

T.C.
SİNOP ÜNİVERSİTESİ
LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI



POLİMER TABANLI GAMA VE NÖTRON RADYASYON
ZIRHLAMA MALZEMELERİNİN GELİŞTİRİLMESİ VE
İKİNCİL RADYASYON HESABI

ELİF AHSEN BAŞTUĞ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

DANIŞMAN
PROF. DR. HASAN OĞUL

SİNOP- 2025

TEZ KABUL

ELİF AHSEN BAŞTUĞ tarafından hazırlanan “**POLİMER TABANLI GAMA VE NÖTRON RADYASYON ZIRHLAMA MALZEMELERİNİN GELİŞTİRİLMESİ VE İKİNCİL RADYASYON HESABI**” başlıklı bu çalışma, 06.01.2025 tarihinde yapılan savunma sınavı sonucunda başarılı bulunarak, jürimiz tarafından **YÜKSEK LİSANS tezi** olarak kabul edilmiştir.

Başkan

Prof. Dr. Ferdi Akman
Bingöl Üniversitesi/ Bingöl Sosyal Bilimler
Meslek Yüksek Okulu

İmza

**Üye
(Danışman)**

Prof. Dr. Hasan OĞUL
Sinop Üniversitesi/ Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi

İmza

Üye

Dr. Öğr. Üyesi Hakan US
Sinop Üniversitesi/ Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi

İmza

Enstitü Müdürü

Doç. Dr. Hüseyin Turan ARAT

İmza

ETİK BEYANI

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

Elif Ahsen BAŞTUĞ

ÖZET

YÜKSEK LİSANS TEZİ

POLİMER TABANLI GAMA VE NÖTRON RADYASYON ZIRHLAMA MALZEMELERİNİN GELİŞTİRİLMESİ VE İKİNCİL RADYASYON HESABI

ELİF AHSEN BAŞTUĞ

SİNOP ÜNİVERSİTESİ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ

NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

DANIŞMAN: PROF. DR. HASAN OĞUL

Radyasyon, tıbbi görüntüleme, endüstriyel uygulamalar ve enerji üretimi gibi birçok alanda faydalı kullanım alanlarına sahiptir. Ancak, insan sağlığı ve çevre üzerinde potansiyel tehlikeler oluşturduğundan, güvenli bir şekilde yönetilmesi gerekmektedir. Bu bağlamda, kurşun gibi koruyucu malzemelerin kullanımı, radyasyonun zararlı etkilerini en aza indirmek için kritik bir öneme sahiptir. Bu tez çalışmasında, ABS polimerine farklı oranlarda (%5, %10 ve %20) MoS_2 ve CaWO_4 metal tozları katkılanarak özgün polimer kompozitler geliştirilmiş ve bu numunelerin gama radyasyonu zırhlama kabiliyetleri deneysel, teorik ve simülasyon yöntemler ile değerlendirilmiştir. Ayrıca, üretilen numunelerin nötron zırhlama performansları da teorik ve simülasyon yöntemler kullanılarak incelenmiştir. Numunelerin yapısal analizleri, SEM görüntüleme tekniğiyle gerçekleştirilmiş ve üretilen kompozitlerin mikroyapısal özellikleri detaylı bir şekilde ortaya konulmuştur. Elde edilen sonuçlar, %20 oranında MoS_2 ve CaWO_4 katkılı ABS kompozitlerinin, özellikle düşük enerji seviyelerinde gama radyasyonu zırhlama açısından üstün performans sergilediğini göstermiştir. Bu bulgular, geliştirilen kompozit malzemelerin, ileri düzey radyasyon zırhlama uygulamaları için güçlü bir aday olabileceğini ortaya koymaktadır. GEANT4 ve FLUKA simülasyonları sonucunda elde edilen veriler, katkılamanın numunelerin termal nötronlara karşı zırhlama etkinliğini arttırdığını da doğrulamaktadır.

ANAHTAR KELİMELER: Akrilonitril Butadien Stiren; Gama radyasyonu zırhlama; Nötron radyasyonu zırhlama; Polimer kompozit; İkincil Radyasyon

Ocak 2025, 84 Sayfa

ABSTRACT

MSC THESIS

DEVELOPMENT OF POLYMER-BASED GAMMA AND NEUTRON RADIATION SHIELDING MATERIALS AND SECONDARY RADIATION CALCULATION

ELİF AHSEN BAŞTUĞ

**SINOP UNIVERSITY INSTITUTE OF GRADUATE PROGRAMS
DEPARTMENT OF NUCLEAR ENERGY ENGINEERING
SUPERVISOR: PROF. DR. HASAN OĞUL**

Radiation has beneficial applications in various fields such as medical imaging, industrial applications, and energy production. However, since it poses potential risks to human health and the environment, it must be managed safely. In this context, the use of protective materials like lead is critically important to minimize the harmful effects of radiation. In this thesis, unique polymer composites were developed by adding MoS₂ and CaWO₄ metal powders at different ratios (5%, 10%, and 20%) to ABS polymer, and the gamma radiation shielding capabilities of these samples were evaluated through experimental, theoretical, and simulation methods. Additionally, the neutron shielding performance of the produced samples was examined using theoretical and simulation methods. The structural analyses of the samples were conducted with the SEM imaging technique, revealing the microstructural properties of the produced composites in detail. The results showed that ABS composites with 20% MoS₂ and CaWO₄ additives demonstrated superior gamma radiation shielding performance, particularly at low energy levels. These findings suggest that the developed composite materials could be strong candidates for advanced radiation protection applications. Data obtained from GEANT4 and FLUKA simulations also confirmed that the addition of these materials enhanced the shielding efficiency of the samples against thermal neutrons. Furthermore, the MS-3 and CW-3 samples produced within the scope of this thesis were found to exhibit better gamma radiation shielding performance, especially at low energy levels.

KEYWORDS: Acrylonitrile Butadiene Styrene, Gamma Radiation Shielding, Neutron Radiation Shielding, Polymer Composite, Secondary Radiation

January 2025, 84 pages

TEŞEKKÜR

Bu tezin hazırlanmasında emeği geçen herkese en içten teşekkürlerimi sunarım. Öncelikle, bu süreçte rehberlik ederek bilgisi, sabrı ve değerli yönlendirmeleriyle bana destek olan danışman hocam Prof. Dr. Hasan OĞUL'a sonsuz minnettarlığımı ifade etmek isterim.

Araştırmalarım sırasında bana destek sağlayan Sinop Üniversitesi Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi ile Sinop Üniversitesi Bilimsel ve Teknolojik Araştırmalar Merkezi'nin değerli çalışanlarına ve öğretim üyelerine, özellikle de Dr. Fatih BULUT'a teşekkür ederim. Ayrıca, tezime vakit ayırarak değerli yorum ve düzeltmeleriyle katkıda bulunan jüri üyeleri Prof. Dr. Ferdi AKMAN ve Dr. Öğr. Üyesi Hakan US minnettarlığımı sunarım.

Bu tez çalışması, Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA) tarafından sağlanan Marie Skłodowska-Curie Fellowship programı çerçevesinde desteklenmiştir.

Elif Ahsen BAŞTUĞ

İÇİNDEKİLER

Sayfa

TEZ KABUL	ii
ETİK BEYANI.....	iii
ÖZET	iv
ABSTRACT.....	iv
TEŞEKKÜR	vi
İÇİNDEKİLER.....	vii
TABLolar DİZİNİ.....	ix
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	xvii
SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ.....	vii
1. GİRİŞ.....	1
2. GENEL BİLGİLER.....	4
2.1. Radyasyon Kavramı ve Tipleri	4
2.1.1. Gama ve nötron radyasyonuna giriş	5
2.1.2. Gama ve nötron radyasyonunun madde ile etkileşimi.....	6
2.1.2.1. Toplam iyonize doz	7
2.2. Radyasyondan Korunma Konsepti	7
2.2.2. Radyasyondan korunmada kullanılan güncel malzemeler.....	11
2.2.3. Radyasyondan korunmada polimerlerin rolü.....	13
3. MATERYAL VE YÖNTEM.....	15
3.1. Materyal.....	15
3.1.1. Polimerlerin genel özellikleri.....	15
3.1.2. Saf aseton.....	16
3.1.3. Molibden sülfat	17
3.1.4. Kalsiyum tungstat	17
3.1.5. Taramalı elektron mikroskobu.....	18
3.2. Yöntem.....	18
3.2.1. Kompozitlerin üretim süreci	18
3.2.2. Numunelerin yoğunluk ölçümü	22
3.2.3. Radyasyon zırhlama analizleri.....	23
3.2.3.1. Gama radyasyon zırhlama analizleri.....	23

3.2.3.1.1. Gama zırhlama çalışmaları için deneysel süreç	23
3.2.3.1.2. EpiXS analizi	25
3.2.3.1.3. GEANT4 ile gama radyasyonu zırhlama süreci	26
3.2.3.1.4. FLUKA ile gama radyasyonu zırhlama süreci.....	28
3.2.4.1.5. GEANT4 ile nötron radyasyonu zırhlama süreci	30
3.2.4.2.2. FLUKA ile nötron radyasyonu zırhlama süreci	31
4. BULGULAR	32
4.1. SEM Analizlerine Ait Bulgular	32
4.2. Gama Radyasyonu Zırhlamasına Ait Bulgular	34
4.3. Nötron Zırhlamasına Ait Bulgular	62
4.3.1. Radyasyon hasarı ve toplam iyonize doz.....	65
5. SONUÇ VE TARTIŞMA	68
KAYNAKLAR	69
ÖZGEÇMİŞ	69

TABLÖLAR DİZİNİ

Sayfa

Tablo 3.1 Nano katkı yüzdeleri ve yoğunluk değerleri.....	19
Tablo 3.2 Deneysel ve teorik yoğunluk sonuçları.....	23
Tablo 3.3 Atomik yüzdelik tablosu	23
Tablo 4. 1 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait lineer azaltma katsayısı	36
Tablo 4. 2 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait lineer azaltma katsayısı	37
Tablo 4. 3 Saf numune ve MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait kütle azaltma katsayısı	40
Tablo 4. 4 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait kütle azaltma katsayısı	41
Tablo 4. 5 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait yarı kalınlık değerleri ...	44
Tablo 4. 6 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait yarı kalınlık değerleri	45
Tablo 4. 7 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait ortalama serbest yol mesafeleri (cm)	46
Tablo 4. 8 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait ortalama serbest yol mesafeleri (cm)	47
Tablo 4. 9 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 1 cm için	49
Tablo 4. 10 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 5 cm için	50
Tablo 4.11 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 10 cm için	51
Tablo 4.12 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 1 cm için	52
Tablo 4. 13 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 5 cm için	53
Tablo 4. 14 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 10 cm için	54
Tablo 4. 15 Numunelere ait EpiXS ile belirlenmiş etkin atom numarası	55

Tablo 4. 16 Saf numune, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait enerji soğurma yığılma faktörü sonuçları	57
Tablo 4. 17 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait enerji soğurma yığılma faktörü sonuçları	58
Tablo 4. 18 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait maruziyet yığılma faktörü sonuçları.....	60
Tablo 4. 19 Saf numune, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait maruziyet yığılma faktörü sonuçları.....	61
Tablo 4. 20 Numunelerin uzaklaştırma tesir kesiti	63
Tablo 4. 21 4.5 MeV enerjiye sahip nötronlar ile incelenen numunelerin etkileşimi sonucu oluşan ikincil gamalar ve nötronların sayısı ve bunların ortalama enerjileri. 64	
Tablo 4. 22 100 eV enerjiye sahip nötronlar ile incelenen numunelerin etkileşimi sonucu oluşan ikincil gamalar ve nötronların sayısı ve bunların ortalama enerjileri. 65	
Tablo 4. 23 0,025 eV enerjiye sahip nötronlar ile incelenen numunelerin etkileşimi sonucu oluşan ikincil gamalar ve nötronların sayısı ve bunların ortalama enerjileri. 65	
Tablo 4. 24 ABS-0, MS-1, MS-2, MS-3, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait DPA sonuçları.....	66
Tablo 4. 25 ABS-0, MS-1, MS-2, MS-3, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait TID sonuçları.....	66

ŞEKİLLER DİZİNİ

Sayfa

Şekil 2.1 Radyasyon tipleri	5
Şekil 2.2 ALARA prensibinin 3 temel uygulaması.....	8
Şekil 2.3 Gama radyasyonu için üstel transmisyon eğrisi.	9
Şekil 2.4 Farklı radyasyon türleri için yaygın olarak tercih edilen zırh malzemeleri.....	12
Şekil 3.1 3D yazıcı ile üretilen PLA kalıplar	20
Şekil 3.2 Proxxon 27200 Micro Press Mp120 Mikro Pres	21
Şekil 3.3 Hidrolik pres	21
Şekil 3.4 Arşimet deney düzeneği.....	22
Şekil 3.5 Sodyum iyodür (NaI(Tl)) detektörü dıştan görünümü	25
Şekil 3.6 EpiXS arayüzü	26
Şekil 3.7 GEANT4 malzeme tanımlama ekranı	27
Şekil 3.8 GEANT4 sonuç ekranı	28
Şekil 3.9 FLUKA arayüzü	30
Şekil 4.1 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait SEM görüntüleri.....	33
Şekil 4.2 Saf numune, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait SEM görüntüleri	33
Şekil 4.3 ABS-0, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait DAK, YKD, OSY VE RKV grafikleri.....	35
Şekil 4.4 ABS-0, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait DAK, YKD, OSY VE RKV grafikleri.....	35
Şekil 4.5 ABS-0, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait kütle azaltma katsayısı grafikleri	42
Şekil 4.6 ABS-0, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait kütle azaltma katsayısı grafikleri	43
Şekil 4.7 CW-3 ve MS-3 numunelerine ait radyasyondan korunma verimlilikleri	48

SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ

Simgeler

3D	: Üç boyutlu
ABS	: Akrilonitril bütadien stiren
CaWO₄	: Kalsiyum Tungstat
DPA	: Atom Başına Yer Değiştirme
ESYF	: Enerji Soğurma Yığılma Faktörü
HPGe	: Yüksek Safılıkta Germanyum
LAK, μ	: Lineer azaltma katsayısı
MAC, μ/ρ	: Kütle azaltma katsayısı
MeV	: Milyon elektron volt
MFP	: Ortalama serbest yol
MoS₂	: Molibden Sülfat
MYF	: Maruziyet Yığılma Faktörü
NaI(Tl)	: Sodyum İyodür
PMT	: Fotoçoğaltıcı Tüp
RKV	: Radyasyon Koruma Verimliliği
SEM	: Taramalı Elektron Mikroskobu
TID	: Toplam İyonize Doz
YKD	: Yarı Kalınlık Değeri
Z_{etk}	: Etkin atom numarası
α	: Alfa
β	: Beta
γ	: Gama
eV	: Elektron volt
ρ	: Yoğunluk
(CH₃)₂CO	: Aseton

1. GİRİŞ

Radyasyon günümüz modern yaşamının ayrılmaz bir parçası haline gelmiştir. Çağdaş toplumlar sağlık, enerji ve bilim alanında hem doğal hem yapay radyasyon kaynaklarını kullanmaktadır. Örneğin medikal uygulamalarda tanı amaçlı görüntülemelerde ve kanser tedavisinde radyasyon hayati rol oynamaktadır. Kanser tedavisinde kullanılan yüksek enerjili radyasyon hücrelerin DNA'larını etkilemektedir ve böylece kanser hücresinin büyümesini durdurmaktadır. Ancak bu ve daha nice faydasına rağmen radyasyonun zararlı etkileri ile dezavantajları bulunmaktadır.

İyonize radyasyon, vücut dokularında enerji transferi yaparak hücresel işlevleri bozabilir ve bu durum somatik etkiler veya genetik kodda değişiklikler meydana getirebilmektedir (Frischknecht vd., 2000). Yüksek seviyelerde radyasyona maruz kalma, ölümcül olabilirken, düşük seviyelerde radyasyona uzun süre maruz kalma, kanser ve diğer sağlık sorunlarının riskini arttırabilmektedir (Hall & Giaccia, 2012). Radyasyonun zararlı etkileri, özellikle hızlı bölünen hücrelerde daha belirgindir ve bu nedenle radyasyona karşı koruma önlemleri almak önem arz etmektedir (Chaturvedi & Jain, 2019). Bu dezavantajlardan kurtulmak için radyasyon zırhlama uygulamalarına ihtiyaç duyulmaktadır.

Radyasyonun türü, enerjisi gibi parametrelere bağlı olarak ihtiyaca göre radyasyon zırh materyali seçimi yapılmaktadır. Literatürde alaşım, cam ve polimer gibi farklı tür materyalin zırhlama özellikleri üzerine çalışmalar bulunmaktadır. Örneğin “Cu65 Ni18 Zn17” (Almuqrin vd., 2021), “Sn30 Zn10 Bi” (Saleh vd., 2022) ve “FeB20” (Levet vd., 2020) alaşımları literatürde üzerine çalışma yapılmış materyallerdir. Cam materyallere ise “Borat (B), Germanat (G), Fosfat (P) ve Silikat (S)” (Kurtulus, 2024), “SiO₂, B₂O₃, Na₂O” (Karpuz, 2023) ve “BaO–ZnO–B₂O₃”(Chanthima vd., 2017) camları literatürde üzerine çalışma yapılmış malzeme türleridir. Polimer materyaller için literatüre bakıldığında ise polimer materyallerin farklı Dolgu malzemeleri ile katkılındığı görülmektedir. Örneğin “BaTiO₃ ve CaWO₄” (Akman vd., 2020), “BaZrO₃ ve Ba₂P₂O₇” (Ozel vd., 2021), “Bi₂(WO₄)₃”(Yılmaz & Akman, 2023), “PbCl₂” (Özkalaycı vd., 2020) karşılaşılan polimerler ve Dolgu malzemeleri kullanılarak elde edilen malzemelerden bazılarıdır.

Polimer materyallere ulaşılması kolay, üretim maliyeti düşük ve esnek yapıya sahip oldukları literatürden de iyi bilinmektedir. Bu gerekçelerden dolayı medikal alandaki

gama ve nötron uygulamaları için polimer materyaller kullanılarak zırh malzemesi geliştirmek bu tez çalışmasının amaçlarından biri olmuştur. Bu kapsamda Turhan vd. (2020) farklı hematit oranlarına sahip polimer kompozitlerin kütle ve lineer azaltma katsayıları, yarı ve onda bir değer kalınlıkları, ortalama serbest yol gibi parametreleri elde edilmiştir. Çalışma neticesinde hematit miktarı arttıkça gama radyasyonu zırhlama özelliklerinin iyileştiği gözlemlenmiştir. Abualroos vd. (2023) tarafından kurşunsuz polimer esaslı radyasyon zırhlama tuğlalarının 140 keV ve 364 keV'de gama radyasyonunu zırhlamadaki etkinliğini değerlendirilmiştir. Bu çalışmada kullanılan dolgu tozları tungstat karbür, tungstat karbür kobalt, bizmut oksit, baryum sülfat ve kalay tozudur. Çalışma neticesinde yeni geliştirilen polimer esaslı radyasyon zırh tuğlalarının, gelen gama radyasyonunun 140 keV'de %98'ine ve 364 keV'de %65'ine kadar zayıflatılabildiği bulunmuştur (Abualroos vd., 2023). Ayrıca polimer malzemelerin 3D yazıcılarda kullanımı hakkında Gultekin vd. (2023) tarafından yapılan çalışmada polimer zırh materyallerinin üretiminde kullanılan “döküm” tekniğinin dezavantajı olarak karmaşık şekillerin genellikle karmaşık kalıplar gerektirmesi olduğu vurgulanmıştır. Bu dezavantajın 3D yazıcılar kullanılarak istenilen boyutta, geometride ve sayıda zırh malzemelerinin elde edilebilmesiyle ortadan kaldırılacağı sonucuna ulaşılmıştır.

Jreije vd. (2023) tarafından yapılan çalışmada düşük doz iyonlaştırıcı radyasyonun (15 Gy'ye kadar) 3 boyutlu baskı polimerleri olan ABS, ULTRAT, PLA, NYLON, ASA ve PETG'nin mekanik özellikleri üzerindeki etkisi araştırılmıştır. ABS nihai çekme dayanımında ($\pm\%5$) ve Young modülünde ($-\%5/+ \%11$) en düşük değişimi yaşadığından tercih edilen malzeme olmuştur (Jreije vd., 2023). (Wady vd., 2020) tarafından yapılan çalışmada PLA malzemesinin karşılaştırıldığı diğer malzemelere göre açık ara daha fazla radyasyona duyarlı, Young Modülünde %50 azalma olduğu gözlemlenmiştir. Bu durum PLA'nın diğer malzemelere göre tercih edilmesini sağlamaktadır.

Kalsiyum tungstat (CaWO_4) ve molibden sülfat (MoS_2), radyasyon zırhlama uygulamalarında önemli avantajlar sunmaktadır. CaWO_4 , tungstat yüksek atom numarası ve yoğunluğu sayesinde gama ışınlarını etkin bir şekilde zayıflatırken, termal ve kimyasal kararlılığıyla yüksek sıcaklık ortamlarında güvenilir bir koruma sağlama potansiyeline sahiptir. MoS_2 ise hafifliği ve çok katmanlı 2D yapısıyla elektromanyetik dalga ve X-ışını zayıflatmada etkili olup esnek kompozit malzemelerde kullanılabilir. Bu özellikler, bu malzemeleri hem dayanıklı hem de yenilikçi radyasyon zırhı çözümleri için ideal hale getirmektedir. Belirtilen sebeplerden dolayı, bu tez çalışmasında kullanılan

dolgu malzemeleri CaWO_4 ve MoS_2 olarak seçilmiştir. Literatürde ABS polimerine CaWO_4 ve MoS_2 katkılanması sonucu elde edilen zırh malzemesine dair bir çalışmaya rastlanmamıştır. Literatürdeki bu eksiklik bu tez kapsamında giderilmiştir. Başka bir ifade ile, bu tez çalışması kapsamında gama ve nötron radyasyonlarını zırhlayabilecek bir zırh malzemesi üretiminin gerçekleştirilmesi planlanmıştır. Ayrıca üretilen bu kompozitler ile nötronların birincil etkileşimi sonucu oluşan ikincil gama fotonları ve nötron parçacıkları ortalama enerjileri ile belirlenmiştir. Son olarak da gelen nötron parçacıklarının üretilen kompozitlere verdiği hasarı belirlemek için toplam iyonlaştırıcı doz miktarı ve atom başına yer değiştirme parametreleri belirlenmiştir.

