ☒	

EK 2: ÖZGEÇMİŞ

ALPER YOLAY

Kişisel Bilgiler

İletişim Bilgileri

İletişim Adresi

Telefon

E-posta

İnternet Sayfası

Öğrenim Bilgileri

02 Ekim 2020 - Şu Anda (2 yıl 8 ay)
Yüksek Lisans, Tezli Program, DOKUZ EYLÜL ÜNİVERSİTESİ, TÜRKİYE
SAĞLIK BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ, MEDİKAL FİZİK (YL) (TEZLİ)
Diploma Numarası: -
Ağırlıklı Genel Not Ortalaması: 2.35 / 4.0

09 Ekim 2017 - 19 Temmuz 2020 (2 yıl 10 ay)
Lisans, Anadal/Normal Öğretim, SİNOP ÜNİVERSİTESİ, TÜRKİYE
MÜHENDİSLİK VE MİMARLIK FAKÜLTESİ, NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ PR.
Diploma Numarası: 199203b0054
Ağırlıklı Genel Not Ortalaması: 2.66 / 4.0

03 Ağustos 2015 - 05 Haziran 2017 (1 yıl 11 ay)
Ön Lisans, Anadal/Normal Öğretim, AKDENİZ ÜNİVERSİTESİ, TÜRKİYE
TEKNİK BİLİMLER MESLEK YÜKSEKOKULU, NÜKLEER TEKNOLOJİ VE RADYASYON
GÜVENLİĞİ PR.
Diploma Numarası: 201711390002
Ağırlıklı Genel Not Ortalaması: 2.92 / 4.0

Yabancı Dil Bilgileri

İNGİLİZCE (Okuma: Orta, Yazma: Orta, Konuşma: Orta)

TÜBİTAK Burs ve Destekleri

Panelistlik/İzleyicilik/Raportörlük Sayısı

Hakemlik/Panelistlik/Dış Danışmanlık Sayısı	ARDEB/BİDEB 0	TEYDEB 0	Toplam 0
İzleyicilik/Danışmanlık Sayısı	ARDEB/BİDEB 0	TEYDEB 0	Toplam 0
Raportörlük Sayısı	ARDEB/BİDEB 0	TEYDEB 0	Toplam 0