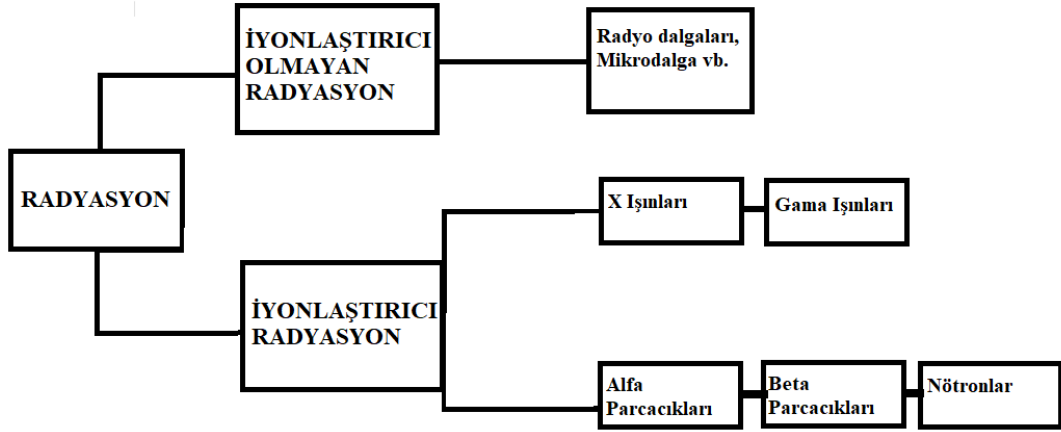


2. GENEL BİLGİLER

2.1. Radyasyon Kavramı ve Tipleri

Yeryüzündeki tüm canlı ve cansız varlıklar temel olarak atomlardan oluşmaktadır. Her atomun çekirdeğinde, pozitif yüke sahip protonlar ve nötr olan nötronlar bulunurken, negatif yüklü elektronlar ise çekirdeği çevreleyerek farklı enerji seviyelerinde yer alırlar. Çekirdek ve çevresindeki pozitif ve negatif yüklerin düzeni, atoma denge durumu kazandırabilmektedir. Bazı atomlar, proton ve nötron sayılarının dengesiyle ilgili kararlılık özelliklerine sahipken, örneğin proton sayısından fazla nötron sayısına sahip bir atom kararsız olarak nitelendirilirse bu tür atomlar, kararlı hale gelebilmek için genellikle beta bozunumu olarak bilinen bir süreçle nötronlarını protona dönüştürürler. Bu durumun tam tersi de geçerlidir; yani nötron sayısından fazla proton sayısına sahip bir atom, pozitif yüklü bir parçacık olan pozitron yayarak proton ve nötron sayıları arasında denge sağlamaya çalışır. Bu dönüşümler sırasında önemli miktarda enerji salınımı gerçekleşir. Kararsız çekirdekler, kararlı hale geçebilmek amacıyla alfa, beta ve gama radyasyonu gibi radyasyonlar yayarak enerji salınımı yapar. Bu tür enerji transferi, bir ortamdan diğerine dalgalar veya parçacıklar aracılığıyla aktarılan enerji olarak tanımlanır. Radyasyon yayan elementler, radyoaktif elementler olarak adlandırılır ve bu dönüşüm süreci, radyoaktif bozunma olarak bilinir. Radyoaktif bozunma sırasında yayılan dört temel radyasyon türü vardır: alfa (α), beta (β), gama (γ) ve nötron radyasyonlarıdır (Tufekci & Gokce, 2018). Radyasyon, yayılım kaynağı, maddeler üzerindeki etkisi ve yayılma doğası gibi çeşitli temel özellikler dikkate alınarak sınıflandırılmaktadır. Kaynağına göre, radyasyon doğal ve yapay radyasyon olarak iki grupta incelenebilir. Madde üzerindeki etkilerine göre ise radyasyon, iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan olmak üzere ikiye ayrılmaktadır. Şekil 2.1'de görüldüğü üzere, iyonlaştırıcı radyasyon türleri arasında alfa, beta, X-ışınları, gama ışınları ve nötronlar yer alırken, iyonlaştırıcı olmayan radyasyon türlerine mikrodalga ve radyo dalgaları örnek olarak verilebilir.

Parçacık tipindeki radyasyon, belirli bir kütle ve enerji ile tanımlanmakta olup, yüksek hareketlilik göstermektedir. Buna karşın, dalga tipi radyasyon, belirli bir enerji seviyesine sahip olmasına rağmen kütsesizdir.



Şekil 2.1 Radyasyon tipleri

2.1.1. Gama ve nötron radyasyonuna giriş

İyonlaştırıcı radyasyon, atomları iyonlaştırabilecek kadar yüksek enerjiye sahip dalga veya parçacıkları olarak tanımlanmaktadır. İyonlaştırıcı radyasyon, iki türde bulunabilmektedir: Bunlardan ilki elektromanyetik radyasyon olarak bilinir ve bu radyasyon türünde dalga özelliği daha baskındır. X-ışınları ve gama ışınları bu grup içinde yer alır. Diğeri ise parçacık radyasyonu olarak bilinir ve bu türde radyasyonun parçacık özelliği daha baskınken, alfa, beta ve nötron parçacıkları bu tür içinde yer almaktadır.

Yüksek enerjiye sahip olan bu parçacıklar veya dalgalar, bir maddeye nüfuz ettiklerinde, özellikle enerjileri, maddenin atomlarını bir arada tutan bağlardan daha yüksekse, bu bağları kırabilmektedir. Bu durum, özellikle canlı dokularda zararlı etkiler yaratabilmekle birlikte, X-ışınları ile tıbbi görüntüleme ve gama ışınları ile endüstriyel görüntüleme gibi çeşitli uygulamalarda da faydalı olmaktadır (Kinalır, 2011).

Gama radyasyonu, kendine özgü davranış ve yapısı itibarıyla alfa ve beta parçacıkları gibi yüklü parçacıklardan oluşan parçacık radyasyon türlerinden farklıdır. Parçacıklardan farklı olarak, γ radyasyonu, radyoaktif çekirdeklerden yayılan elektromanyetik dalga biçimindeki yüksek enerjili fotonlardan meydana gelmektedir. Bu fotonlar, kütle ve elektrik yükü taşımazlar (Tufekci & Gokce, 2018).

Gama radyasyonu, maddeye nüfuz etme konusunda yüksek bir kabiliyete sahip olup, bu özelliği onu diğer radyasyon türlerinden ayırmaktadır. Gama radyasyonu, maddenin içinde uzun mesafeler kat edebilir ve derinliklerine nüfuz edebilmesi nedeniyle, yolu boyunca yüksek yoğunluklu ve atom numaralı malzemeler ile durdurulabilirler. Bu radyasyon türünün şiddetini etkili bir şekilde azaltmak ve potansiyel zararlarından

korunmak amacıyla, özel zırhlama yöntemlerinin uygulanması gereklidir (Tufekci & Gokce, 2018).

Diğer tarafta nötronlar, atom çekirdeğinde bulunan temel atom altı parçacıklardır. Pozitif yüke sahip protonlar ve negatif yüke sahip elektronların aksine, nötronlar elektriksel yük bakımından nötrdür. Kütle açısından, iyonlaştırıcı etkiye sahip protonlarla benzerlik gösterirler ve yaklaşık $1,67495 \times 10^{-27}$ kilogram atomik kütleye sahiptirler (Lamarsh & Baratta, 2001).

Nötronlar, bir maddenin sahip olduğu kinetik enerjilerin farklı seviyelerine sahip olabilirler. Nötronların kinetik enerjisi 0,025 elektron volt (eV) ile 20 milyon elektron volt (MeV) arasında değişiklik gösterebilmektedir. Kinetik enerjilerine bağlı olarak, nötronlar çeşitli türlere ayrılabilir. Bunlardan biri olan termal nötronlar, oldukça düşük kinetik enerjilere sahipken, hızlı nötronlar yüksek enerjilere sahiptirler. Bu bağlamda, yüksek kinetik enerjiye sahip nötronların maddeye nüfuz etme kabiliyetlerinin yüksek olduğu, ayrıca yüksüz olmaları nedeniyle maddeyi oluşturan atomların elektriksel alanlarından etkilenmeden doğrudan çekirdeklerle etkileşime girme olasılıklarının yüksek olduğu söylenebilir (Tuna, 2012).

2.1.2. Gama ve nötron radyasyonunun madde ile etkileşimi

Gama radyasyonunun maddelerle etkileşimi, canlıları, çevreyi ve cihazları korumak amacıyla zırhlama açısından büyük öneme sahiptir. "Gama fotonları, maddeyle etkileşimleri sırasında atomların elektronlarını yerlerinden koparabilir veya çekirdekler tarafından saçılabilir. Bu süreç sonucunda negatif yüklü serbest elektronlar ve pozitif yüklü iyonlar oluşur, bu da gama fotonlarını iyonlaştırıcı radyasyon olarak sınıflandırır.

Gama radyasyonunun maddeyle etkileşimi, çeşitli yollarla gerçekleşir. Bunlar arasında fotoelektrik etki, fotonükleer reaksiyonlar, Compton saçılması ve elektron-pozitron çifti üretimi gibi süreçler yer almaktadır. Ayrıca, düşük ihtimaliyette de olsa foto-fisyon, Rayleigh saçılması ve Thomson saçılması gibi olaylar da gözlemlenebilmektedir. Bu etkileşimlerin her biri, gama fotonlarının kuantum mekanik özelliklerine göre farklı şekillerde ortaya çıkmaktadır. Elektron-pozitron çifti oluşumu çekirdeğin Coulomb alanında meydana gelmektedir. Bu sürece benzer şekilde iki elektron ve bir pozitronun üretildiği üçlü oluşum süreci ise elektronların Coulomb alanında meydana gelmektedir. Fotoelektrik etki, atomik elektronların kaybına yol açarken, fotonükleer reaksiyonlar çekirdekten parçacıkların çıkmasına sebep olabilmektedir.

Nötronlar, elektriksel olarak nötr olduklarından doğrudan değil, dolaylı yollardan etkileşirler ve maddeyle çarpışmaları sırasında enerji transferi gerçekleştirirler. Bu süreç, iki aşamada gerçekleşir: İlk olarak, nötronlar enerjilerini ağır yüklü parçacıklara aktarır; ardından bu parçacıklar, madde içindeki atomlarla etkileşerek enerjilerini serbest bırakabilmektedir. Nötronlar maddeye girdiğinde, elastik veya inelastik saçılma yapabilirler ve nükleer tepkimelere yol açabilirler. Örneğin, nötron yakalama veya fisyon gibi reaksiyonlar tetiklenebilmektedir.

Tıbbi uygulamalarda, iki tür nötron öne çıkar: termal nötronlar ve hızlı nötronlar. Termal nötronlar, Bor-Nötron Yakalama Tedavisi (BNCT) gibi kanser tedavilerinde kullanılırken, hızlı nötronlar dış ışın radyoterapisinde tercih edilmektedir. Ayrıca, termal nötronlar radyoaktif kaynakların üretiminde de önemli bir rol oynamaktadır. Bu kaynaklar hem radyoterapi hem de nükleer tıp görüntüleme uygulamalarında kullanılabilir. Nötronlar, nükleer reaktörlerde de hedef malzemelerle etkileşerek radyoaktif izotopların üretimine katkı sağlayabilmektedir. Bu süreçte, nötronların malzemeyle etkileşimi sonucunda fisyon tepkimeleri meydana gelebilmektedir.

2.1.2.1. Toplam iyonize doz

Protonlar, elektronlar, ağır iyonlar, X-ışınları ve gama ışınlarını kapsayan çeşitli kaynaklardan gelen toplam iyonize doz (TID) olarak adlandırılır (Adi vd., 2024). Bir malzemenin veya bir sistemin belirli bir zaman diliminde maruz kaldığı iyonlaştırıcı radyasyonun toplam enerjisinin, o malzemenin birim kütlesine (genellikle kilogram) soğurulmuş miktarını ifade etmektedir. Radyasyon ortamlarında kullanılacak malzemelerin dayanıklılığını belirlemek için önemlidir. Uydu, nükleer reaktör kontrol sistemleri ve tıbbi cihazların radyasyon ortamında güvenle çalışmasını sağlamak için analiz edilmesi gereklidir.

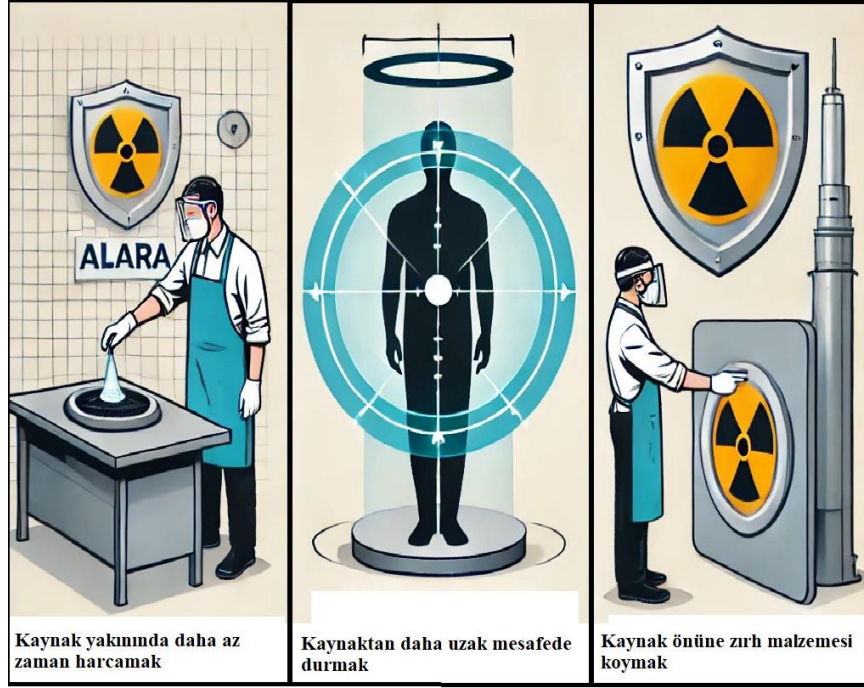
2.2. Radyasyondan Korunma Konsepti

Radyasyon, bilindiği gibi tıbbi ve endüstriyel uygulamaların yanı sıra nükleer enerji santralleri ve araştırma reaktörleri gibi birçok alanda da karşımıza çıkmaktadır. İnsanlar üzerindeki etkileri uzun yıllardır bilinen radyasyonun, en önemli konularından biri de radyasyondan korunma yöntemleridir.

İyonlaştırıcı radyasyon uygulamaları alanında, faydaların maksimize edilmesi ve aynı zamanda radyasyon güvenliğinin sağlanması büyük bir önem taşımaktadır. Bu çabanın

temelinde, "Makul Ölçüde Ulaşılabilecek Kadar Düşük" anlamına gelen ALARA (As Low As Reasonably Achievable) ilkesi yer almaktadır. Bu ilke, maruz kalınan radyasyon dozlarının mümkün olan en düşük seviyeye indirilmesi gerektiğini vurgulanmaktadır (Zeyrek, 2013).

ALARA prensibinin 3 temel uygulaması Şekil 2.2’de sunulmaktadır.



Şekil 2.2 ALARA prensibinin 3 temel uygulaması

Bu tür bir korumayı sağlama konusunda, ALARA prensibini oluşturan üç temel kriter, Şekil 2.2’de de gösterildiği gibi aşağıdaki şekilde sıralanabilir:

- Maruziyet süresi
- Mesafe
- Zırh

Bu kriterler, radyasyonun etkilerini en aza indirmek için dikkate alınması gereken temel faktörlerdir (Akçaalan, 2015). Maruziyet süresi ve mesafe, radyasyonun etkilerini en aza indirmek için, maruziyet süresinin kısıtlanmasının ve radyasyon kaynağından güvenli bir mesafede durulmasının önemini vurgulamaktadır. Bu temel ilkeler, bireyleri potansiyel radyasyon tehlikelerinden koruma amacı taşımaktadır.

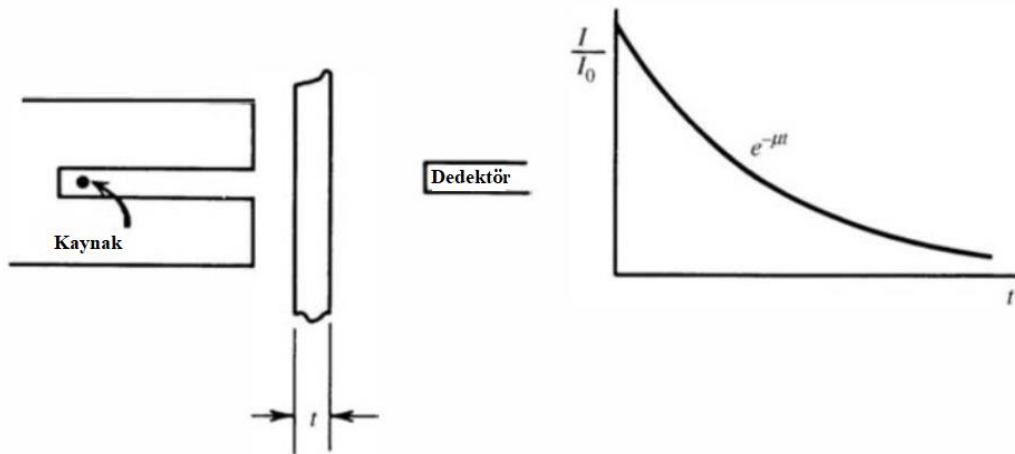
Mesafe ve maruziyet süresi kısıtlamaları, radyasyonun zararlı etkilerini azaltmada fayda sağlarken, zırhlama, en güvenilir koruma yöntemlerinden biri olarak öne çıkmaktadır.

Ancak, zırhlama için kullanılan materyallerin türü ve kalınlığı, genellikle maliyet analizleri ile elde edilecek koruyucu faydalar arasında mantıklı bir denge göz önünde bulundurularak belirlenmektedir.

Bir malzemenin zırhlama yeteneğini değerlendirebilmek için çeşitli parametrelerin analiz edilmesi gerekir. Bu parametrelerin en önemlileri lineer azaltma katsayısı (μ , DAK) ve kütle azaltma katsayısı (μ/ρ , KAK) değerleridir (Gollnick, 1994).

μ değeri, bir malzemenin γ radyasyonuna karşı etkinliğinin bir göstergesi olarak tanımlanabilir. Genellikle, daha yüksek bir μ değeri, daha etkili bir zırhlama malzemesini işaret etmektedir. Potansiyel zırh malzemesinin yoğunluğu bilindiğinde, kütle azaltma katsayısı, lineer azaltma katsayısının yoğunluğa bölünmesiyle elde edilmektedir. Sonuç olarak, kütle azaltma katsayısının birimi cm^2/g olarak ifade edilir. Bu birimden de anlaşılacağı üzere, μ/ρ yoğunluktan bağımsız bir parametre olarak kabul edilmektedir (Dilsiz vd., 2021).

Bu tez çalışmasında üretilen numunelerin gama radyasyonuna karşı zırhlama performanslarını belirlemek amacıyla lineer azaltma katsayısı, kütle azaltma katsayısı, radyasyon koruma verimliliği (RKV), etkin atom numarası (Z_{etk}), yarı kalınlık değeri (YKD) ve ortalama serbest yol (OSY), yığılma faktörleri gibi parametreler değerlendirilmiştir. Nötron radyasyonuna karşı zırhlama etkinliğini anlamak için ise malzemeden geçen Radyasyon şiddetleri ile hızlı nötron etkin uzaklaştırma tesir kesiti detaylı olarak incelenmiştir.



Şekil 2. 3 Gama radyasyonu için üstel transmisyon eğrisi (Gollnick, 1994).

Şekil 2.3'te, tek enerjili bir gama ışını demetinin soğurucu bir malzeme üzerinden geçerek detektöre ulaştığı bir iletim deneyine yer verilmektedir. Şekilden de anlaşılacağı üzere,

soğurucu malzemenin kalınlığı arttıkça γ ışınlarının yoğunluğu üstel bir şekilde azalmaktadır. Bu azaltmanın derecesi, γ ışınlarının soğurucu içinde maruz kaldığı farklı etkileşim türlerine bağlıdır ve bu etkileşimlerin olasılıklarının toplamı μ ile ifade edilmektedir. Denklem 2.1, etkileşim türlerine göre μ değerindeki değişimi göstermektedir (Knoll, 2010).

$$\mu = \tau(\text{fotoelektrik}) + \rho(\text{Compton}) + k(\text{çift oluşum}) \quad (2.1)$$

Radyasyonun herhangi bir malzeme ile ilk etkileşime girmeden kat ettiği mesafe ortalama serbest yol olarak tanımlar genellikle λ veya OSY sembolleri ile ifade edilmektedir (Kumar, 2017).

$$\lambda = 1 / \mu \quad (2.2)$$

μ değeri, γ ışınının soğurucu malzeme boyunca geçtiği yol üzerinde sabit kalsa da, malzemenin yoğunluğuna bağlı olarak değişkenlik göstermektedir. Bu nedenle, μ/ρ oranı daha yaygın bir kullanım alanına sahiptir ve Denklem 2.3'te gösterildiği şekilde ifade edilmektedir (Dilsiz vd., 2021).

$$\text{Kütle azaltma katsayısı} = \mu/\rho \quad (2.3)$$

μ ve μ/ρ 'nin yanı sıra, RKV de önemli bir azaltma parametresi olarak öne çıkmaktadır. Radyasyon koruma verimliliği Denklem 2.4'te verilen formül yardımıyla hesaplanmaktadır (Dilsiz vd., 2021).

$$RKV = (1 - \frac{I}{I_0}) \times 100 \quad (2.4)$$

Radyasyona maruz kalan numunenin karışım, bileşik, alaşım ya da kompozit malzeme olması durumunda, etkin atom numarasının (Z_{etk}) belirlenmesi kritik bir öneme sahiptir. Bu parametre, malzemenin gama ışınlarını azaltma kapasitesi hakkında önemli bilgiler sunabilmektedir (Murty and Cooper, 1999). Z_{etk} 'nin hesaplanmasına ilişkin formülasyon, Denklem 2.5'te sunulmaktadır (Dilsiz vd, 2021).

$$Z_{\text{etk}} = \sigma_{\text{atomik}} / \sigma_{\text{elektronik}} \quad (2.5)$$

Denklem 2.4'te tanımlanan σ_a (atomik tesir kesiti), atom başına gama radyasyonunun etkileşim olasılığını; σ_e (elektronik tesir kesiti) ise elektron başına etkileşim ihtimalini ifade etmektedir (Araz, 2020). Bu parametrelerin yanı sıra, yarı kalınlık değeri da γ radyasyonuna maruziyet durumunda malzemenin zırhlama kapasitesini belirlemek için önemli bir göstergedir. Gelen radyasyonun şiddetinin yarıya indirilebildiği kalınlık, yarı

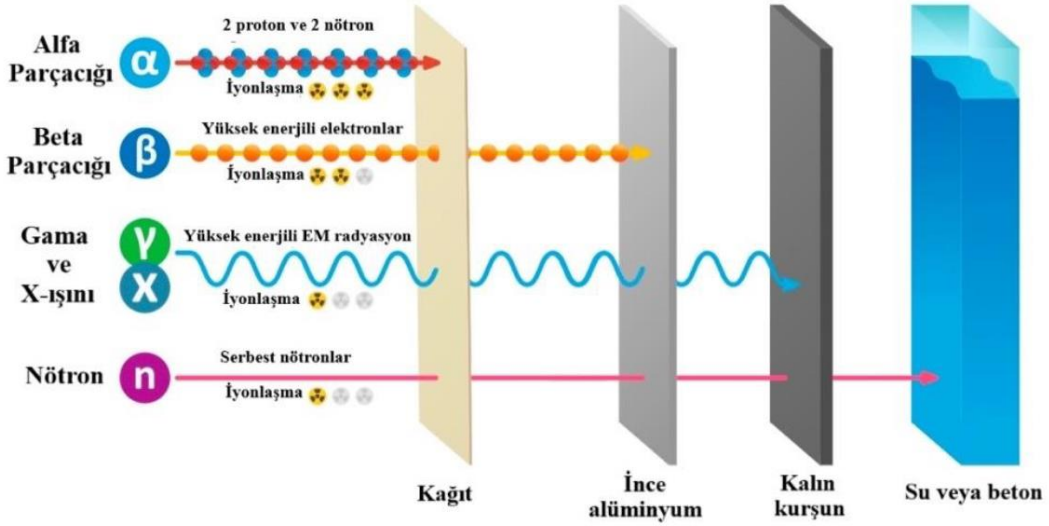
kalınlık değeri veya yarı kalınlık değeri katmanı olarak adlandırılır. Mesafe birimiyle ifade edilen bu parametre, lineer azaltma katsayısı gibi γ ışınının enerjisine bağılı olarak değişir. Enerjinin daha nüfuz edici hale gelmesi durumunda, malzemenin YKD değeri de artış göstermektedir (Akkurt vd., 2012).

Nötron radyasyonuna karşı malzemelerin Zırhlama özelliklerini incelenmesi amacıyla, daha önce de belirtildiği gibi, uzaklaştırma tesir kesiti gibi parametreler tez çalışmasında ele alınmıştır. Etkin uzaklaştırma tesir kesiti (Σ_R), nötronun enerjisinden bağımsız olarak, bir nötronun malzeme ile ilk etkileşime girme olasılığını tanımlar. Bu parametre, nötronların malzeme içinde hareket ederken nasıl davrandığını anlamada önemli bir rol oynamaktadır (Kaplan, 1989).

2.2.2. Radyasyondan korunmada kullanılan güncel malzemeler

Radyasyon zırhları için tasarım yapılırken, uygun malzemenin seçimi kritik bir unsur olarak ön plana çıkmaktadır. Bu seçim, hedeflenen radyasyon türü ve enerjisi gibi birçok faktör ışığında şekillenmektedir. Zırhlama malzemesinin belirlenmesi, yalnızca radyasyonun etkili bir şekilde engellenmesi değil, aynı zamanda maliyet, dayanıklılık ve ağırlık gibi pratik unsurlar da göz önünde bulundurularak yapılması gerekmektedir. Bu kriterler, zırhlama sisteminin etkinliği ve verimliliği açısından önemli rol oynamaktadır.

Şekil 2.4'te (Araz, 2020) görüldüğü gibi, farklı radyasyon türlerinin etkili bir şekilde engellenmesi için farklı zırh malzemeleri kullanılması gerektiği görülmektedir. Bir malzemenin etkili koruma sağlama kapasitesi, gelen radyasyonla etkileşim dinamikleri tarafından belirlenmektedir. Örneğin, yoğun malzemeler X-ışınları ve γ -ışınları karşısında daha etkili zırh malzemeleri olarak öne çıkarken, nötronlar ise daha düşük yoğunluktaki maddelerle durdurulabilmektedir. Bu farklı etkileşimler, zırhlama malzemelerinin seçiminde belirleyici faktörlerden bir tanesidir (Araz, 2020).



Şekil 2. 4 Farklı radyasyon türleri için yaygın olarak tercih edilen zırh malzemeleri.

Kurşun, paslanmaz çelik, tungstat, beton ve cam temelli malzemeler, genellikle γ radyasyonuna karşı zırhlama tasarımlarında tercih edilen materyallerdir. Bu malzemelerin kullanımındaki temel sebep, yüksek atom numaraları ve yoğunluklarıdır. Özellikle kurşun, bu alanda en sık kullanılan malzemelerden biridir. Kurşunun radyasyondan korunmada öne çıkmasının nedeni yalnızca γ ve X-ışını radyasyonuna karşı sağladığı yüksek azaltma katsayısı değil, aynı zamanda kolay şekil alabilmesi, uygun maliyeti, üretim kolaylığı, korozyona karşı direnci ve termal iletkenliği gibi birçok avantajıdır.

Kurşunun üretim kolaylığı, zırhlama çözümlerinin çeşitli özel ihtiyaçlara göre kolaylıkla uyarlanabilmesini sağlayabilmektedir. Ayrıca, yüksek korozyon direnci, kurşunun zorlu ortamlarda bile uzun ömürlü olmasını sağlayarak güvenli kullanımını pekiştirir. Kayda değer termal iletkenliğiyle birleştiğinde, kurşun, farklı nükleer uygulamalar için kapsamlı ve etkili bir seçim haline gelmektedir. Bu özellikler, kurşunu radyasyon koruması gerektiren birçok durumda vazgeçilmez kılmaktadır (Araz, 2020).

Günümüzde kurşunun toksik özellikleri de göz önünde bulundurulmaktadır. Malzeme bilimi açısından değerlendirildiğinde, kurşunun kendine özgü sınırlamaları bulunmaktadır. Örneğin, düşük erime noktası, kurşunu yüksek sıcaklıklarda daha az kararlı hale getirmektedir. Ayrıca, yüksek yoğunluğu, taşıma ve kurulum sırasında lojistik zorluklara neden olabilmektedir. Kurşunun yumuşak yapısı, düşük mukavemeti ve yüksek işlenebilirliği ise, belirli uygulamalar için kurşun seçiminde dikkatli olunması gerektiğini vurgulanmaktadır. Bu özellikler, kurşunun bazı durumlar için uygun olmasına

rağmen, diğer alternatif malzemelerin kullanımını da teşvik edebilecek önemli sınırlamalardır (Araz, 2020).

Tungstat, radyasyon zırhlama konusunda son derece etkili bir malzeme olarak dikkat çekmektedir. İlginç bir şekilde, kurşun ile aynı koruma seviyesine ulaşabilmek için tungstatın kalınlığının sadece %60'ı yeterli olmaktadır (Araz, 2020). Tungstat, 3387°C'ye kadar erime noktasıyla, işlenmesi ve dökülmesi güç bir malzemedir (Kobayashi vd., 1997).

Kurşun ve tungstatın yanı sıra, beton da çok yönlü ve maliyet açısından avantajlı bir koruyucu malzeme olarak kullanılmaktadır; bu malzeme, γ ışınları ve nötronlar için eş zamanlı koruma sunar. Özellikle alan kısıtlamalarının olmadığı ve yapısal dayanıklılığın kritik olduğu durumlarda beton, tercih edilen çözüm olarak öne çıkmaktadır. Bununla birlikte, düşük zırhlama etkinliği, genellikle çelik veya kurşun gibi daha yüksek zırhlama kapasitesine sahip malzemelerle desteklenmesini gerektirmektedir (Daungwilailuk vd., 2022).

2.2.3. Radyasyondan korunmada polimerlerin rolü

Tarihsel olarak, radyasyon zırhlaması için temel malzemeler arasında kurşun ve beton öne çıkarken, son gelişmeler polimerler ve kompozitler gibi yeni alternatiflerin de bu alanda umut verici seçenekler olarak öne çıkmasını sağlamıştır. Bu malzemeler, hafiflik, dayanıklılık ve esneklik gibi özellikleriyle dikkat çekmekte; ayrıca üstün fiziksel, mekanik özellikleri sayesinde geleneksel zırhlama malzemelerinden ayrılmaktadır. Radyasyona karşı gösterdikleri direnç, onları geleneksel koruma malzemelerine göre daha etkili alternatifler olarak konumlandırmaktadır (More vd., 2021).

Genel olarak, yoğun malzemeler, gama radyasyona karşı daha etkili zırhlama sağlama eğilimindedir. Radyasyon ile organik bileşikler arasındaki etkileşim, oksidasyon, gaz halindeki yan ürünlerin oluşumu ve depolimerizasyon gibi çeşitli mekanizmalarla şekillenmektedir. Bu dinamik süreç, zırhlama malzemelerinin performansını etkileyen bir dizi faktörü kapsamaktadır (Tsepelev vd., 2019; Wady vd., 2020).

Organik polimerler, hafiflikleri, korozyona karşı dayanıklılıkları, düşük dielektrik sabitleri gibi özellikleriyle öne çıkmaktadır. Bu özellikler, radyasyonun potansiyel tehlike oluşturduğu çeşitli uygulamalarda polimerleri değerli bir seçenek haline getirmektedir (More vd., 2021).

Bunun yanı sıra, polimerlerin doğasında dikkat çeken bir diğer özellik ise yüksek atom numarasına sahip malzemelerle kolayca birleştirilerek kompozit materyaller oluşturabilmesidir. Bu polimer bazlı kompozitler, hem polimerlerin hem de yüksek atom numarasına sahip malzemelerinin avantajlarını bir araya getirerek, radyasyona karşı daha güçlü bir direnç gösterir ve böylece geliştirilmiş bir radyasyon koruma etkinliği sağlayabilmektedir (Atashi vd., 2018).



3. MATERYAL VE YÖNTEM

Önceki bölümlerde belirtilen çalışmaları gerçekleştirebilmek amacıyla, üretilen örnekler katkılanan kimyasal dikkate alınarak kodlar atanmıştır. Kodlardaki değerler, her bir katkı malzemesinin kütle yüzdesini temsil etmektedir. Kimyasal içeriği molibden sülfat olan numuneler MS-1 (5% Katkı), MS-2 (10% Katkı), MS-3 (20% Katkı), kalsiyum tungstat katkılı numuneler CW-1 (5% Katkı), CW-2 (10% Katkı), CW-3 (20% Katkı) ve katkısız numune ise ABS-0 olarak kodlanmıştır. Bu kimyasallarla güçlendirilmiş ABS tabanlı kompozitlerin, gama radyasyonunun zırhlama kapasitelerini belirlemek amacıyla çeşitli radyoaktif nokta kaynakları ^{241}Am (59,5 keV), ^{133}Ba (80,9, 276,3, 302,8, 356,0 ve 383,8 keV), ^{137}Cs (661,6 keV), ^{22}Na (511 ve 1274,5 keV) ve ^{60}Co (1173,2 ve 1332,5 keV) ile deneysel (NaI(Tl) detektör sistemi), teorik (EpiXS) ve simülasyon (FLUKA ve GEANT4) yöntemleri kullanılarak test edilmiştir. Her bir yöntemin deneysel sonuçlarla uyumu irdelenmiştir. Ayrıca, tez çalışması kapsamında üretilen tüm örneklerin nötron zırhlama özellikleri, teorik ve simülasyon hesaplamaları ile değerlendirilmiştir. Üretilen örneklerin SEM yapısal analizleri de gerçekleştirilmiştir.

3.1. Materyal

3.1.1. Polimerlerin genel özellikleri

Kurşun, tanısal görüntüleme, radyasyon tedavisi, nükleer güvenlik ve endüstriyel koruma gibi çeşitli radyasyon koruma uygulamalarında uzun süredir kullanılmaktadır. Yüksek yoğunluğu, yüksek atom numarası ve yüksek lineer ve kütle azaltma katsayıları sayesinde, X-ışınları ve gama radyasyonuna karşı en yaygın koruma malzemesi olarak öne çıkmaktadır. Bu özellikler, kurşunun etkin bir şekilde radyasyonu bloke etmesine ve bu nedenle bu tür uygulamalarda tercih edilen bir malzeme olmasına olanak tanımaktadır (Cao vd., 2020). Kurşunun insan sağlığına ve çevreye uzun vadeli olumsuz etkilerine dair artan endişeler, bu malzemeye olan talebi azaltırken, daha hafif, esnek, uygun maliyetli ve toksik maddelerden arındırılmış radyasyon koruma çözümlerine olan ihtiyacı artırmıştır. Alternatif malzemelere yönelik bu eğilim, kurşun içermeyen, çevre dostu seçeneklerin geliştirilmesini hızlandırmış ve özellikle sağlık, nükleer ve endüstriyel alanlarda güvenli ve etkili radyasyon koruma materyalleri arayışını ön plana çıkarmıştır (Oğul vd., 2022).

Bu durum, toksik maddeler içermeyen radyasyon koruma ürünlerine yönelik talebi artırmıştır. Toksik olmayan polimer kompozitler, benzersiz mekanik, optik ve elektriksel özellikleri bir araya getirerek çevre dostu, hafif ve güvenli bir alternatif olarak ön plana çıkmıştır. Bu polimer kompozitler hem esneklik hem de verimlilik sağladıkları için radyasyona karşı koruma uygulamalarında giderek daha fazla tercih edilmektedir. Bu kompozitler, Atashi vd. (2018) ile Chen vd. (2019) tarafından yapılan çalışmalarda da belirtildiği üzere, uyarlanabilirlik ve maliyet etkinliği açısından başarılı sonuçlar ortaya koymuştur. Polimerlerin, genellikle metallere göre daha düşük radyasyon koruma performansı sunduğu bilinse de polimer matrisine eklenen bileşenlerle bu etkinlik önemli ölçüde artırılabilir. Bu katkılar sayesinde polimer bazlı kompozitler, daha yüksek radyasyon koruma kapasitesi kazanarak pratik ve çevre dostu alternatifler haline gelmiştir. ABS polimeri yukarıda sıralanan özellikleri bünyesinde bulundurmaktadır. Bu tez çalışması kapsamında seçilen polimer ABS polimeri olmuştur.

3.1.2. Saf aseton

Aseton, kimyasal formülü $(CH_3)_2CO$ olan, renksiz, uçucu ve oldukça yanıcı bir organik bileşiktir. Endüstride yaygın olarak kümenin, kumen hidroperoksit ile oksidasyonu yoluyla üretilir, bu da onu bol bulunan ve ekonomik bir çözücü haline getirmektedir. Asetonun kimyasal ve fiziksel özellikleri, çeşitli polimerleri, yağları, reçineleri ve organik bileşikler çözmesine olanak tanımaktadır. Özellikle akrilonitril bütadien stiren (ABS) gibi polimerlerle güçlü bir çözücü etkileşimi sergilemektedir. ABS'nin akrilonitril ve stiren bileşenlerinin yapısal özellikleri, asetonu etkili bir çözücü yapmaktadır. Buna karşılık, polietilen ve polipropilen gibi poliolefinler, asetonun moleküler yapısına direnç gösterir ve çözünmez, çünkü bu polimerler asetonla zayıf çözünürlük parametreleri paylaşmaktadır (Gültekin, 2023).

Çevresel etkiler göz önüne alındığında, aseton atmosferdeki buharlaşmasıyla fotokimyasal reaksiyonlara neden olarak hava kalitesini etkileyebilmektedir. Bununla birlikte, biyolojik olarak hızlı bir şekilde parçalanabilmesi ve toksik olmaması, çevre açısından daha kabul edilebilir bir seçenek olmasını sağlamaktadır. Su kaynaklarına asetonun doğrudan karışması sucul yaşam için zararlı olabilir, bu nedenle dikkatli atık yönetimi önemlidir. Bu nedenle aseton, etkili ve çok yönlü bir çözücü olarak yaygın kullanımına rağmen, güvenlik ve çevre koruma önlemleriyle birlikte kullanılmalıdır.

Yukarıda belirtilen özelliklerden dolayı aseton numune üretiminde çözücü olarak kullanılmıştır.

3.1.3. Molibden sülfat

Molibden Sülfat (MoS_2), doğal olarak oluşan, katmanlı bir yapıya sahip bir bileşiktir ve endüstriyel uygulamalarda önemli bir yer tutmaktadır. Yapısal olarak, grafitteki grafen tabakalarına benzeyen S–Mo–S tabakalarından oluşur. Bu tabakalar, zayıf van der Waals etkileşimleriyle altıgen yapılar halinde bir araya gelir ve birbirlerine karşı kolayca hareket edebilecek şekilde yapılandırılmıştır.

Molibden sülfat, ayrıca elastik ve kaplama malzemesi olarak lityum pillerde kullanılır ve enerji depolama sistemlerinde önemli bir bileşen haline gelir. Katmanlı yapısı, MoS_2 'nin üstün elektriksel iletkenlik, termal stabilite ve kimyasal dayanıklılık gibi özelliklere sahip olmasını sağlar. Bu da onu enerji verimliliği ve sürdürülebilirlik gereksinimlerini karşılamak için ideal bir malzeme yapmaktadır. Molibden yüksek atom numarasından dolayı gama radyasyonu zırhlama açısından önemli bir malzemedir. Bütün bu sebepten dolayı bu tez çalışması kapsamında MoS_2 katkı malzemesi olarak belirlenmiştir.

3.1.4. Kalsiyum tungstat

Kalsiyum tungstat (CaWO_4), özellikle optik, termal ve kimyasal özellikleriyle dikkat çeken bir bileşiktir. Şelit formunda bulunan bu madde, doğal olarak beyaz veya hafif sarımsı bir renge sahip kristaller oluşturmaktadır. Yüksek ışık geçirgenliği, iyi termal iletkenlik ve düşük ışık absorpsiyon özellikleri sayesinde birçok endüstriyel alanda kullanılmaktadır.

Kalsiyum tungstat, özellikle optik uygulamalarda tercih edilmektedir. Işık kırılma indisi yüksek olan CaWO_4 , lazer teknolojisi ve optik camlarda kullanılır. Ayrıca, fotoluminesans özellikleri de bulunduğundan ışık kaynakları ve foto katalizör uygulamaları için uygun olduğu bilinmektedir. Fotokataliz özellikleri de oldukça önemli olup, güneş ışığı veya UV ışığı altında aktifleşerek organik bileşiklerin, özellikle kirletici maddelerin, parçalanmasını sağlayabilmektedir. Bu nedenle çevre temizliği ve su arıtma gibi alanlarda kullanımı giderek yaygınlaşmaktadır.

Antimikrobiyal özellikleriyle de dikkat çeken CaWO_4 , antibakteriyel ve antifungal etkilere sahiptir. Bu özellikleri, özellikle antibiyotiklere dirençli bakterilere karşı

alternatif tedavi yöntemleri olarak değerlendirilmektedir. Foto kataliz etkisi sayesinde CaWO_4 , mikroorganizmaları etkili bir şekilde öldürebilir ve dezenfeksiyon işlemlerinde kullanılabilir. Yapısında ağır bir çekirdek olan tungstat bulunması onu gama zırhlama açısından değerli kıldığı için sunulan tez çalışmasında katkı malzemesi olarak seçilmiştir.

3.1.5. Taramalı elektron mikroskobu

Taramalı Elektron Mikroskobu (SEM), numunenin yüzey yapısını ve morfolojisini incelemek için kullanılan bir tekniktir. SEM, yüksek enerjili elektron demetlerini numunenin yüzeyine yönlendirir ve bu elektronlar yüzeyden geri saçılmaktadır. Bu saçılma olaylarından elde edilen sinyaller, detektörler tarafından algılanarak numunenin detaylı bir görüntüsünü oluşturmaktadır. SEM, yüzey topografisini, morfolojiyi, gözenekliliği ve katkı maddelerinin dağılımını ayrıntılı bir şekilde görselleştirmeye olanak tanımaktadır. SEM görüntülerinin alınabilmesi için, yalıtkan olan tüm numuneler vakum ortamında paladyum-altın alaşımı ile kaplanmıştır. Bu işlem, numunelerin elektron mikroskobu ile görüntülenebilir hale gelmesini sağlamaktadır. Bu tez çalışması kapsamında sunulan görüntüler, ZEISS EVO HD15 marka taramalı elektron mikroskobu kullanılarak 10 kV gerilim ve 500X büyütme ile elde edilmiştir.

3.2. Yöntem

3.2.1. Kompozitlerin üretim süreci

MoS_2 veya CaWO_4 katkılı kompozit örneklerinin üretiminde kalıplama yöntemi kullanılmıştır. Öncelikle istenen uygulama alanına uygun bir polimer matrisin özenle seçilmesiyle başlamaktadır; sonrasında, belirlenen kimyasallar polimer matrisi içinde dikkatle dağıtılmıştır. Tablo 3.1’de bu kimyasalların kompozit içinde bulunduğu miktarlar sunulmuştur. Hazırlanan karışım, kalıplama işlemi ile kalıba dökülerek katılaşmaya bırakılmıştır.

Tablo 3.1 Kompozitlerde kullanılan malzemelerin yüzdeleri

Örnek Kodu	ABS (%)	CaWO ₄ (%)	MoS ₂ (%)
ABS-0	100	0	0
MS-1	95	0	5
MS-2	90	0	10
MS-3	80	0	20
CW-1	95	5	0
CW-2	90	10	0
CW-3	80	20	0

ABS tabanlı kompozitlerin üretim süreci, her biri titizlikle uygulanan ayrı adımlardan oluşmaktadır. Bu adımların her biri, numune homojenliğinin sağlanması, istenilen özelliklerin elde edilmesi ve kalite kontrolün temin edilmesi açısından büyük önem taşımaktadır.

1-) İlk adım, belirli miktarda ABS granülünün hassas bir şekilde tartılmıştır. Bu süreçte hassas bir terazi kullanılması büyük önem taşımaktadır. Örneklem olarak 5 g ABS granülüne 10 mL saf aseton eklenmesi ile numune üretimine başlanmıştır. Tablo 3.1 de verilen değerler göz önünde bulundurularak her bir numune için katılacak dolgu malzemeleri belirlenmiştir.

2-) Ardından, tartılan ABS granülleri ağzı sıkıca parafin bant ile kapatılabilen bir behere yerleştirilmiştir. Aseton ile karıştırma işlemi sırasında çözeltinin buharlaşmasını önlemek amacıyla beherin ağzı tamamen kapalı olması gerekmektedir.

3-) Bir sonraki adımda, belirli miktarda saf aseton dereceli bir sıvı hacim silindiri kullanılarak ölçülmüştür. ABS'nin tamamen ve homojen bir şekilde çözünmesi için saf aseton miktarının doğru bir şekilde ölçülmesi gereklidir.

4-) Ölçülen aseton, ABS granüllerini içeren behere eklenmiştir. Bu karışım, ABS'nin asetonunda tamamen çözünmesi için 24 saat beklemeye bırakılmıştır. Beherin ağzı sıkıca kapatılmıştır.

5-) Bekleme süresinin ardından, elde edilen viskoz çözeltinin homojenliğini sağlamak amacıyla çözelti karıştırılmıştır. Çözeltinin homojen bir yapıya ulaşması beklenmektedir. Bu karıştırma işlemi, en iyi sonuçları elde etmek için 10 dakika boyunca gerçekleştirilmiştir.

6-) Dolgu malzemeleri, Tablo 3.1'de verilen deęerlere gre zeltiye eklenir, karıřtırılır ve partikllerin eřit řekilde daęılması iin 10 dakika boyunca karıřtırmaya tabi tutulmuřtur.

7-) řekil 3.1'de gsterilen kalıplara dklmeden nce, kalıplar toz ve kirden arındırılmıř, kalıp ayırıcı yaę ile kaplanmıřtır. Bu iřlemin amacı, numunenin kalıptan kolayca ıkarılmasını saęlamaktır. Burada PLA malzemesinden 3D yazıcılarla retilen kalıplar kullanılmıřtır. Bunun sebebi, PLA malzemesinin zc olarak kullanılan asetondan etkilenmemesidir.



řekil 3.1 3D yazıcı ile retilen PLA kalıplar

8-) zelti, 3D yazıcı tarafından retilen kalıplara dklmřtr ve řekil 3.2'de grseli verilen Proxxon 27200 Micro Press Mp120 Mikro Pres yardımıyla sıkıřtırılmıřtır. Bylece zeltinin kalıbın řeklini tam olarak alması saęlanmıřtır.



Şekil 3.2 Proxxon 27200 Mp120 Mikro Pres

9-) Buharlaşması için de çözelti 72 saat kurumaya bırakılmış ve böylece asetonun tamamen buharlaşması sağlanmıştır.

10-) Kalıptan çıkarılan numunelerin tamamen boşluksuz hale gelmesi için üzerlerine hidrolik pres ile 10 ton basınç uygulanır. Bu işlem ile numunelerdeki boşlukları gidererek yoğunluk ölçümünde doğru sonuçların elde edilmesi amaçlanmıştır. Bu aşamada kullanılan pres Şekil 3.3’te verilmiştir.



Şekil 3.3 Hidrolik pres

3.2.2. Numunelerin yoğunluk ölçümü

Elde edilen numunelerin yoğunlukları, Arşimet yöntemi kullanılarak belirlenmiştir. Bu yöntemde, numune önce hassas bir terazi ile tartılmıştır. Ardından numune bir sıvıya batırılmış ve numunenin yer değiştirdiği sıvı miktarı ölçülmüştür. Arşimet ilkesine göre, numune sıvı üzerinde bir kuvvet uygular ve bu da bir yer değiştirme meydana getirir. Yer değiştiren sıvı miktarı, numunenin hacmini belirler ve bu hacim yoğunluk hesaplamasında kullanılır. Numunenin yoğunluğunu belirlemek için, referans sıvısının (örneğin saf su) bilinen yoğunluğu kullanılmıştır. Numunenin yer değiştirmesi ve referans sıvısının yoğunluğu göz önünde bulundurularak, numunenin yoğunluğu hesaplanmıştır. Kullanılan deney düzeneği Şekil 3.4'te sunulmuştur. Bu yöntemle elde edilen yoğunluk verileri istatistiksel analize tabi tutulmuş ve sonuçlar yüksek doğruluk ve tekrarlanabilirlik göstermiştir. Ölçümler sonucu elde edilen yoğunluklar Tablo 3.2'de verilmiştir.



Şekil 3.4 Arşimet deney düzeneği

Tablo 3. 2 Deneyisel ve teorik yoğunluk sonuçları

Örnek Kodu	Teorik Yoğunluk (g/cm ³)	Deneyisel Yoğunluk (g/cm ³)
ABS-0	1,0400	1,0461
MS-1	1,2313	1,2569
MS-2	1,4055	1,4215
MS-3	1,7100	1,7124
CW-1	1,2790	1,2654
CW-2	1,4965	1,5198
CW-3	1,9810	1,9965

3.2.3. Radyasyon zırlama analizleri

3.2.3.1. Gama radyasyon zırlama analizleri

Üretilen, katkı bileşenleriyle takviye edilmiş numuneler, gama radyasyonu azaltma kapasitelerini belirlemek amacıyla çeşitli radyoaktif nokta kaynakları ²⁴¹Am (59,5 keV), ¹³³Ba (80,9, 276,3, 302,8, 356,0 ve 383,8 keV), ¹³⁷Cs (661,6 keV), ²²Na (511 ve 1274,5 keV) ve ⁶⁰Co (1173,2 ve 1332,5 keV) kullanılarak, deneyisel (NaI(Tl) detektör sistemi), teorik (EpiXS) ve simülasyon (FLUKA, GEANT4) yöntemleriyle test edilmiştir. Teorik ve simülasyonla yapılan gama ve nötron radyasyonu zırlama analizleri için saf ve nano toz katkılı numunelere ait teorik elementlerin ağırlıkça yüzde bileşimleri tablosu, Tablo 3.3'te verilmiştir.

Tablo 3. 3: Kompozitlerin ağırlıkça yüzde element miktarları tablosu

Örnek	C (%)	H (%)	N (%)	W (%)	Mo (%)	S (%)	Ca (%)	O (%)
ABS-0	81,7784	7,6250	10,5965	0	0	0	0	0
MS-1	77,8843	7,2619	10,0919	0	2,8541	1,9077	0	0
MS-2	74,3440	6,9319	9,6332	0	5,4488	3,6420	0	0
MS-3	68,1487	6,3542	8,8304	0	9,9895	6,6771	0	0
CW-1	77,8843	7,2619	10,0919	3,0408	0	0	0,6629	1,0588
CW-2	74,3440	6,9319	9,6332	5,8052	0	0	1,2655	2,0201
CW-3	68,1487	6,3542	8,8304	10,6429	0	0	2,3202	3,7035

3.2.3.1.1. Gama zırlama çalışmaları için deneyisel süreç

Talyum katkılı sodyum iyodür (NaI(Tl)) detektörleri, gama ışınlarını algılamak için yaygın olarak kullanılan cihazlardır Bu detektörler, gama ışınlarının sodyum iyodür kristaliyle etkileşerek ışık fotonları üretmesi prensibine dayanmaktadır. Gama ışınları

kristale çarptığında, kristalin atomlarıyla etkileşir ve bu etkileşim sonucunda ışık fotonları oluşmaktadır. Bu fotonlar, fotoçoğaltıcı tüp tarafından algılanmaktadır.

Fotoçoğaltıcı tüp, gelen ışık fotonlarını bir foto katotta dönüştürerek elektronlar üretir. Daha sonra bu elektronlar, fotoçoğaltıcı tüp içindeki dinodlar aracılığıyla çığ etkisiyle çoğaltılır. Bu çoğaltılmış elektron akımı, elektriksel bir sinyal haline getirilir. Elde edilen bu sinyalin genliği, gama ışınının enerjisiyle orantılıdır ve böylece ölçüm gerçekleştirilir. NaI(Tl) dedektörleri, geniş enerji aralıklarında çalışabilmeleri ve maliyetlerinin düşük olması nedeniyle tercih edilebilmektedir.

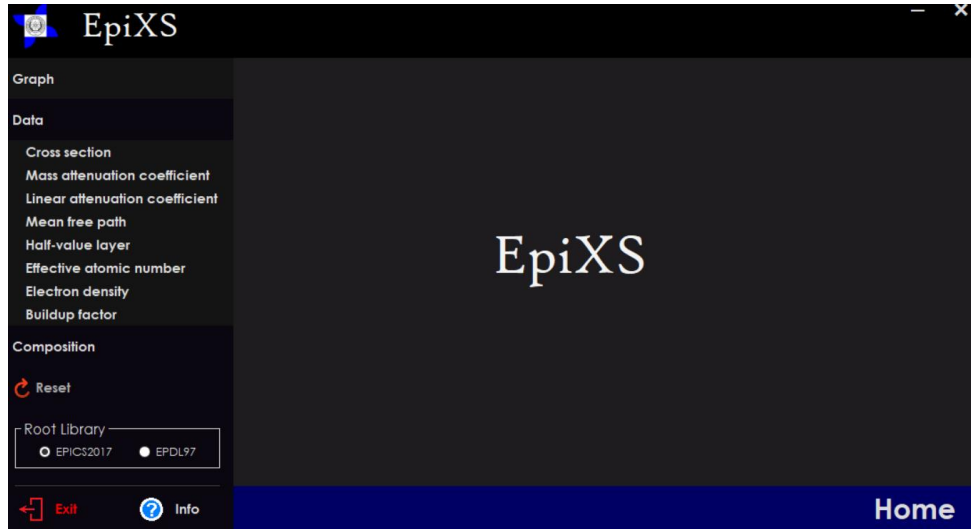
NaI(Tl) detektörlerinin hassasiyeti HPGe detektörleri kadar yüksek olmasa da, kullanım kolaylıkları ve dayanıklılıkları sayesinde özellikle saha çalışmaları ve hızlı tarama uygulamaları için uygundur. NaI(Tl) detektörlerinin performansı, kristalin saflığı, boyutu ve foto çoğaltıcı tüpünün verimliliği gibi faktörlere bağlıdır. Sinop Üniversitesi Bilimsel ve Teknolojik Araştırmalar Uygulama ve Araştırma Merkezinden temin edilen NaI(Tl) detektörü, radyasyon zırhlama testlerinde kullanılmıştır. Test için ilk olarak numuneler detektöre uygun şekilde hazırlanmıştır ve gama radyasyonu ölçümlerini gerçekleştirmek için radyoaktif nokta kaynakları ^{241}Am (59,5 keV), ^{133}Ba (80,9, 276,3, 302,8, 356,0 ve 383,8 keV), ^{137}Cs (661,6 keV), ^{22}Na (511 ve 1274,5 keV) ve ^{60}Co (1173,2 ve 1332,5 keV) kullanılmıştır. Numune detektör arası mesafe 35 mm, kaynak numune arası 35 mm olarak ayarlanmıştır. Tespit edilen gama radyasyonu kayıtlı enerjileri ve detektörden alınan karşılık gelen çıkış sinyalleri kullanılarak bir enerji-çıkış eğrisi oluşturulmuştur. Bu eğri, detektörün çıkışı ile gelen gama ışını enerjileri arasındaki ilişkiyi temsil etmektedir. Bu yöntem, radyasyon zırhlama testlerinde lineer azaltma katsayısını deneysel olarak belirlemek için yaygın olarak kullanılmaktadır. Ölçümler gama spektrometresinde hem örnekli hem de örneksiz olarak 1000 saniye süreyle yapılmıştır ve I ile I_0 değerleri elde edilmiştir. Elde edilen spektrumlar, MAESTRO ve Microcal Origin programları kullanılarak analiz edilmiştir ve deneysel gama zırhlama parametreleri belirlenmiştir. Detektör görseli Şekil 3.5'te sunulmaktadır.



Şekil 3.5 Sodyum iyodür (NaI(Tl)) detektörü dıştan görünümü

3.2.3.1.2. EpiXS analizi

Foton zayıflatma, dozimetri ve radyasyon zırhlama uygulamaları için Windows tabanlı yazılım olarak geliştirilmiştir. EpiXS, 1 keV ile 100 GeV aralığında veri kütüphanesi enterpolasyonu gerçekleştirerek kullanıcılara kapsamlı hesaplama araçları sunar(Hila vd., 2021). Bu program, fizikçilerin ve mühendislerin fotonların farklı malzemelerle etkileşimini belirlemelerine yardımcı olmak için tasarlanmıştır. Bu, radyasyon koruma, tıbbi görüntüleme ve malzeme analizleri gibi uygulamalar için önemlidir. EpiXS'in temel girdilerinden biri enerji aralığıdır; bu, hesaplamaların yapılacağı foton enerjilerinin aralığını belirtmektedir. Bu, fotonların maddeyle etkileşiminin enerjiye bağlı olarak önemli ölçüde değişmesi nedeniyle çok önemlidir. EpiXS, fotonların maddeyle etkileşimlerine ilişkin tesir kesiti verilerinin mevcut kütüphanelerini kullanmaktadır. Kullanılan kütüphaneler EPICS2017 (ENDF/B VIII) ve EPDL97 (ENDF/B VI.8) veri tabanlarıdır; bu veri tabanları, çok sayıda element ve bileşik için foton etkileşim tesir kesitlerini sağlamaktadır. Bu tür kütüphaneleri kullanarak, EpiXS çeşitli malzemeler ve foton enerjileri için doğru ve güvenilir hesaplamalar yapabilmektedir. EpiXS arayüzü hakkında görsel Şekil 3.6'da sunulmuştur.



Şekil 3. 6 EpiXS arayüzü

3.2.3.1.3. GEANT4 ile gama radyasyonu zırlama süreci

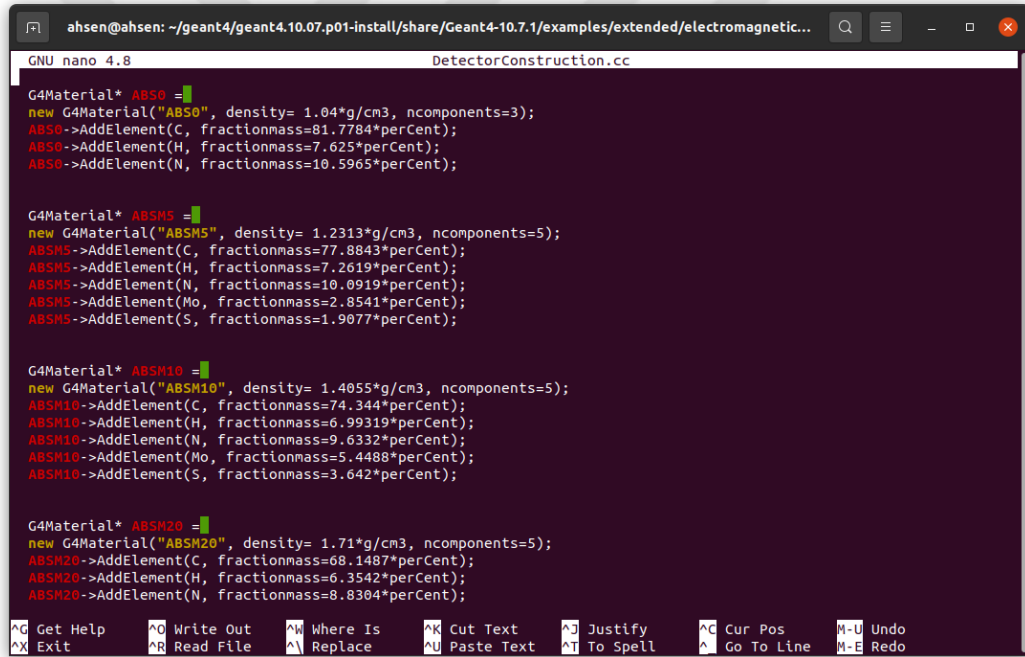
GEANT4, yüksek enerjili fizik simülasyonları için geliştirilmiş bir C++ kütüphanesidir. Aynı zamanda radyasyon koruma, tıbbi fizik ve uzay mühendisliği gibi farklı alanlarda da kullanılmaktadır. Gamma fotonlarıyla yapılan radyasyon koruma çalışmalarında, GEANT4'ün "elektromanyetik" paketindeki "G4EmStandardPhysics_option4" (Testem13) modeli, foton ve madde etkileşimlerini doğru bir şekilde simüle etmek için kullanılabilir. Bu paket, foton etkileşim süreçlerini, fotoelektrik etki, Compton saçılması ve çift üretimi gibi işlemleri kapsamaktadır. Ayrıca, fotonlar için ENDF (Değerlendirilmiş Nükleer Veri Dosyası) ve EPDL (Değerlendirilmiş Foton Veri Kütüphanesi) gibi veri kütüphaneleri kullanılarak hesaplamaların güvenilirliği sağlanmaktadır.

GEANT4, araştırmacılara malzemeler içinde fiziksel niceliklerin dağılımını inceleme imkânı tanımaktadır. Bu, özellikle malzemelerin radyasyon geçiş özelliklerinin anlaşılması ve optimize edilmesi için önemlidir. Kısaca, GEANT4, Monte Carlo yöntemleri ile karmaşık geometrilerdeki radyasyon koruma performansını simüle etme olanağı sunmaktadır. Ayrıca, foton etkileşim mekanizmaları ve malzeme tepkileri özelleştirilebilir, böylece daha ayrıntılı analizler yapılabilir ("The Commonwealth Scientific and Industrial Research Organisation", 1997).

GEANT4'ün doğru simülasyon yapabilmesi için farklı kütüphaneler ve veri setleri kullanılır. Bunlar arasında ****G4NDL**** (nötron etkileşimleri için veri kütüphanesi), ****G4EMLOW**** (düşük enerjili elektromanyetik etkileşimler için veri kümeleri),

****G4PhotonEvaporation ve G4RadioactiveDecay**** (çekirdek bozunma süreçlerini modellemek için) gibi kütüphaneler yer almaktadır. Bu kütüphaneler, simülasyonların doğruluğunu artırarak, foton etkileşim süreçlerinin ve enerji kayıplarının doğru bir şekilde hesaplanmasını sağlamaktadır.

Bu çalışmada, GEANT4 yazılımı Linux işletim sistemine kurularak simülasyon ortamı oluşturulmuştur. Kurulumun ardından, GEANT4'ün "TestEm13" paketini kullanarak foton etkileşimlerinin simülasyonu yapılmıştır. Malzeme tanımlamaları için "DetectorConstruction.cc" dosyası kullanılmıştır. Bu dosya, simülasyon ortamının malzeme bileşimlerini doğru bir şekilde tanıyabilmesini sağlamaktadır. Çalışma, gamma radyasyonunun malzemelerle etkileşimi ve bu etkileşimlerin malzemelerin koruma özelliklerine etkisi üzerinde yoğunlaşmıştır. Programın malzeme tanımlama ekranı Şekil 3.7'de gösterilirken sonuç ekranı 3.8'de sunulmuştur.



```
GNU nano 4.8 DetectorConstruction.cc
G4Material* ABS0 =
new G4Material("ABS0", density= 1.04*g/cm3, ncomponents=3);
ABS0->AddElement(C, fractionmass=81.7784*perCent);
ABS0->AddElement(H, fractionmass=7.625*perCent);
ABS0->AddElement(N, fractionmass=10.5965*perCent);

G4Material* ABSM5 =
new G4Material("ABSM5", density= 1.2313*g/cm3, ncomponents=5);
ABSM5->AddElement(C, fractionmass=77.8843*perCent);
ABSM5->AddElement(H, fractionmass=7.2619*perCent);
ABSM5->AddElement(N, fractionmass=10.0919*perCent);
ABSM5->AddElement(Mo, fractionmass=2.8541*perCent);
ABSM5->AddElement(S, fractionmass=1.9077*perCent);

G4Material* ABSM10 =
new G4Material("ABSM10", density= 1.4055*g/cm3, ncomponents=5);
ABSM10->AddElement(C, fractionmass=74.344*perCent);
ABSM10->AddElement(H, fractionmass=6.99319*perCent);
ABSM10->AddElement(N, fractionmass=9.6332*perCent);
ABSM10->AddElement(Mo, fractionmass=5.4488*perCent);
ABSM10->AddElement(S, fractionmass=3.642*perCent);

G4Material* ABSM20 =
new G4Material("ABSM20", density= 1.71*g/cm3, ncomponents=5);
ABSM20->AddElement(C, fractionmass=68.1487*perCent);
ABSM20->AddElement(H, fractionmass=6.3542*perCent);
ABSM20->AddElement(N, fractionmass=8.8304*perCent);

^G Get Help      ^O Write Out    ^W Where Is     ^K Cut Text     ^J Justify      ^C Cur Pos      M-U Undo
^X Exit          ^R Read File    ^\ Replace      ^U Paste Text   ^I To Spell     ^_ Go To Line   M-E Redo
```

Şekil 3.7 GEANT4 malzeme tanımlama ekranı

```
ahsen@ahsen: ~/gamazirhlama/ahsentez

---> Element: Azot (N)  Z = 7.0  N = 14  A = 14.007 g/mole
---> Isotope: N14  Z = 7  N = 14  A = 14.00 g/mole  abundance: 99.632 %
---> Isotope: N15  Z = 7  N = 15  A = 15.00 g/mole  abundance: 0.368 %
ElmMassFraction: 10.09 % ElmAbundance 4.97 %

---> Element: Tungsten (W)  Z = 74.0  N = 184  A = 183.840 g/mole
---> Isotope: W180  Z = 74  N = 180  A = 179.95 g/mole  abundance: 0.120 %
---> Isotope: W182  Z = 74  N = 182  A = 181.95 g/mole  abundance: 26.500 %
---> Isotope: W183  Z = 74  N = 183  A = 182.95 g/mole  abundance: 14.310 %
---> Isotope: W184  Z = 74  N = 184  A = 183.95 g/mole  abundance: 30.640 %
---> Isotope: W186  Z = 74  N = 186  A = 185.95 g/mole  abundance: 28.430 %
ElmMassFraction: 3.04 % ElmAbundance 0.11 %

---> Element: Kalsiyum (Ca)  Z = 20.0  N = 40  A = 40.078 g/mole
---> Isotope: Ca40  Z = 20  N = 40  A = 39.96 g/mole  abundance: 96.941 %
---> Isotope: Ca42  Z = 20  N = 42  A = 41.96 g/mole  abundance: 0.647 %
---> Isotope: Ca43  Z = 20  N = 43  A = 42.96 g/mole  abundance: 0.135 %
---> Isotope: Ca44  Z = 20  N = 44  A = 43.96 g/mole  abundance: 2.086 %
---> Isotope: Ca46  Z = 20  N = 46  A = 45.95 g/mole  abundance: 0.004 %
---> Isotope: Ca48  Z = 20  N = 48  A = 47.95 g/mole  abundance: 0.187 %
ElmMassFraction: 0.66 % ElmAbundance 0.11 %

---> Element: Oksijen (O)  Z = 8.0  N = 16  A = 15.999 g/mole
---> Isotope: O16  Z = 8  N = 16  A = 15.99 g/mole  abundance: 99.757 %
---> Isotope: O17  Z = 8  N = 17  A = 17.00 g/mole  abundance: 0.038 %
---> Isotope: O18  Z = 8  N = 18  A = 18.00 g/mole  abundance: 0.205 %
ElmMassFraction: 1.06 % ElmAbundance 0.46 %

----- Ranecu engine status -----
Initial seed (index) = 0
Current couple of seeds = 1027251490, 2138358483
-----
```

Şekil 3. 8 GEANT4 sonuç ekranı

Deneysel düzenek, ^{241}Am (59,5 keV), ^{133}Ba (80,9, 276,3, 302,8, 356,0 ve 383,8 keV), ^{137}Cs (661,6 keV), ^{22}Na (511 ve 1274,5 keV) ve ^{60}Co (1173,2 ve 1332,5 keV) noktasal radyasyon kaynakları ile uyumlu çalışacak şekilde modellenmiştir. Her bir örnek toplamda 10 000 000 foton parçacığı ile bombardıman edilmiştir. GEANT4 platformu, bu deneysel veriler doğrultusunda, örneğin kütle azaltma katsayısı, örnekten geçen gama fotonlarının sayısı ve lineer azaltma katsayısı gibi parametreleri içeren çıktılar sağlayacaktır. Elde edilen sonuçlar, deneysel veriler ve teorik bulgularla karşılaştırılarak, çalışma kapsamında elde edilen sonuçların güvenilirliği ve geçerliliği değerlendirilmiştir. Yine aynı şekilde birincil radyasyon analizlerine benzer ikincil radyasyonların analizleri de gerçekleştirilmiştir.

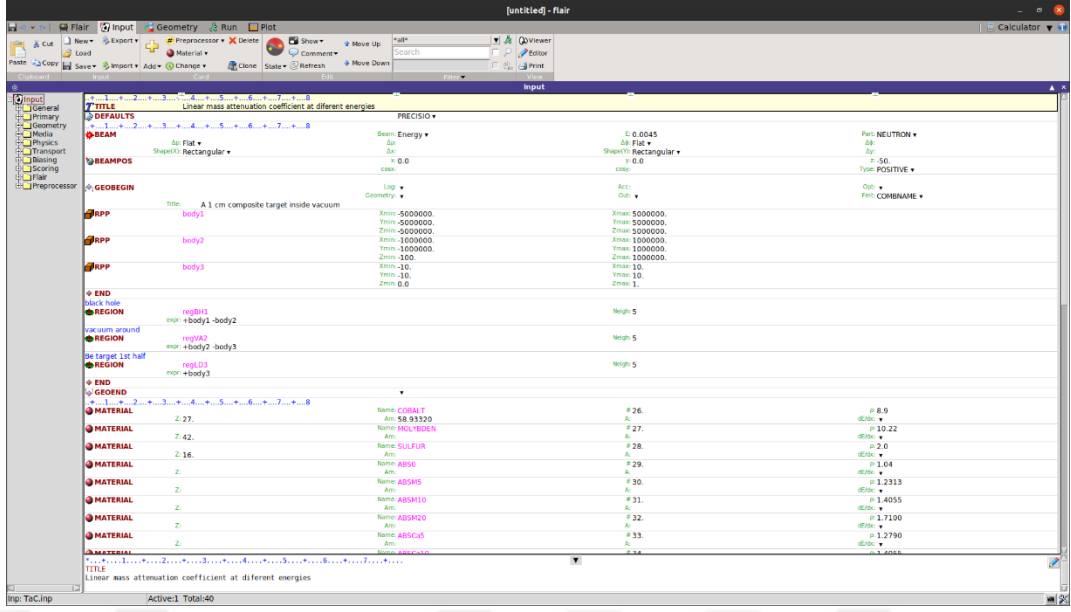
3.2.3.1.4. FLUKA ile gama radyasyonu zırlama süreci

FLUKA, parçacıkların ve fotonların madde ile etkileşimlerini hesaplamak için Monte Carlo prensibini kullanan bir simülasyon programıdır. Fortran programlama diliyle yazılmış olan FLUKA, Linux işletim sisteminde çalışmaktadır. İlk olarak 1962 yılında J. Rant ve H. Geibel tarafından hadron hızlandırıcıları için koruma tasarımı amacıyla geliştirilmiş olup, ilk nesli 1962-1978 yılları arasında tamamlanmıştır. Günümüzde ise A. Ferrari ve A. Fassó, FLUKA programının enerji aralığını genişletmek için çalışmalarına

devam etmektedir. FLUKA, hızlandırıcı koruma tasarımı, hızlandırıcı destekli sistemler, aktivasyon çalışmaları, kozmik ışınlar gibi birçok farklı alanda uygulama bulmaktadır. Program, hadron-hadron, hadron-çekirdek, çekirdek-çekirdek, elektromanyetik-müyon ve nötrino etkileşimleri gibi çeşitli etkileşimleri dikkate almaktadır. Ayrıca, FLUKA, manyetik alanlardaki parçacık taşınımını, Boolean ve Voxel geometrilerini hesaplayarak detaylı nötron taşınımı ve etkileşim hesaplamaları da yapmaktadır (Böhlen et al., 2014).

Radyasyon zırhlama çalışmalarında, özellikle gama ışınları için FLUKA, parçacık etkileşimleri ve taşınımındaki geniş kapsamlı yetenekleri ile değerli bir araçtır. Yüksek enerji fiziği kökenli olan FLUKA, zamanla radyasyon zırhlama dahil olmak üzere çok sayıda uygulama için kullanılan esnek bir Monte Carlo simülasyon paketine dönüşmüştür. Gama ışınları ile etkileşimler incelenirken, fotoelektrik soğurma, Compton saçılma ve çift üretimi gibi çeşitli fiziksel süreçlerin göz önünde bulundurulması önemlidir. FLUKA'nın kapsamlı kütüphaneleri ve modelleri, bu etkileşimleri doğru bir şekilde ele almakta ve güncel kesişim verilerini içermektedir. FLUKA ile gerçekleştirilen tipik bir radyasyon koruma çalışmasında, kullanıcı, zırh materyalleri ve gama foton kaynağını içeren problem geometrisini tanımlamaktadır. Simülasyon, kullanıcının ayarlarla kontrol edebileceği parametreler doğrultusunda gama fotonlarının detaylı bir şekilde izlenmesini sağlamaktadır. Ayrıca, FLUKA, enerji depozisyonu veya akış gibi ilgili bilgilerin elde edilmesine olanak tanıyan puanlama özellikleri de sunmaktadır.

FLUKA, 1 keV ile 1000 TeV arasında geniş bir enerji aralığında çalışabilmesi sayesinde gama ışınları için son derece kullanışlıdır. Son olarak, güçlü veri işleme ve analiz araçları sayesinde, simüle edilen veriler detaylı bir şekilde analiz edilebilir ve materyallerin gama fotonları için koruma yetenekleri değerlendirilebilir. Bu yöntem, araştırmacılara zırhlama yapılandırmalarını ve materyalleri optimize etme fırsatı sunarak iyonlaştırıcı radyasyonların daha güvenli bir şekilde yönetilmesine katkı sağlamaktadır.



Şekil 3. 9 FLUKA arayüzü

Deneysel düzenek, ^{241}Am (59,5 keV), ^{133}Ba (80,9, 276,3, 302,8, 356,0 ve 383,8 keV), ^{137}Cs (661,6 keV), ^{22}Na (511 ve 1274,5 keV) ve ^{60}Co (1173,2 ve 1332,5 keV) noktasal radyasyon kaynaklarıyla uyumlu şekilde modellenmiştir. Programın arayüzü Şekil 3.9'da verilmektedir. Deneyde her bir örnek toplamda 10 000 000 foton ile bombardıman edilmiştir. Elde edilen veriler doğrultusunda FLUKA simülasyon platformu, lineer azaltma katsayısı, geçen gama fotonlarının sayısı ve kütle azaltma katsayısı gibi parametreleri elde etmeyi sağlayan çıktıları üretmiştir. Bu çalışmadan elde edilen sonuçlar, deneysel veriler ve teorik bulgularla karşılaştırılarak, sonuçların güvenilirliği ve geçerliliği değerlendirilmiştir. TID ve DPA analizleri de belirlenen enerji değerlerinde (0,025 eV, 100 eV ve 4,5 MeV) gerçekleştirilmiştir.

3.2.4.1.5. GEANT4 ile nötron radyasyonu zırlama süreci

Bu çalışmada, gama radyasyonu zırlama sürecine benzer şekilde, nötron radyasyonu zırlama süreci için de GEANT4 simülasyon kodu kullanılmıştır. GEANT4 simülasyon programı, Linux işletim sistemi üzerinde kurulduktan sonra, örneklerde bulunan katkılar ve eklenmesi gereken ilave elementlerin yüzdeleri GEANT4 programında tanımlanmıştır. Malzeme tanımlamaları, "hadronic/Hadr03/src" dizininde yer alan "DetectorConstruction.cc" belgesinde yapılmıştır. Bu işlem için izlenen yol GEANT4.10.07.p02-install/share/GEANT4-

10.7.2/examples/extended/hadronic/Hadr03/src olarak belirlenmiştir. Ardından "DetectorConstruction.cc" belgesine erişildikten sonra, bu araştırmada kullanılan malzemelerde bulunan tüm elementler ve yeni oluşturulan kompozitler tanımlanmıştır. Modellenen numuneler üzerine 10,000,000 nötron parçacığı gönderilmiş ve farklı enerjilerde malzemelerin nötron zırlama kabiliyeti ve nötronların malzeme ile etkileşimleri analiz edilmiştir.

3.2.4.2.2. FLUKA ile nötron radyasyonu zırlama süreci

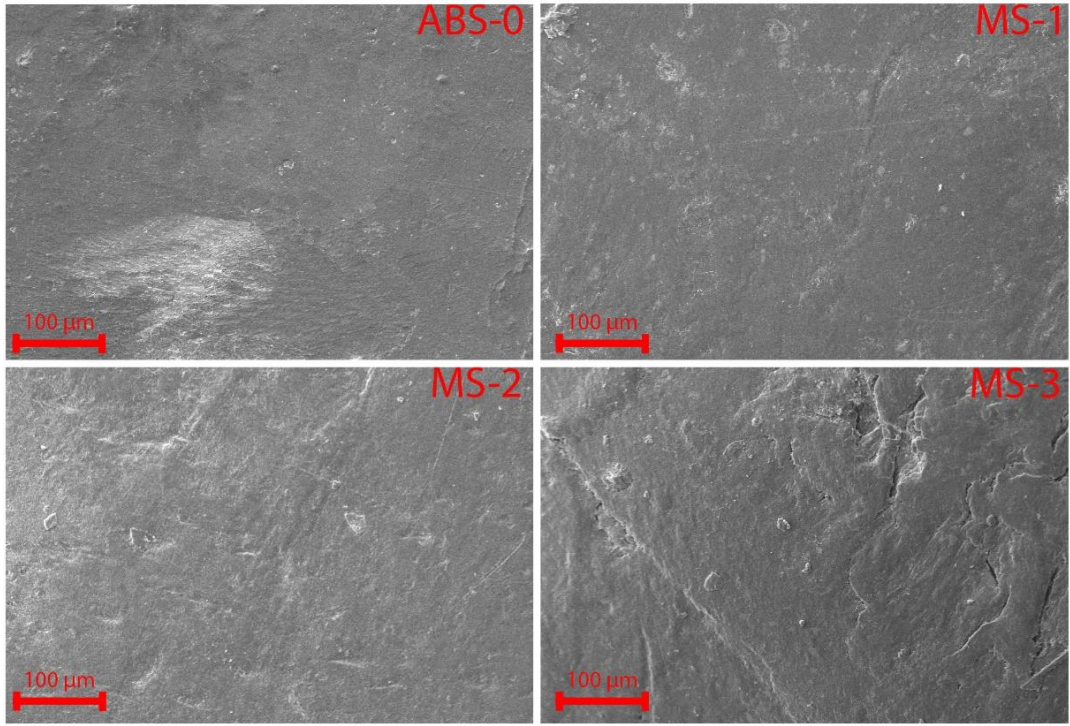
FLUKA simülasyon çalışmasında numuneler, FLUKA programının Flair arayüzü kullanılarak yapılandırılmıştır. Flair içinde kullanılan parçacık türü nötron olarak belirlenmiş ve nötron enerjisi, çalışmamıza uygun olarak GeV cinsinden tanımlanmıştır. Toplamda 10 000 000 nötron GEANT4 ile yapılan analizlerdeki aynı enerjiler ile örneklere yönlendirilmiş ve her bir örnekten geçen nötron sayısı elde edilmiştir. Elde edilen bulgular GEANT4 simülasyon sonuçları ile kıyaslanmış ve yorumlanmıştır.

4. BULGULAR

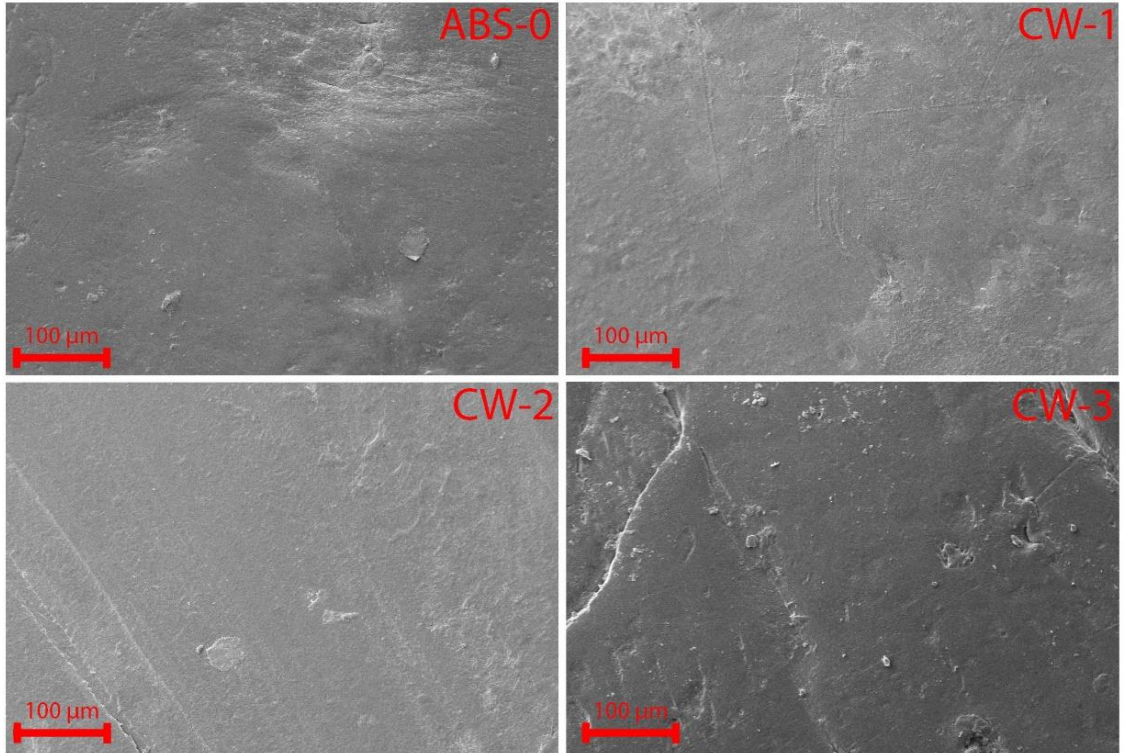
Tez çalışması kapsamında, ABS polimerinin saf hali ve farklı miktarlarda MoS_2 ve CaWO_4 bileşikleri ile katkılanmış ABS polimeri kullanılarak numune üretimi yapılmıştır. Üretimler neticesinde MS-1, MS-2, MS-3, CW-1, CW-2 ve CW-3 malzeme ile bir adet ABS-0 kodlu saf numune elde edilmiştir. Hedeflenen numune sayısı 7 olarak belirlenip bu hedefe ulaşılmıştır. Üretilen numunelerin yoğunluk ölçümleri Arşimet metodu ile deniz seviyesinde oda sıcaklığında gerçekleştirilmiştir. Ölçümler sonucunda yoğunluğu en yüksek olan katkılı numune CW-3 ve en az olan numune ise MS-1 olarak belirlenmiştir. Sonraki aşamada ise numunelerin SEM analizleri gerçekleştirilmiştir. SEM analizleri sonucunda başarıyla üretildiği belirlenen numunelerin gama ve nötron radyasyon zırlama analizleri gerçekleştirilmiştir. Bu bölümün devamında tez kapsamında elde edilen veriler detaylı bir şekilde açıklanacaktır.

4.1. SEM Analizlerine Ait Bulgular

Tez çalışması kapsamında, saf ABS polimeri ile MoS_2 ve CaWO_4 tozları ile katkılanarak üretilen numunelerin SEM analizleri hizmet alımı yöntemi ile gerçekleştirilmiştir. Üretilen numunelerin 100 mikro metre yüzey görüntüleri Şekil 4.1 ve Şekil 4.2’de yer almaktadır. Şekil 4.1 ve Şekil 4.2’de verilen SEM görüntüleri incelendiğinde numunelerin yüzeylerinde çukur ve yarık oluşumlarının neredeyse hiç olmadığı saptanmıştır. Katkisız numuneler ile katkı yapılanlar arasında yüzey bakımında ciddi bir farklılık göze çarpmamaktadır. Bu sonuçlar numunelerin kalıp ve pres kullanılarak üretilmesinin sonucu olarak değerlendirilmektedir. Ayrıca yüzey morfolojisinin bu denli düzgün olması üretilen numunelere yapılan katkının homojen dağılım gösterdiği şeklinde yorumlanabilmektedir. Her iki grupta da katkılama yapılan numuneler arasında en yüksek orana sahip olan %20 katkılı numunelerin yüzeylerinde az miktar pürüzlülük olduğu göze çarpmaktadır. Bununla birlikte üretilen numunelerde öbikleşme (topaklaşma) görülmemiştir. Katkı ile yüzey morfolojisinin değişmemesi, üretilen numunelerin kullanım amacına göre farklı alanlarda değerlendirilmesi açısından olumlu bir durumdur.



Şekil 4. 1 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait SEM görüntüleri



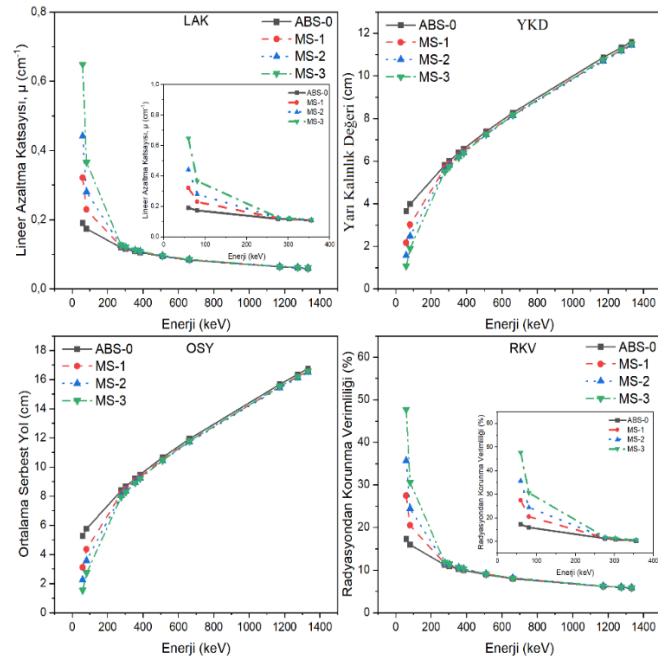
Şekil 4. 2 Saf numune, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait SEM görüntüleri

4.2. Gama Radyasyonu Zırhlamasına Ait Bulgular

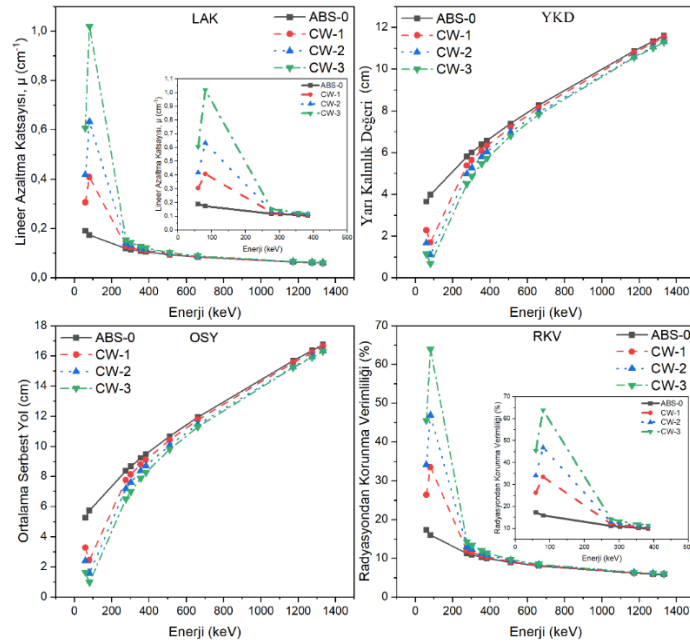
Bu çalışmada, farklı oranlarda MoS_2 ve CaWO_4 ile katkılanmış polimer kompozit malzemelerin gama radyasyonu zırhlama performansına ilişkin kütle azaltma katsayısı, lineer azaltma katsayısı, yarı kalınlık değeri, ortalama serbest yol gibi parametreler incelenmiştir. Söz konusu parametreler deneysel, teorik ve simülasyon yöntemlerle hesaplanarak karşılaştırmalı bir analiz gerçekleştirilmiştir.

Deneysel bölümde, gama radyasyonuna karşı zırhlama kabiliyetini belirlemek amacıyla 59,5 keV ile 1332,5 keV arasındaki enerji aralığında ölçümler yapılmıştır. Bu ölçümler, ^{241}Am (59,5 keV), ^{133}Ba (80,9, 276,3, 302,8, 356 ve 383,8 keV), ^{22}Na (511 ve 1274,5 keV), ^{137}Cs (661,6 keV) ve ^{60}Co (1173,2 ve 1332,5 keV) noktasal gama kaynakları ile NaI(Tl) dedektörü kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Teorik hesaplamalar ise radyasyon zırhlama çalışmalarında yaygın olarak kullanılan EpiXS programları aracılığıyla gerçekleştirilmiştir. FLUKA ve GEANT4 kodları ise simülasyon analizi için seçilen araçlardır.

Bu tez çalışmasında üretilen numunelerin lineer azaltma katsayıları deneysel olarak 59,5 keV ile 1332,5 keV aralığındaki 11 farklı enerji seviyesinde NaI(Tl) dedektörüyle elde edilen spektrumlar temel alınarak hesaplamalar gerçekleştirilmiştir. Tablo 4.1 ve Tablo 4.2 ile Şekil 4.3 sol üst köşede ve Şekil 4.4 sol üst köşede, üretilen polimer kompozit malzemelerin lineer azaltma katsayısına ilişkin elde edilen sonuçlar sunulmaktadır. Tablolardan ve grafiklerden anlaşılacağı gibi, gama enerjisinin artmasıyla birlikte lineer azaltma katsayılarında azalma meydana gelmiştir. Ayrıca, deneysel, teorik ve simülasyon verilerinin birbirine oldukça yakın sonuçlar verdiği ve uyumsuzluk oranının maksimum %5'i geçmediği belirlenmiştir.



Şekil 4. 3 ABS-0, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait LAK, YKD, OSY VE RKV grafikleri



Şekil 4. 4 ABS-0, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait LAK, YKD, OSY VE RKV grafikleri

Tablo 4. 1 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait lineer azaltma katsayısı

	ABS-0				CW-1				CW-2				CW-3			
Enerji (keV)	Deney	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deney	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deney	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deney	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	0,1850 ±0,0234	0,1900	0,1807	0,1902	0,2919 ± 0,0471	0,3055	0,2837	0,3060	0,3889 ±0,0686	0,4175	0,3831	0,4183	0,5613 ±0,074	0,6071	0,5525	0,6157
80,9	0,1703 ±0,0215	0,1738	0,1686	0,1740	0,3948 ± 0,0640	0,4081	0,3949	0,4080	0,5986 ±0,1039	0,6329	0,6109	0,6323	0,9570 ±0,01261	1,0196	0,9736	1,0334
276,3	0,1178 ±0,0149	0,1193	0,1184	0,1194	0,1254 ± 0,0239	0,1288	0,1270	0,1289	0,1325 ±0,0294	0,1392	0,1369	0,1392	0,1451 ±0,0191	0,1538	0,1505	0,1544
302,8	0,1140 ±0,0144	0,1154	0,1148	0,1154	0,1197 ±0,0160	0,1230	0,1213	0,1229	0,1253 ±0,0173	0,1315	0,1298	0,1314	0,1345 ±0,0177	0,1430	0,1395	0,1430
356	0,1073 ±0,0135	0,1084	0,1082	0,1085	0,1107 ±0,0153	0,1136	0,1125	0,1135	0,1141 ±0,0164	0,1196	0,1184	0,1195	0,1199 ±0,0158	0,1270	0,1246	0,1275
383,8	0,1043 ±0,0132	0,1054	0,1053	0,1054	0,1070 ±0,0141	0,1097	0,1093	0,1092	0,1096 ±0,0149	0,1149	0,1139	0,1148	0,1142 ±0,0150	0,1210	0,1191	0,1211
511	0,0929 ± 0,0117	0,0938	0,0940	0,0939	0,0939 ± 0,0137	0,0960	0,0963	0,0957	0,0949 ±0,0143	0,0992	0,0990	0,0990	0,0963 ±0,0127	0,1020	0,1005	0,1022
661,6	0,0830 ±0,0105	0,0838	0,0843	0,0837	0,0832 ± 0,0120	0,0851	0,0855	0,0848	0,0835 ±0,0124	0,0873	0,0871	0,0873	0,0843 ±0,0111	0,0887	0,0891	0,0888
1173,2	0,0631 ± 0,0080	0,0638	0,0638	0,0637	0,0628 ± 0,0106	0,0643	0,0643	0,0639	0,0628 ±0,0109	0,0655	0,0658	0,0654	0,0624 ± 0,0082	0,0657	0,0659	0,0658
1274,5	0,0607 ± 0,0077	0,0611	0,0615	0,0612	0,0603 ± 0,0080	0,0616	0,0619	0,0613	0,0600 ±0,082	0,0627	0,0627	0,0627	0,0597 ±0,0079	0,0629	0,0629	0,0629
1332,5	0,0593 ± 0,0075	0,0597	0,0603	0,0597	0,0590 ± 0,0077	0,0601	0,0606	0,0601	0,0586 ±0,0078	0,0612	0,0613	0,0611	0,0584 ± 0,0077	0,0614	0,0618	0,0615

Tablo 4. 2 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait lineer azaltma katsayısı

	ABS-0				MS-1				MS-2				MS-3			
Enerji (keV)	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	0,1850 ± 0,0233	0,1900	0,1807	0,1902	0,3067 ± 0,0391	0,3211	0,3042	0,3210	0,4170 ± 0,0534	0,4414	0,4165	0,4412	0,6102 ± 0,1147	0,6484	0,6105	0,6474
80,9	0,1703 ± 0,0214	0,1738	0,1686	0,1740	0,2201 0,0281	0,2296	0,2197	0,2297	0,2656 ± 0,0340	0,2801	0,2671	0,2800	0,3446 ± 0,0568	0,3659	0,3453	0,3653
276,3	0,1178 ± 0,0148	0,1193	0,1184	0,1194	0,1184 ± 0,0151	0,1223	0,1210	0,1221	0,1192 ± 0,0153	0,1243	0,1227	0,1243	0,1204 ± 0,0219	0,1261	0,1239	0,1262
302,8	0,1140 ± 0,0144	0,1154	0,1148	0,1154	0,1143 ± 0,0146	0,1180	0,1169	0,1179	0,1148 ± 0,0147	0,1196	0,1186	0,1194	0,1155 ± 0,0155	0,1209	0,1191	0,1207
356	0,1073 ± 0,0135	0,1084	0,1082	0,1085	0,1072 ± 0,0137	0,1105	0,1099	0,1105	0,1075 ± 0,0138	0,1116	0,1114	0,1117	0,1075 ± 0,0148	0,1123	0,1112	0,1123
383,8	0,1043 ± 0,0131	0,1054	0,1053	0,1054	0,1043 ± 0,0133	0,1073	0,1073	0,1074	0,1042 ± 0,0134	0,1083	0,1081	0,1082	0,1039 ± 0,0138	0,1086	0,1077	0,1084
511	0,0929 ± 0,0117	0,0938	0,0940	0,0939	0,0925 ± 0,0118	0,0951	0,0952	0,0951	0,0925 ± 0,0119	0,0957	0,0965	0,0959	0,0920 ± 0,0134	0,0956	0,0960	0,0957
661,6	0,0830 ± 0,0105	0,0838	0,0843	0,0837	0,0827 ± 0,0105	0,0848	0,0855	0,0849	0,0824 ± 0,0106	0,0853	0,0860	0,0853	0,0817 ± 0,0118	0,0850	0,0854	0,0849
1173,2	0,0631 ± 0,0079	0,0638	0,0638	0,0637	0,0628 ± 0,0080	0,0645	0,0647	0,0646	0,0626 ± 0,0080	0,0648	0,0654	0,0648	0,0620 ± 0,0105	0,0644	0,0650	0,0644
1274,5	0,0607 ± 0,0076	0,0611	0,0615	0,0612	0,0602 ± 0,0077	0,0618	0,0622	0,0618	0,0606 ± 0,0078	0,0621	0,0646	0,0621	0,0594 ± 0,0080	0,0618	0,0621	0,0617
1332,5	0,0593 0,0075	0,0597	0,0603	0,0597	0,0589 ± 0,0075	0,0604	0,0609	0,0604	0,0584 ± 0,0075	0,0606	0,0606	0,0606	0,0580 ± 0,0076	0,0603	0,0607	0,0602

Şekil 4.3 ve Şekil 4.4'te düşük foton enerjilerinde dikkat çeken bir performans farkı gözlemlenmiştir. MS-3 ve CW-3 malzemeleri, lineer azaltma katsayısı açısından diğer malzemelere kıyasla daha yüksek değerlere ulaşarak en iyi foton zırhlama kapasitesini göstermiştir. Enerji seviyesi arttıkça her iki seride de DAK değerleri önemli ölçüde azalmış ve malzemeler arasındaki fark küçülmüştür. Yarı kalınlık değeri karşılaştırıldığında, her iki grafik de enerji artışıyla birlikte YKD değerlerinin yükseldiğini ortaya koymuştur. CW-3 ve MS-3 malzemeleri, düşük enerji bölgelerinde daha düşük YKD değerleri ile en etkin zırhlama özelliklerine sahip olmuştur. Ortalama Serbest Yol değerleri bakımından ise, CW ve MS serisi malzemelerin enerjiye bağlı olarak benzer eğilimler sergilediği ve yüksek enerjilerde birbirine yaklaştığı görülmektedir. Ancak, düşük enerjilerde CW-3 malzemesi MS-3'e göre bir miktar daha az OSY değeri sunarak fotonların ilerlemesini daha etkili şekilde sınırlandırmıştır. YKD ve OSY değerlerinin lineer azaltma katsayısı parametresinden üretildiği düşünüldüğünde birbirleri arasındaki uyum beklenen bir gözlemdir. CW numunelerinde lineer azaltma katsayısında 70 keV civarında gözlenen keskin yükselişin sebebi, numune içinde bulunan W elementinin K-tabakası bağlanma enerjisi 69,525 keV yüzündendir. Fotonların malzeme içindeki atomlarla etkileşimi sırasında, foton enerjisi bir atomun K-tabakasındaki elektronu yerinden çıkarmak için yeterli olduğunda, fotoelektrik absorpsiyon olayı meydana gelmektedir. Tungstatin K- tabakası enerjisi olan 69,525 keV'de, fotonlar bu bağlanma enerjisini aşarak K-elektronlarını çıkarabilmektedir yani, gelen fotonun enerjisi ilgili tabakanın bağlanma enerjisinden büyük ve bağlanma enerjisine çok yakınsa bu enerjilerde fotoelektrik olayın olma ihtimali çok yüksektir ve buralarda ani sıçramalar görülmektedir. Bu enerjiye karşılık gelen fotonların absorpsiyonu aniden artar ve bu nedenle CW serisinde olduğu gibi lineer azaltma katsayısında ani bir artış gözlemlenir.

Radyasyon koruma verimliliği açısından her iki malzeme grubu için düşük enerji bölgelerinde belirgin bir üstünlük sağlanmıştır. CW-3 malzemesi, MS-3'e kıyasla özellikle daha düşük enerjilerde korunma verimliliği açısından daha yüksek performans göstermiştir. Enerji seviyesi yükseldikçe korunma verimliliği her iki grupta da önemli ölçüde azalırken malzemeler arasındaki farklar minimize olmuştur.

Özetle, Tablo 4.1 ve Tablo 4.2 üretilen MS-1, MS-2, MS-3, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait deneysel olarak belirlenen lineer azaltma katsayılarını içermektedir. Tablolar incelendiğinde, gama enerjisindeki artışla birlikte lineer azaltma katsayısının

azaldığı gözlemlenmektedir. Lineer azaltma katsayısının yüksek olması, zırh malzemesinin zırhlama etkinliğinin güçlü olduğunu göstermektedir. Bu bağlamda, özellikle 59,5 ile 80,9 keV enerji seviyelerinde MS-3 numunesinin gama radyasyonu zırhlama performansı ABS-0 numunesine göre sırasıyla 3,29 ve 2,02 kat daha üstün olduğu dikkat çekmektedir. CW-3 numunesinin gama radyasyonu zırhlama performansı ABS-0 numunesine göre 3,03 ve 5,61 kat daha üstün olduğu belirlenmiştir.

Kütle azaltma katsayısı, malzemenin lineer azaltma katsayısının yoğunluğuna oranlanmasıyla belirlenebilmektedir. Ayrıca, X-ışını ve gama radyasyonu gibi iyonlaştırıcı radyasyon türlerinin enerjisi bilindiğinde, bu radyasyonların neden olduğu doz miktarının hesaplanmasında kütle azaltma katsayısı önemli bir rol oynamaktadır.

Tablo 4.3 ve Tablo 4.4 'de, üretilen polimer kompozit malzemelerin kütle azaltma katsayıları sunulmaktadır. Şekil 4.5 ve Şekil 4.6'da ise kütle azaltma katsayısının gama radyasyon enerjilerine karşı değişimi gösterilmektedir. Grafikler ve tablolar üzerinden görülebileceği gibi, gama radyasyon enerjisindeki artışla birlikte kütle azaltma katsayısında bir azalma meydana gelmektedir. Bu bağlamda, özellikle 59,5 ile 80,9 keV enerji seviyelerinde MS-3 numunesinin zırhlama performansı ABS-0 numunesine göre sırasıyla 3,29 ve 2,02 kat daha başarılı olduğu belirlenmiştir. CW-3 numunesinin zırhlama performansı ise ABS-0 numunesine göre sırasıyla 3,03 ve 5,61 kat daha iyi olduğu bulunmuştur.

Tablo 4. 3 Saf numune ve MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait kütle azaltma katsayısı

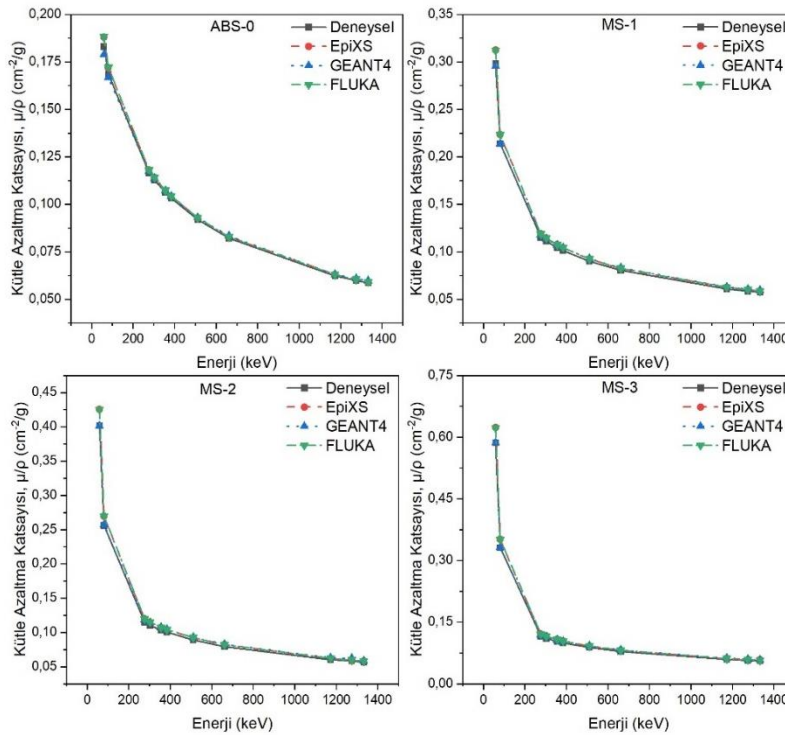
	ABS-0				MS-1				MS-2				MS-3			
Enerji (keV)	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	0,1831	0,1880	0,1788	0,1882	0,2982	0,3122	0,2958	0,3121	0,4017	0,4251	0,4011	0,4249	0,5859	0,6226	0,5862	0,6217
80,9	0,1685	0,1720	0,1668	0,1722	0,2140	0,2233	0,2136	0,2234	0,2558	0,2698	0,2573	0,2697	0,3309	0,3514	0,3316	0,3508
276,3	0,1165	0,1180	0,1172	0,1181	0,1152	0,1189	0,1177	0,1187	0,1148	0,1197	0,1182	0,1197	0,1156	0,1211	0,1190	0,1212
302,8	0,1128	0,1142	0,1136	0,1142	0,1112	0,1147	0,1137	0,1146	0,1106	0,1152	0,1142	0,1150	0,1109	0,1161	0,1144	0,1159
356	0,1061	0,1073	0,1071	0,1074	0,1043	0,1074	0,1069	0,1074	0,1035	0,1075	0,1073	0,1076	0,1032	0,1078	0,1068	0,1078
383,8	0,1032	0,1043	0,1042	0,1043	0,1014	0,1043	0,1043	0,1044	0,1004	0,1043	0,1041	0,1042	0,0998	0,1043	0,1034	0,1041
511	0,0919	0,0928	0,0930	0,0929	0,0900	0,0925	0,0926	0,0925	0,0891	0,0922	0,0929	0,0924	0,0883	0,0918	0,0922	0,0919
661,6	0,0822	0,0829	0,0834	0,0828	0,0804	0,0825	0,0831	0,0826	0,0794	0,0822	0,0828	0,0822	0,0785	0,0816	0,0820	0,0815
1173,2	0,0624	0,0631	0,0631	0,0630	0,0611	0,0627	0,0629	0,0628	0,0603	0,0624	0,0630	0,0624	0,0595	0,0618	0,0624	0,0618
1274,5	0,0600	0,0605	0,0609	0,0606	0,0586	0,0601	0,0605	0,0601	0,0584	0,0598	0,0622	0,0598	0,0570	0,0593	0,0596	0,0592
1332,5	0,0587	0,0591	0,0597	0,0591	0,0572	0,0587	0,0592	0,0587	0,0562	0,0584	0,0584	0,0584	0,0557	0,0579	0,0583	0,0578

Tablo 4. 4 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait kütle azaltma katsayısı

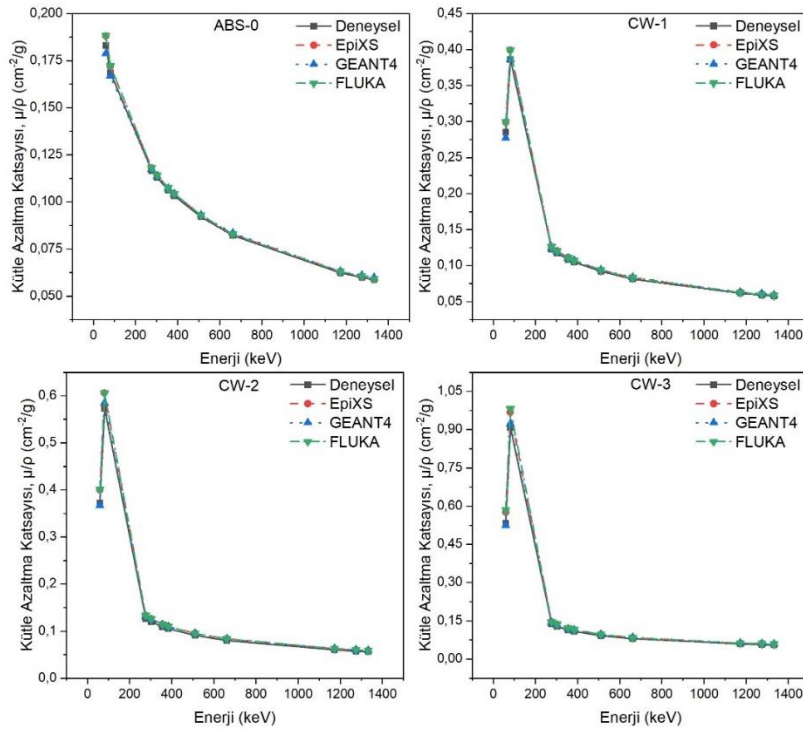
	ABS-0				CW-1				CW-2				CW-3			
Enerji (keV)	Deney	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deney	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deney	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deney	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	0,1831	0,1880	0,1788	0,1882	0,2855	0,2988	0,2775	0,2993	0,3723	0,3996	0,3667	0,4004	0,5325	0,5759	0,5241	0,5840
80,9	0,1685	0,1720	0,1668	0,1722	0,3862	0,3992	0,3862	0,3991	0,5730	0,6058	0,5848	0,6052	0,9078	0,9672	0,9235	0,9803
276,3	0,1165	0,1180	0,1172	0,1181	0,1227	0,1260	0,1242	0,1261	0,1268	0,1332	0,1310	0,1332	0,1376	0,1459	0,1428	0,1465
302,8	0,1128	0,1142	0,1136	0,1142	0,1171	0,1203	0,1187	0,1202	0,1199	0,1259	0,1242	0,1258	0,1276	0,1356	0,1323	0,1356
356	0,1061	0,1073	0,1071	0,1074	0,1083	0,1111	0,1100	0,1110	0,1092	0,1145	0,1133	0,1144	0,1137	0,1205	0,1182	0,1209
383,8	0,1032	0,1043	0,1042	0,1043	0,1047	0,1073	0,1069	0,1068	0,1049	0,1100	0,1090	0,1099	0,1084	0,1148	0,1130	0,1149
511	0,0919	0,0928	0,0930	0,0929	0,0918	0,0939	0,0942	0,0936	0,0908	0,0950	0,0948	0,0948	0,0914	0,0968	0,0953	0,0969
661,6	0,0822	0,0829	0,0834	0,0828	0,0814	0,0832	0,0836	0,0829	0,0800	0,0836	0,0834	0,0836	0,0799	0,0841	0,0845	0,0842
1173,2	0,0624	0,0631	0,0631	0,0630	0,0614	0,0629	0,0629	0,0625	0,0601	0,0627	0,0630	0,0626	0,0592	0,0623	0,0625	0,0624
1274,5	0,0600	0,0605	0,0609	0,0606	0,0590	0,0603	0,0606	0,0600	0,0574	0,0600	0,0600	0,0600	0,0566	0,0597	0,0597	0,0597
1332,5	0,0587	0,0591	0,0597	0,0591	0,0577	0,0588	0,0593	0,0588	0,0561	0,0586	0,0587	0,0585	0,0554	0,0582	0,0586	0,0583

Tablo 4.3 ve Tablo 4.4'te MS-1, MS-2, MS-3, CaW-1, CaW-2 ve CW-3 numunelerine ait kütle azaltma katsayısına ait sonuçlar yer almaktadır. Diğer üretilen numunelere kıyasla MS-3 ve CW-3 numunesinin MAC değerlerinin daha yüksek olduğu ve bu olguyu deneysel, simülasyon ve teorik sonuçların desteklediği görülmektedir. Tabloda yer alan verilere göre, gama enerjisinin artmasıyla kütle azaltma katsayısında bir düşüş meydana gelmektedir. Kütle azaltma katsayısının malzemenin yoğunluğundan bağımsız olması, bu parametrenin zırhlama etkinliğini değerlendirmede önemli bir avantaj sağlamaktadır. Bu bağlamda, 59,5 ve 80,9 keV enerji seviyelerinde numunelerin zırhlama performansının daha etkili olduğu görülmektedir.

Şekil 4.5 ve Şekil 4.6'da üretilen numunelerin kütle azaltma katsayılarına ilişkin grafikler bulunmaktadır. Bu grafiklerde deneysel, teorik (EpiXS) ve simülasyon (GEANT4, FLUKA) sonuçları yer almaktadır. Grafiklerden görülebileceği gibi, numunelerin MAC değerleri özellikle düşük enerji seviyelerinde daha yüksektir. Zırhlama performansı açısından MAC değerleriyle yapılan karşılaştırmada, en iyi performansı MS-3 ve CW-3 numuneleri sergilemişlerdir. Hem teorik hem simülasyon hem de deneysel veriler arasındaki uyumsuzluk oranı molibden sülfat ve kalsiyum tungstat katkılı numuneler için maksimum %5,2 olarak tespit edilmiş bulunmaktadır.



Şekil 4.5 ABS-0, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait kütle azaltma katsayısı grafikleri



Şekil 4. 6 ABS-0, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait kütle azaltma katsayısı grafikleri

Yarı kalınlık değeri, başlangıçtaki radyasyon şiddetinin yarısının hedef zırh malzemesi tarafından zırhlandığı kalınlık olarak tanımlanmaktadır. Farklı oranlarda katkı maddesi eklenmiş ABS numunelerine ait yarı kalınlık değerleri, Tablo 4.5 ve Tablo 4.6'da karşılaştırmalı olarak sunulmaktadır. Ayrıca, elde edilen bulgulara dayanarak oluşturulan grafikler, Şekil 4.3 sağ üst köşede ve Şekil 4.4 sağ üst köşede 'de gösterilmektedir.

Radyasyonun herhangi bir malzeme ile ilk etkileşime girmeden kat ettiği mesafe ortalama serbest yol olarak tanımlar. Ortalama serbest yol ile ilgili elde edilen bulgular, Tablo 4.7 ile Tablo 4.8. ile Şekil 4.3 sol alt köşede ve Şekil 4.4 sol alt köşede sunulmaktadır. Ortalama serbest yolun düşük olması, radyasyon zırhlama açısından daha verimli bir sonuç sağlar. Tablo 4.7 ile Tablo 4.8 ve Şekil 4.3 sol alt köşede ile Şekil 4.4 sol alt köşede de görüleceği üzere, düşük gama enerjilerinde ortalama serbest yolun daha kısa olduğu, yüksek gama enerjilerinde ise bu yolun daha uzun olduğu gözlemlenmektedir.

Tablo 4. 5 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait yarı kalınlık değerleri

	ABS-0				MS-1				MS-2				MS-4			
Enerji (keV)	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	3,7467	3,6482	3,8359	3,6443	2,2600	2,1589	2,2786	2,1596	1,6621	1,5704	1,6644	1,5712	1,1360	1,0691	1,1354	1,0706
80,9	4,0694	3,9876	4,1119	3,9830	3,1492	3,0184	3,1554	3,0170	2,6097	2,4744	2,5946	2,4753	2,0115	1,8941	2,0072	1,8974
276,3	5,8856	5,8124	5,8521	5,8075	5,8528	5,6687	5,7264	5,6782	5,8150	5,5772	5,6480	5,5772	5,7556	5,4963	5,5932	5,4917
302,8	6,0802	6,0058	6,0376	6,0058	6,0627	5,8762	5,9279	5,8814	6,0379	5,7951	5,8458	5,8052	6,0028	5,7330	5,8181	5,7428
356	6,4617	6,3920	6,4040	6,3861	6,4641	6,2756	6,3050	6,2756	6,4497	6,2102	6,2218	6,2044	6,4497	6,1744	6,2322	6,1744
383,8	6,6476	6,5759	6,5822	6,5759	6,6438	6,4622	6,4622	6,4560	6,6521	6,4007	6,4130	6,4069	6,6694	6,3816	6,4371	6,3938
511	7,4612	7,3908	7,3749	7,3828	7,4911	7,2865	7,2787	7,2865	7,4935	7,2407	7,1862	7,2250	7,5367	7,2505	7,2190	7,2426
661,6	8,3482	8,2734	8,2238	8,2834	8,3784	8,1697	8,1107	8,1598	8,4120	8,1216	8,0627	8,1216	8,4841	8,1568	8,1170	8,1668
1173,2	10,9901	10,8695	10,8695	10,8868	11,0374	10,7496	10,7155	10,7325	11,0726	10,6986	10,5967	10,6986	11,1798	10,7702	10,6666	10,7702
1274,5	11,4249	11,3366	11,2622	11,3179	11,5083	11,2147	11,1405	11,2147	11,4381	11,1638	10,7330	11,1638	11,6750	11,2242	11,1677	11,2432
1332,5	11,6888	11,6052	11,4885	11,6052	11,7742	11,4822	11,3852	11,4822	11,8690	11,4314	11,4314	11,4314	11,9508	11,4956	11,4167	11,5155

Tablo 4. 6 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait yarı kalınlık değerleri

	ABS-0				CW-1				CW-2				CW-4			
Enerji (keV)	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	3,7467	3,6482	3,8359	3,6443	2,3748	2,2690	2,4431	2,2652	1,7823	1,6604	1,8093	1,6571	1,2348	1,1417	1,2545	1,1259
80,9	4,0694	3,9876	4,1119	3,9830	1,7555	1,6983	1,7554	1,6988	1,1579	1,0952	1,1345	1,0963	0,7243	0,6798	0,7120	0,6707
276,3	5,8856	5,8124	5,8521	5,8075	5,5262	5,3807	5,4592	5,3765	5,2325	4,9811	5,0648	4,9811	4,7780	4,5065	4,6043	4,4881
302,8	6,0802	6,0058	6,0376	6,0058	5,7897	5,6357	5,7141	5,6404	5,5319	5,2699	5,3421	5,2741	5,1535	4,8488	4,9698	4,8488
356	6,4617	6,3920	6,4040	6,3861	6,2609	6,1024	6,1623	6,1079	6,0765	5,7946	5,8560	5,7997	5,7825	5,4564	5,5626	5,4384
383,8	6,6476	6,5759	6,5822	6,5759	6,4780	6,3185	6,3415	6,3481	6,3226	6,0317	6,0870	6,0372	6,0680	5,7274	5,8186	5,7224
511	7,4612	7,3908	7,3749	7,3828	7,3818	7,2202	7,1970	7,2433	7,3063	6,9840	6,9988	6,9988	7,1955	6,7924	6,8993	6,7854
661,6	8,3482	8,2734	8,2238	8,2834	8,3281	8,1487	8,1100	8,1782	8,2982	7,9364	7,9554	7,9364	8,2253	7,8181	7,7811	7,8088
1173,2	10,9901	10,8695	10,8695	10,8868	11,0427	10,7786	10,7755	10,8476	11,0427	10,5819	10,5315	10,5988	11,1081	10,5538	10,5200	10,5369
1274,5	11,4249	11,3366	11,2622	11,3179	11,4969	11,2434	11,1956	11,2996	11,5525	11,0581	11,0581	11,0581	11,6105	11,0134	11,0134	11,0134
1332,5	11,6888	11,6052	11,4885	11,6052	11,7542	11,5302	11,4287	11,5302	11,8285	11,3222	11,3030	11,3416	11,8751	11,2973	11,2201	11,2779

Tablo 4. 7 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait ortalama serbest yol mesafeleri (cm)

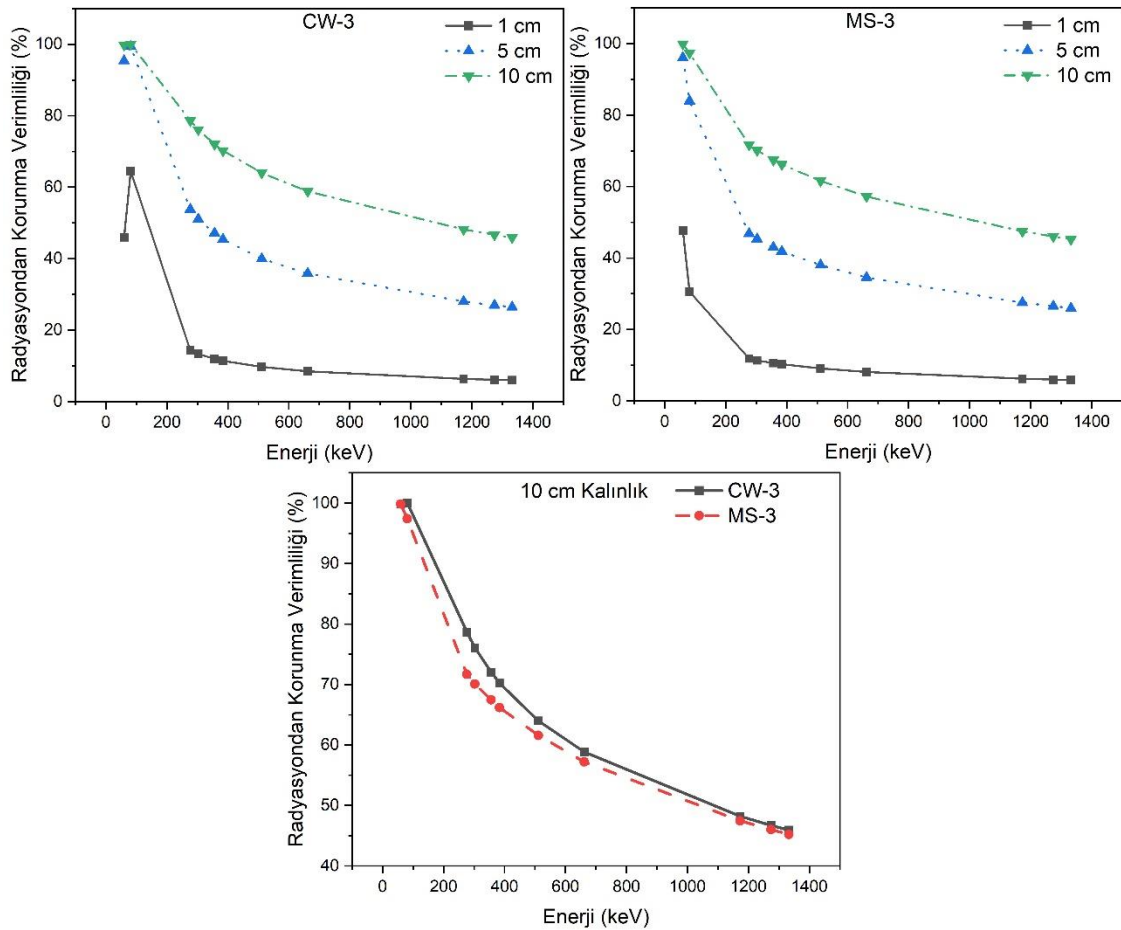
	ABS-0				MS-1				MS-2				MS-3			
Enerji (keV)	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	5,4054	5,2633	5,5341	5,2577	3,2605	3,1146	3,2873	3,1156	2,3979	2,2657	2,4012	2,2667	1,6389	1,5423	1,6381	1,5446
80,9	5,8710	5,7529	5,9322	5,7462	4,5434	4,3546	4,5523	4,3526	3,7651	3,5698	3,7432	3,5711	2,9019	2,7326	2,8958	2,7373
276,3	8,4911	8,3856	8,4428	8,3785	8,4438	8,1781	8,2615	8,1919	8,3893	8,0462	8,1484	8,0462	8,3036	7,9294	8,0693	7,9229
302,8	8,7719	8,6646	8,7103	8,6646	8,7466	8,4776	8,5522	8,4850	8,7108	8,3606	8,4338	8,3751	8,6603	8,2709	8,3938	8,2852
356	9,3223	9,2218	9,2390	9,2132	9,3257	9,0538	9,0962	9,0538	9,3049	8,9594	8,9761	8,9511	9,3049	8,9077	8,9911	8,9077
383,8	9,5905	9,4870	9,4961	9,4870	9,5850	9,3229	9,3229	9,3140	9,5969	9,2343	9,2520	9,2431	9,6219	9,2066	9,2868	9,2243
511	10,7643	10,6627	10,6397	10,6512	10,8073	10,5122	10,5009	10,5122	10,8108	10,4462	10,3674	10,4235	10,8731	10,4603	10,4149	10,4489
661,6	12,0438	11,9360	11,8644	11,9504	12,0875	11,7864	11,7013	11,7722	12,1359	11,7170	11,6321	11,7170	12,2399	11,7678	11,7104	11,7822
1173,2	15,8554	15,6814	15,6814	15,7063	15,9236	15,5085	15,4592	15,4838	15,9744	15,4349	15,2879	15,4349	16,1290	15,5381	15,3887	15,5381
1274,5	16,4826	16,3553	16,2479	16,3283	16,6030	16,1794	16,0724	16,1794	16,5017	16,1059	15,4845	16,1059	16,8435	16,1931	16,1116	16,2205
1332,5	16,8634	16,7427	16,5745	16,7427	16,9866	16,5653	16,4254	16,5653	17,1233	16,4920	16,4920	16,4920	17,2414	16,5847	16,4709	16,6134

Tablo 4. 8 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait ortalama serbest yol mesafeleri (cm)

Enerji (keV)	ABS-0				CW-1				CW-2				CW-3			
	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	5,4054	5,2633	5,5341	5,2577	3,4262	3,2735	3,5246	3,2680	2,5714	2,3954	2,6103	2,3906	1,7815	1,6471	1,8099	1,6243
80,9	5,8710	5,7529	5,9322	5,7462	2,5327	2,4502	2,5325	2,4508	1,6706	1,5801	1,6368	1,5816	1,0449	0,9807	1,0271	0,9676
276,3	8,4911	8,3856	8,4428	8,3785	7,9726	7,7628	7,8759	7,7566	7,5489	7,1862	7,3069	7,1862	6,8932	6,5015	6,6427	6,4749
302,8	8,7719	8,6646	8,7103	8,6646	8,3528	8,1306	8,2437	8,1374	7,9808	7,6029	7,7070	7,6089	7,4349	6,9954	7,1699	6,9954
356	9,3223	9,2218	9,2390	9,2132	9,0326	8,8039	8,8903	8,8118	8,7665	8,3599	8,4484	8,3672	8,3424	7,8720	8,0251	7,8459
383,8	9,5905	9,4870	9,4961	9,4870	9,3458	9,1157	9,1489	9,1583	9,1216	8,7019	8,7817	8,7098	8,7543	8,2628	8,3944	8,2556
511	10,7643	10,6627	10,6397	10,6512	10,6496	10,4165	10,3831	10,4499	10,5407	10,0758	10,0971	10,0971	10,3810	9,7993	9,9535	9,7892
661,6	12,0438	11,9360	11,8644	11,9504	12,0149	11,7561	11,7003	11,7987	11,9717	11,4498	11,4773	11,4498	11,8666	11,2791	11,2257	11,2657
1173,2	15,8554	15,6814	15,6814	15,7063	15,9312	15,5502	15,5458	15,6498	15,9312	15,2664	15,1937	15,2908	16,0256	15,2259	15,1772	15,2015
1274,5	16,4826	16,3553	16,2479	16,3283	16,5865	16,2207	16,1519	16,3018	16,6667	15,9534	15,9534	15,9534	16,7504	15,8890	15,8890	15,8890
1332,5	16,8634	16,7427	16,5745	16,7427	16,9578	16,6345	16,4882	16,6345	17,0648	16,3345	16,3067	16,3625	17,1321	16,2985	16,1872	16,2705

Radyasyon koruma verimliliği, radyasyona maruz kalmayı azaltmayı hedefleyen bir kavramdır. Bu yaklaşım, radyasyon çalışanları ve toplumun korunmasının önemli olduğu nükleer enerji, tıbbi görüntüleme ve endüstriyel uygulamalar gibi çeşitli alanlarda yaygın bir şekilde karşımıza çıkar. RKV, malzemelerin radyasyonu azaltma kapasitelerini analiz ederek, radyasyona bağlı olası sağlık risklerini en aza indirmede önemli bir rol oynar.

Tez kapsamında üretilen numunelerin RKV değerleri, deneysel ve simülasyon sonuçları temel alınarak Denklem 2.4 yardımıyla hesaplanmıştır. Elde edilen sonuçlar, Tablo 4.9 ile 4.14 arasında verilmiş, ilgili grafikler ise Şekil 4.3 sol alt köşede, Şekil 4.4 sol alt köşede sunulmuştur. RKV değeri en yüksek olan CW-3 ve MS-3 için farklı kalınlıklarda elde edilen sonuçlar ile 10 cm kalınlıkta iki numunenin karşılaştırması Şekil 4.7’de sunulmaktadır.



Şekil 4. 7 CW-3 ve MS-3 numunelerine ait radyasyon koruma verimlilikleri

Tablo 4.7 ile Şekil 4.3, 4.4 ve 4.7’de sunulan verilere dayanarak Radyasyondan Koruma Verimliliği açısından CW-3 ve MS-3 numunelerinin öne çıktığı net bir şekilde görülmektedir.

Tablo 4. 9 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 1 cm için

1 cm	ABS-0				CW-1				CW-2				CW-3			
Enerji (keV)	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	16,8896	17,3037	16,5313	17,3205	25,3134	26,3236	24,7023	26,3612	32,2198	34,1286	31,8252	34,1836	42,9550	45,5084	42,4499	45,9717
80,9	15,6614	15,9557	15,5129	15,9727	32,6212	33,5110	32,6235	33,5042	45,0419	46,8942	45,7163	46,8609	61,5957	63,9274	62,2267	64,4222
276,3	11,1100	11,2417	11,1699	11,2506	11,7882	12,0868	11,9239	12,0958	12,4071	12,9907	12,7905	12,9907	13,5038	14,2565	13,9758	14,3107
302,8	10,7742	10,9001	10,8461	10,9001	11,2831	11,5730	11,4237	11,5639	11,7768	12,3246	12,1688	12,3154	12,5847	13,3204	13,0183	13,3204
356	10,1717	10,2767	10,2585	10,2857	10,4802	10,7373	10,6387	10,7282	10,7804	11,2742	11,1629	11,2649	11,2964	11,9295	11,7157	11,9667
383,8	9,9018	10,0042	9,9951	10,0042	10,1474	10,3898	10,3541	10,3440	10,3834	10,8561	10,7629	10,8468	10,7947	11,3987	11,2304	11,4081
511	8,8715	8,9522	8,9706	8,9614	8,9626	9,1537	9,1818	9,1259	9,0509	9,4481	9,4292	9,4292	9,1836	9,7014	9,5585	9,7109
661,6	7,9676	8,0367	8,0831	8,0274	7,9861	8,1545	8,1917	8,1263	8,0137	8,3632	8,3441	8,3632	8,0817	8,4843	8,5229	8,4939
1173,2	6,1122	6,1779	6,1779	6,1684	6,0841	6,2284	6,2301	6,1900	6,0841	6,3404	6,3697	6,3306	6,0493	6,3567	6,3765	6,3666
1274,5	5,8866	5,9311	5,9691	5,9406	5,8509	5,9788	6,0035	5,9499	5,8235	6,0758	6,0758	6,0758	5,7953	6,0997	6,0997	6,0997
1332,5	5,7576	5,7979	5,8550	5,7979	5,7265	5,8345	5,8847	5,8345	5,6916	5,9384	5,9482	5,9285	5,6699	5,9511	5,9908	5,9610

Tablo 4. 10 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 5 cm için

5 cm	ABS-0				CW-1				CW-2				CW-3			
Enerji (keV)	DeneySEL	EpiXS	GEANT4	FLUKA	DeneySEL	EpiXS	GEANT4	FLUKA	DeneySEL	EpiXS	GEANT4	FLUKA	DeneySEL	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	60,3469	61,3251	59,4847	61,3642	76,7613	78,2908	75,7948	78,3462	85,6941	87,5982	85,2728	87,6499	93,9593	95,1955	93,6871	95,3963
80,9	57,3290	58,0684	56,9520	58,1107	86,1128	87,0058	86,1151	86,9992	94,9863	95,7762	95,2865	95,7629	99,1646	99,3892	99,2310	99,4300
276,3	44,5035	44,9134	44,6903	44,9412	46,5888	47,4865	46,9983	47,5133	48,4362	50,1313	49,5549	50,1313	51,5845	53,6547	52,8912	53,8010
302,8	43,4475	43,8454	43,6749	43,8454	45,0419	45,9338	45,4759	45,9062	46,5541	48,1930	47,7309	48,1659	48,9569	51,0690	50,2104	51,0690
356	41,5121	41,8530	41,7942	41,8824	42,5095	43,3304	43,0167	43,3014	43,4672	45,0142	44,6685	44,9855	45,0832	47,0152	46,3689	47,1268
383,8	40,6282	40,9648	40,9350	40,9648	41,4331	42,2188	42,1035	42,0709	42,1982	43,7064	43,4116	43,6770	43,5125	45,3991	44,8786	45,4279
511	37,1551	37,4326	37,4958	37,4642	37,4685	38,1221	38,2176	38,0271	37,7711	39,1183	39,0546	39,0546	38,2237	39,9649	39,4883	39,9965
661,6	33,9759	34,2230	34,3890	34,1898	34,0419	34,6433	34,7758	34,5430	34,1407	35,3827	35,3152	35,3827	34,3840	35,8084	35,9436	35,8422
1173,2	27,0467	27,3015	27,3015	27,2648	26,9371	27,4967	27,5034	27,3483	26,9371	27,9288	28,0417	27,8912	26,8018	27,9917	28,0675	28,0296
1274,5	26,1659	26,3401	26,4888	26,3773	26,0255	26,5267	26,6231	26,4139	25,9182	26,9052	26,9052	26,9052	25,8070	26,9980	26,9980	26,9980
1332,5	25,6584	25,8171	26,0417	25,8171	25,5357	25,9611	26,1584	25,9611	25,3978	26,3687	26,4071	26,3302	25,3119	26,4185	26,5735	26,4573

Tablo 4.11 Saf numune ve CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 10 cm için

10 cm	ABS-0				CW-1				CW-2				CW-3			
Enerji (keV)	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneysel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	84,2763	85,0425	83,5851	85,0727	94,5996	95,2871	94,1411	95,3112	97,9534	98,4620	97,8311	98,4748	99,6351	99,7692	99,6015	99,7881
80,9	81,7918	82,4174	81,4687	82,4529	98,0714	98,3115	98,0721	98,3098	99,7486	99,8216	99,7778	99,8205	99,9930	99,9963	99,9941	99,9968
276,3	69,2014	69,6547	69,4083	69,6853	71,4725	72,4233	71,9082	72,4515	73,4117	75,1311	74,5529	75,1311	76,5594	78,5211	77,8076	78,6566
302,8	68,0181	68,4666	68,2748	68,4666	69,7961	70,7685	70,2712	70,7386	71,4353	73,1603	72,6794	73,1323	73,9460	76,0575	75,2099	76,0575
356	65,7916	66,1893	66,1208	66,2234	66,9484	67,8855	67,5290	67,8527	68,0405	69,7657	69,3842	69,7341	69,8414	71,9261	71,2371	72,0442
383,8	64,7498	65,1485	65,1132	65,1485	65,6991	66,6133	66,4799	66,4422	66,5895	68,3103	67,9775	68,2772	68,0916	70,1874	69,6163	70,2188
511	60,5052	60,8532	60,9323	60,8928	60,8981	61,7113	61,8293	61,5937	61,2756	62,9341	62,8566	62,8566	61,8369	63,9578	63,3834	63,9958
661,6	56,4082	56,7339	56,9520	56,6902	56,4952	57,2850	57,4580	57,1538	56,6256	58,2461	58,1587	58,2461	56,9454	58,7944	58,9678	58,8378
1173,2	46,7781	47,1493	47,1493	47,0958	46,6182	47,4328	47,4424	47,2173	46,6182	48,0575	48,2200	48,0032	46,4203	48,1480	48,2572	48,2026
1274,5	45,4853	45,7422	45,9611	45,7970	45,2778	46,0167	46,1583	45,8508	45,1188	46,5715	46,5715	46,5715	44,9539	46,7071	46,7071	46,7071
1332,5	44,7333	44,9690	45,3017	44,9690	44,5506	45,1824	45,4742	45,1824	44,3451	45,7843	45,8409	45,7276	44,2169	45,8576	46,0855	45,9147

Tablo 4.12 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 1 cm için

1 cm	ABS-0				MS-1				MS-2				MS-3			
Enerji (keV)	Deneyzel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyzel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyzel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyzel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	16,8896	17,3037	16,5313	17,3205	26,4129	27,4626	26,2288	27,4551	34,0999	35,6846	34,0618	35,6712	45,6741	47,7103	45,6902	47,6613
80,9	15,6614	15,9557	15,5129	15,9727	19,7561	20,5182	19,7214	20,5264	23,3254	24,4312	23,4440	24,4234	29,1496	30,6459	29,2010	30,6026
276,3	11,1100	11,2417	11,1699	11,2506	11,1686	11,5097	11,4004	11,4915	11,2370	11,6869	11,5492	11,6869	11,3461	11,8485	11,6555	11,8576
302,8	10,7742	10,9001	10,8461	10,9001	10,8036	11,1267	11,0352	11,1175	10,8456	11,2733	11,1811	11,2549	10,9053	11,3883	11,2312	11,3698
356	10,1717	10,2767	10,2585	10,2857	10,1681	10,4569	10,4109	10,4569	10,1897	10,5611	10,5425	10,5704	10,1897	10,6190	10,5259	10,6190
383,8	9,9018	10,0042	9,9951	10,0042	9,9072	10,1710	10,1710	10,1803	9,8955	10,2635	10,2448	10,2541	9,8712	10,2926	10,2085	10,2739
511	8,8715	8,9522	8,9706	8,9614	8,8378	9,0743	9,0836	9,0743	8,8351	9,1290	9,1950	9,1478	8,7867	9,1172	9,1551	9,1267
661,6	7,9676	8,0367	8,0831	8,0274	7,9400	8,1344	8,1910	8,1438	7,9096	8,1806	8,2378	8,1806	7,8452	8,1467	8,1850	8,1372
1173,2	6,1122	6,1779	6,1779	6,1684	6,0869	6,2446	6,2639	6,2542	6,0681	6,2734	6,3318	6,2734	6,0117	6,2331	6,2917	6,2331
1274,5	5,8866	5,9311	5,9691	5,9406	5,8452	5,9936	6,0322	5,9936	5,8800	6,0201	6,2540	6,0201	5,7642	5,9886	6,0180	5,9789
1332,5	5,7576	5,7979	5,8550	5,7979	5,7171	5,8581	5,9065	5,8581	5,6727	5,8834	5,8834	5,8834	5,6350	5,8515	5,8907	5,8417

Tablo 4. 13 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 5 cm için

5 cm	ABS-0				MS-1				MS-2				MS-3			
Enerji (keV)	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyssel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	60,3469	61,3251	59,4847	61,3642	78,4221	79,9178	78,1509	79,9075	87,5712	88,9954	87,5352	88,9839	95,2681	96,0909	95,2751	96,0725
80,9	57,3290	58,0684	56,9520	58,1107	66,7295	68,2797	66,6574	68,2960	73,4993	75,3559	73,7037	75,3431	82,1470	83,9543	82,2117	83,9041
276,3	44,5035	44,9134	44,6903	44,9412	44,6863	45,7402	45,4043	45,6843	44,8989	46,2812	45,8613	46,2812	45,2367	46,7708	46,1856	46,7985
302,8	43,4475	43,8454	43,6749	43,8454	43,5407	44,5556	44,2698	44,5271	43,6732	45,0115	44,7253	44,9544	43,8616	45,3668	44,8811	45,3099
356	41,5121	41,8530	41,7942	41,8824	41,5004	42,4348	42,2867	42,4348	41,5705	42,7689	42,7095	42,7986	41,5705	42,9539	42,6561	42,9539
383,8	40,6282	40,9648	40,9350	40,9648	40,6460	41,5099	41,5099	41,5400	40,6074	41,8102	41,7498	41,7800	40,5271	41,9048	41,6319	41,8442
511	37,1551	37,4326	37,4958	37,4642	37,0387	37,8511	37,8830	37,8511	37,0293	38,0378	38,2625	38,1021	36,8622	37,9977	38,1267	38,0300
661,6	33,9759	34,2230	34,3890	34,1898	33,8768	34,5718	34,7733	34,6054	33,7676	34,7361	34,9391	34,7361	33,5354	34,6157	34,7518	34,5817
1173,2	27,0467	27,3015	27,3015	27,2648	26,9481	27,5595	27,6340	27,5967	26,8750	27,6708	27,8957	27,6708	26,6553	27,5150	27,7411	27,5150
1274,5	26,1659	26,3401	26,4888	26,3773	26,0033	26,5845	26,7354	26,5845	26,1401	26,6879	27,5956	26,6879	25,6845	26,5653	26,6799	26,5270
1332,5	25,6584	25,8171	26,0417	25,8171	25,4984	26,0541	26,2440	26,0541	25,3231	26,1531	26,1531	26,1531	25,1736	26,0280	26,1819	25,9895

Tablo 4. 14 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait radyasyondan koruma verimlilikleri 10 cm için

10 cm	ABS-0				MS-1				MS-2				MS-3			
Enerji (keV)	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA	Deneyisel	EpiXS	GEANT4	FLUKA
59,5	84,2763	85,0425	83,5851	85,0727	95,3439	95,9671	95,2262	95,9629	98,4552	98,7890	98,4463	98,7865	99,7761	99,8472	99,7768	99,8457
80,9	81,7918	82,4174	81,4687	82,4529	88,9308	89,9382	88,8827	89,9486	92,9771	93,9267	93,0850	93,9204	96,8127	97,4253	96,8358	97,4092
276,3	69,2014	69,6547	69,4083	69,6853	69,4040	70,5587	70,1931	70,4981	69,6387	71,1430	70,6900	71,1430	70,0098	71,6665	71,0401	71,6960
302,8	68,0181	68,4666	68,2748	68,4666	68,1235	69,2592	68,9414	69,2276	68,2729	69,7627	69,4471	69,6998	68,4848	70,1522	69,6190	70,0899
356	65,7916	66,1893	66,1208	66,2234	65,7779	66,8625	66,6917	66,8625	65,8600	67,2460	67,1780	67,2800	65,8600	67,4575	67,1168	67,4575
383,8	64,7498	65,1485	65,1132	65,1485	64,7710	65,7891	65,7891	65,8242	64,7252	66,1395	66,0691	66,1043	64,6298	66,2494	65,9316	66,1791
511	60,5052	60,8532	60,9323	60,8928	60,3588	61,3751	61,4148	61,3751	60,3469	61,6068	61,8848	61,6865	60,1361	61,5572	61,7170	61,5972
661,6	56,4082	56,7339	56,9520	56,6902	56,2772	57,1915	57,4548	57,2355	56,1327	57,4062	57,6708	57,4062	55,8245	57,2490	57,4267	57,2044
1173,2	46,7781	47,1493	47,1493	47,0958	46,6342	47,5237	47,6316	47,5777	46,5274	47,6848	48,0097	47,6848	46,2056	47,4592	47,7865	47,4592
1274,5	45,4853	45,7422	45,9611	45,7970	45,2449	46,1017	46,3229	46,1017	45,4471	46,2533	47,5761	46,2533	44,7720	46,0734	46,2416	46,0172
1332,5	44,7333	44,9690	45,3017	44,9690	44,4952	45,3200	45,6005	45,3200	44,2337	45,4664	45,4664	45,4664	44,0102	45,2814	45,5089	45,2244

Bir malzemenin etkin atom numarası (Z_{etk}), malzemenin radyasyonla olan etkileşimlerini belirleyen temel bir faktördür. Düşük Z_{etk} değerine sahip malzemeler, radyasyonu daha az azaltarak ve radyasyon şiddetini sınırlayarak radyasyonun etkilerinin artmasına neden olabilir. Buna karşın, yüksek Z_{etk} değerine sahip malzemeler, daha fazla radyasyon şiddeti azaltımına imkân tanıyarak radyasyonu etkili bir şekilde engelleyebilir. Bu nedenle, radyasyon koruma amaçlı kullanılan malzemelerin Z_{etk} değerleri, zırhlama kapasitelerini değerlendirmek açısından büyük önem taşır. Doğru malzemelerin seçimi, radyasyondan kaynaklanabilecek olası riskleri en aza indirmeye yardımcı olabilir. Z_{etk} ile ilgili sonuçlar Tablo 4.15'te sunulmuştur.

Tablo 4. 15 Numunelere ait EpiXS ile belirlenmiş etkin atom numarası

Etkin Atom Numarası							
Enerji (keV)	ABS-0	MS-1	MS-2	MS-3	CW-1	CW-2	CW-3
40	18,9141	16,9899	17,5052	21,6903	17,2644	19,4944	23,3910
50	18,2824	14,5256	12,9260	18,9983	14,6883	16,6521	20,1526
59,5	17,6336	12,4909	9,9035	16,5433	12,5819	14,2534	17,2881
70	16,9398	10,7211	7,6611	14,2198	15,2627	20,1358	27,6838
80,9	16,3058	9,3787	6,1454	12,3282	13,1347	17,2926	24,0062
90	15,8609	8,5586	5,2848	11,1125	11,7284	15,3270	21,3142
100	15,4561	7,8856	4,6096	10,0768	10,5244	13,5932	18,8385
110	15,1302	7,3866	4,1266	9,2868	9,5904	12,2117	16,7915
120	14,8678	7,0104	3,7714	8,6778	8,8645	11,1167	15,1214
130	14,6578	6,7241	3,5061	8,2065	8,2974	10,2473	13,7635
140	14,4881	6,5019	3,3034	7,8363	7,8471	9,5482	12,6506
150	14,3501	6,3265	3,1444	7,5404	7,4861	8,9817	11,7345
276,3	13,7262	5,5898	2,4923	6,2668	5,8829	6,3954	7,3768
302,8	13,6876	5,5472	2,4557	6,1920	5,7846	6,2329	7,0929
356	13,6366	5,4914	2,4083	6,0943	5,6552	6,0184	6,7165
383,8	13,6183	5,4716	2,3917	6,0599	5,6093	5,9424	6,5826
511	13,5724	5,4223	2,3506	5,9738	5,4933	5,7493	6,2414
661,6	13,5481	5,3969	2,3305	5,9307	5,4344	5,6516	6,0689
1173,2	13,5254	5,3732	2,3116	5,8902	5,3781	5,5579	5,9026
1274,5	13,5266	5,3742	2,3114	5,8907	5,3772	5,5549	5,8956
1332,5	13,5283	5,3757	2,3117	5,8922	5,3779	5,5549	5,8941

Enerji soğurma yığılma faktörü, yalnızca başlangıçta mevcut olan birincil radyasyonu değil, aynı zamanda malzeme içinde saçılan radyasyonu da dikkate alarak radyasyonun malzeme tarafından ne kadar enerji soğurduğunu belirlemektedir. Bu faktör, malzeme içinde soğurulan toplam enerji ile yalnızca birincil radyasyondan soğurulan enerji arasındaki oranı belirtir. Radyasyonun malzeme içinde birikimini ve enerjinin transferini hesaba katmaktadır. Bu, özellikle radyoterapi ve tıbbi görüntüleme gibi uygulamalarda önemlidir, çünkü vücut dokularının radyasyona maruz kaldığında ne kadar enerji soğurduğunun anlaşılması gerekmektedir. Elde edilen veriler Tablo 4.16 ve Tablo 4.17’de verilmiştir. Enerji soğurma yığılma faktörü, enerji seviyelerine bağlı olarak belirgin bir değişim göstermektedir. Düşük enerji seviyelerinde, özellikle 0,015 MeV gibi çok düşük enerjilerde, yığılma faktörlerinin oldukça yüksek olduğu gözlemlenmektedir. Bu eğilim, düşük enerjili gamma fotonlarının daha fazla etkileşimde bulunduğunu ve bu etkileşimlerin çoğunun soğurulma ve saçılma gibi süreçlerle gerçekleştiğini işaret etmektedir. Enerji arttıkça, gamma ışınlarının etkileşim olasılığı azalmaktadır, bu da yığılma faktörlerinin düşmesine yol açmaktadır.

Bu davranış, enerji seviyeleri yükseldikçe, gamma ışınlarının materyal içindeki etkileşimlerinin daha az yoğun hale geldiğini ve dolayısıyla daha derinlere geçebildiğini göstermektedir. Yığılma faktörlerinin enerjiyle ters orantılı bir şekilde azalması, gamma ışınlarının materyal içinde ilerlerken daha az kayıp yaşadığını ve bu ışınların daha fazla mesafe kat edebileceğini ortaya koymaktadır.

Tablo 4. 16 Saf numune, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait enerji soğurma yığılma faktörü sonuçları

Enerji (MeV)	ABS-0 1-OSY	ABS-0 5-OSY	ABS-0 10-OSY	ABS-0 40-OSY	CW-1 1-OSY	CW-1 5-OSY	CW-1 10-OSY	CW-1 40-OSY	CW-2 1-OSY	CW-2 5-OSY	CW-2 10-OSY	CW-2 40-OSY	CW-4 1-OSY	CW-4 5-OSY	CW-4 10-OSY	CW-4 40-OSY
0,015	1,4500	2,2200	2,7500	4,5700	1,0600	1,1300	1,1700	1,2500	1,0300	1,0600	1,0800	1,1200	1,0200	1,0400	1,0500	1,0700
0,02	2,0100	4,7800	7,5000	22,9000	1,1200	1,2500	1,3300	1,5100	1,0700	1,1300	1,1700	1,2700	1,0400	1,0700	1,0900	1,1300
0,03	3,8500	19,9500	49,5700	545,0100	1,3200	1,7500	2,0100	2,7900	1,1800	1,3800	1,4900	1,8000	1,1000	1,2100	1,2700	1,4100
0,04	5,1300	50,4400	197,1700	6 261,80	1,6100	2,6600	3,3800	5,9600	1,3500	1,8200	2,1100	2,9500	1,2100	1,4400	1,5700	1,9200
0,05	5,6100	75,7800	389,6600	28 192,3	2,0500	4,1500	5,9300	14,7000	1,5700	2,5100	3,1500	5,3500	1,3500	1,7900	2,0600	2,8400
0,06	5,4100	87,0700	526,3800	61 117,5	2,4800	6,2000	9,9600	32,1000	1,9000	3,5200	4,8000	10,9500	1,5100	2,2800	2,7900	4,4600
0,08	4,8300	88,1900	611,2700	98 0280	1,6800	2,8700	3,7200	6,7900	1,3900	1,9200	2,2400	3,1900	1,2500	1,5200	1,7000	2,4000
0,1	4,2700	78,7200	565,3200	96 3390	2,0300	4,2200	6,0700	14,0500	1,6000	2,4900	3,0800	4,9800	1,3400	1,8400	2,1500	3,2600
0,2	3,5400	57,0300	382,1800	47 9170	2,8500	7,9500	13,8300	58,6000	2,2800	4,5800	6,5800	16,1400	1,9000	3,1300	4,0600	8,2800
0,2	3,1800	44,1300	262,6300	21 1070	3,1200	11,0300	22,6000	157,4800	2,6800	7,0300	11,8000	43,0400	2,4700	5,2600	8,1500	41,2400
0,3	2,7900	29,9000	145,1500	6 004	3,0700	13,3300	31,5600	277,1600	2,9100	10,1200	20,3100	114,2600	2,6600	7,4100	13,1500	71,6800
0,4	2,6200	22,7700	93,5900	2 542	2,8300	13,1900	33,5800	376,4700	2,7900	11,0500	25,0400	203,8500	2,7300	9,0500	18,3400	140,1800
0,5	2,4500	18,3300	67,6300	1 3648	2,6200	12,3700	32,1200	334,3100	2,6200	10,9500	26,0300	233,7200	2,6600	9,5900	20,6200	168,8900
0,6	2,3900	15,6000	51,7400	777,2400	2,4900	11,4600	29,6300	295,9500	2,5000	10,5000	25,2400	222,7800	2,5800	9,5700	20,9500	162,1000
0,8	2,2000	12,1100	35,1900	350,7700	2,2800	9,9000	24,9600	213,2300	2,3100	9,4200	22,5400	183,0200	2,4100	9,0400	20,0400	144,7300
1	2,0900	10,0800	26,8000	221,1900	2,1300	8,8000	21,1100	157,1100	2,1700	8,4900	19,7600	139,5400	2,2800	8,3700	18,3700	119,8400
2	1,9400	7,4600	16,9800	100,6500	1,9400	7,1800	16,0600	96,7600	1,9400	7,0100	15,4900	92,6600	1,9500	6,7700	14,7600	88,5400
2	1,8400	6,1500	12,7800	63,4000	1,8400	6,1000	12,6200	62,6800	1,8400	6,0700	12,6700	65,9300	1,8300	6,0200	12,5500	67,2200
3	1,7200	4,8100	8,9600	35,8500	1,7100	4,8000	8,9800	36,8100	1,7100	4,7900	9,0200	38,3200	1,7000	4,7600	9,0600	39,9500
4	1,6300	4,1000	7,1600	25,3600	1,6300	4,0800	7,1700	26,3100	1,6200	4,0700	7,2000	27,4000	1,6100	4,0400	7,2100	28,5900
5	1,5700	3,6500	6,1100	20,1300	1,5700	3,6300	6,1000	20,9700	1,5500	3,6000	6,1100	21,8700	1,5500	3,5700	6,1200	23,5200
6	1,5200	3,3300	5,4000	17,1500	1,5000	3,2900	5,4100	17,1300	1,5000	3,2700	5,3800	17,4800	1,4800	3,2300	5,3900	18,6500
8	1,4400	2,9000	4,5100	13,7600	1,4300	2,8600	4,4700	14,0200	1,4100	2,8200	4,4600	14,6800	1,3900	2,7600	4,4400	16,0600
10	1,3800	2,6200	3,9400	10,9600	1,3600	2,5700	3,9000	11,5000	1,3500	2,5200	3,8700	12,0200	1,3300	2,4600	3,8300	13,1200
15	1,2900	2,1900	3,1400	7,8900	1,2700	2,1300	3,0700	8,1700	1,2600	2,0900	3,0300	8,7200	1,2300	2,0200	2,9900	9,8900

Tablo 4. 17 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait enerji soğurma yığılma faktörü sonuçları

Enerji (MeV)	ABS-0 1-OSY	ABS-0 5-OSY	ABS-0 10-OSY	ABS-0 40-OSY	MS-1 1-OSY	MS-1 5-OSY	MS-1 10-OSY	MS-1 40-OSY	MS-2 1-OSY	MS-2 5-OSY	MS-2 10-OSY	MS-2 40-OSY	MS- 4 1-OSY	MS- 4 5-OSY	MS- 4 10-OSY	MS- 4 40-OSY
0,015	1,4500	2,2200	2,7500	4,5700	1,0100	1,3800	1,5000	1,8300	1,1200	1,2600	1,3400	1,5400	1,0700	1,1500	1,1900	1,3000
0,02	2,0100	4,7800	7,5000	22,9000	1,0200	1,9400	2,3100	3,4800	1,2600	1,6200	1,8400	2,4800	1,1500	1,3300	1,4300	1,6900
0,03	3,8500	19,9500	49,5700	545,0100	1,0600	1,6200	1,8200	2,4100	1,1500	1,3200	1,4100	1,6600	1,0900	1,1700	1,2200	1,3400
0,04	5,1300	50,4400	197,1700	6 261	1,1400	2,3600	2,9100	4,7700	1,3000	1,6900	1,9100	2,5600	1,1700	1,3700	1,4700	1,7400
0,05	5,6100	75,7800	389,6600	35 624	1,2600	3,6000	4,9600	10,7800	1,5100	2,2700	2,7800	4,4500	1,3000	1,6600	1,8800	2,4900
0,06	5,4100	87,0700	526,3800	61 117	1,4000	5,3900	8,3200	25,2100	1,7400	3,1100	4,1400	8,0900	1,4500	2,0800	2,4900	3,7500
0,08	4,8300	88,1900	611,2700	98 028	1,7600	10,1900	18,9200	92,5000	2,4400	5,6300	8,6900	27,5900	1,8600	3,3600	4,5200	10,2000
0,1	4,2700	78,7200	565,3200	96 339	2,2000	15,6400	34,3700	250,9900	3,0100	9,1100	16,4100	74,4600	2,2600	5,2400	7,9700	20,7800
0,2	3,5400	57,0300	382,1800	47 917	3,2200	23,4500	64,9800	833,8300	3,6700	16,3300	37,4300	301,8000	3,2000	10,6400	20,2700	100,7000
0,2	3,1800	44,1300	262,6300	21 107	3,4500	24,3800	75,9400	1 394	3,6200	19,3500	51,9100	678,5700	3,4100	14,4900	33,2800	289,2800
0,3	2,7900	29,9000	145,1500	6 004	3,1600	21,0500	68,6000	1 303	3,1600	18,6900	55,2600	834,1600	3,1500	15,9700	42,4500	501,9500
0,4	2,6200	22,7700	93,5900	2 542	2,8500	17,8000	56,7100	954,2400	2,8300	16,5000	49,2900	723,5500	2,8400	14,9600	41,4900	588,1900
0,5	2,4500	18,3300	67,6300	1 364	2,6200	15,3500	46,9800	668,7800	2,6200	14,5500	42,5400	561,1900	2,6200	13,5600	37,6800	474,3900
0,6	2,3900	15,6000	51,7400	777,2400	2,4800	13,5500	39,7200	487,1400	2,4600	12,9700	36,7900	430,3500	2,4800	12,3200	33,5300	396,7400
0,8	2,2000	12,1100	35,1900	350,7700	2,2600	11,0700	30	289,9400	2,2500	10,7700	28,6300	270,4000	2,2600	10,4100	27,1100	260,8200
1	2,0900	10,0800	26,8000	221,1900	2,1300	9,4700	23,9900	191,3800	2,1200	9,3000	23,2800	183,3200	2,1300	9,0700	22,2900	172,1700
2	1,9400	7,4600	16,9800	100,6500	1,9400	7,3800	16,7000	99,5600	1,9400	7,3000	16,4800	98,1600	1,9400	7,2500	16,2800	97,8600
2	1,8400	6,1500	12,7800	63,4000	1,8300	6,1300	12,7300	63,0600	1,8400	6,1200	12,7100	63,7900	1,8400	6,0900	12,5700	62,1900
3	1,7200	4,8100	8,9600	35,8500	1,6900	4,8000	8,9700	36,4500	1,7100	4,8000	8,9800	36,7700	1,7100	4,7900	9,0100	38,0900
4	1,6300	4,1000	7,1600	25,3600	1,5900	4,0900	7,1700	25,8300	1,6200	4,0800	7,1800	26,4100	1,6200	4,0700	7,2000	27,4800
5	1,5700	3,6500	6,1100	20,1300	1,5100	3,6400	6,1100	20,6500	1,5600	3,6200	6,1100	21,1000	1,5500	3,6000	6,1200	22,0900
6	1,5200	3,3300	5,4000	17,1500	1,4400	3,3100	5,4100	17,4100	1,5000	3,2900	5,4000	17,2400	1,5000	3,2600	5,3900	17,6900
8	1,4400	2,9000	4,5100	13,7600	1,3500	2,8700	4,4800	13,8600	1,4200	2,8500	4,4700	14,2000	1,4000	2,8000	4,4500	15,0000
10	1,3800	2,6200	3,9400	10,9600	1,2900	2,5800	3,9100	11,2300	1,3600	2,5500	3,8900	11,6400	1,3400	2,5100	3,8600	12,3200
15	1,2900	2,1900	3,1400	7,8900	1,1900	2,1500	3,0900	8,0600	1,2700	2,1200	3,0600	8,3100	1,2500	2,0700	3,0200	9,0700

Maruziyet yığılma faktörü, bir zırhlama malzemesinin radyasyonun maruziyetini (veya dozunu) belirli bir seviyeye kadar ne kadar azalttığını ölçmek için kullanılan bir parametredir. Bu faktör, zırhlama malzemesi içinde meydana gelen saçılma ve ikincil radyasyonu dikkate almaktadır. Maruziyet, gelen radyasyonun havada ürettiği iyonlaşmanın bir ölçüsüdür. Gelen radyasyonun enerjisi, zırhlama malzemesinin atom numarası, yoğunluğu ve kalınlığı gibi faktörlerden etkilenmektedir. Sonuç olarak, bir malzemenin maruziyet birikim faktörü, o malzemenin saçılmadan dolayı radyasyonu azaltmadaki etkinliğini gösteren önemli bir parametredir. Yüksek bir birikim faktörü daha iyi radyasyon korumasını, düşük bir birikim faktörü ise daha zayıf korumayı temsil etmektedir. Elde edilen veriler Tablo 4.18 ve Tablo 4.19’da verilmektedir. MS-3 numunesi, en yüksek maruziyet yığılma faktörüne sahip olup, bu numune gama ışınlarını daha yüksek oranda soğurur ve dolayısıyla daha fazla enerjiye maruz kalmaktadır. Bu, MS-3’ün daha yoğun bir yapı ve daha fazla etkileşim kapasitesine sahip olduğu anlamına gelmektedir. Diğer yandan, MS-1 ve MS-2 numuneleri daha düşük maruziyet yığılma faktörlerine sahip olabilmektedir, bu da gama ışınlarının bu malzemelerde daha az etkileşime girip daha fazla geçiş yaptığı anlamına gelmektedir. CW-1, CW-2 ve CW-3 numuneleri de benzer şekilde maruziyet yığılma faktörlerinde farklılıklar gösterir; CW-1 daha düşük bir faktöre sahip iken, CW-3 daha yüksek bir faktörle daha fazla enerjiye maruz kalmaktadır. Bu, CW-3’ün daha yoğun ve daha fazla foton etkileşimi sağlayan bir malzeme olduğunu göstermektedir.

Genel olarak, maruziyet yığılma faktörleri, malzemelerin fotonlarla veya parçacıklarla etkileşimi ve bu etkileşimden kaynaklanan enerji emilimi hakkında önemli bilgiler sunmaktadır. Yüksek maruziyet yığılma faktörüne sahip numuneler, daha fazla enerji soğurmaktadır ve bu nedenle, bu numuneler daha güçlü maruziyet etkilerine sahiptir. Uygulama gereksinimlerine göre, yüksek maruziyet kapasitesine sahip numuneler, daha fazla enerji emiliminin gerektiği durumlar için tercih edilebilmektedirler.

Tablo 4. 18 Saf numune, MS-1, MS-2, MS-3 numunelerine ait maruziyet yığılma faktörü sonuçları

ABS-0					MS-1				MS-2				MS-3			
Enerji (MeV)	1-OSY	5-OSY	10-OSY	40-OSY	1-OSY	5-OSY	10-OSY	40-OSY	1-OSY	5-OSY	10-OSY	40-OSY	1-OSY	5-OSY	10-OSY	40-OSY
0,015	1,4347	2,2014	2,7317	4,5266	1,1672	1,3794	1,4967	1,8150	1,1182	1,2582	1,3340	1,5330	1,0712	1,1499	1,1919	1,2990
0,02	1,9774	4,6563	7,2813	22,3211	1,3617	1,9247	2,2881	3,4610	1,2589	1,6150	1,8306	2,4726	1,1493	1,3262	1,4249	1,6883
0,03	3,6629	18,7962	46,8229	526,6420	1,2654	1,6086	1,8096	2,3953	1,1502	1,3192	1,4112	1,6582	1,0865	1,1730	1,2203	1,3374
0,04	5,4631	54,9483	215,9350	6931,9800	1,5061	2,3125	2,8534	4,6751	1,2966	1,6750	1,8984	2,5402	1,1712	1,3615	1,4654	1,7366
0,05	6,8910	100,6520	531,6400	39.966,5	1,7471	3,3784	4,6920	10,2206	1,4683	2,1906	2,6769	4,3074	1,2817	1,6293	1,8404	2,4571
0,06	7,3702	135,5520	860,5520	105.264,0	2,0710	4,7365	7,3219	22,7421	1,6367	2,8371	3,7616	7,4278	1,3897	1,9674	2,3474	3,5822
0,08	6,9166	155,9410	1.170,18	198.751,0	2,4555	7,3652	13,5234	62,7236	1,9164	4,3548	6,7602	20,0817	1,6034	2,7855	3,7305	7,6316
0,1	6,1565	144,8860	1.140,65	204.782,0	2,6214	9,7103	20,8157	147,7140	2,1581	5,9800	10,6251	45,4127	1,7769	3,7578	5,6572	15,0587
0,2	4,5514	101,5710	781,2420	106.159,0	2,6804	12,8204	33,8726	426,6980	2,3513	8,7954	19,5130	144,5620	2,0384	5,9718	11,1943	52,6568
0,2	3,7690	71,7276	498,2860	47.542,60	2,6172	13,7827	40,3854	701,0330	2,3881	10,3774	26,5254	314,4010	2,1371	7,7010	17,1842	134,7210
0,3	3,1480	44,5884	248,0980	11.885,30	2,4311	13,3629	40,9072	735,6650	2,3107	11,0965	31,2324	442,9750	2,1626	9,0415	22,9744	248,6610
0,4	2,8450	31,9455	148,4800	3.815,59	2,3185	12,3481	37,0995	592,8920	2,2346	10,7512	30,6172	425,5890	2,1335	9,2707	24,5299	288,8450
0,5	2,6593	24,7248	100,8080	2.129,22	2,2179	11,3051	32,8974	448,9420	2,1430	10,1721	28,3657	357,4800	2,0903	9,0634	24,0572	271,1860
0,6	2,5434	20,1357	73,2673	1.063,67	2,1431	10,4095	29,2357	345,9450	2,0852	9,5627	25,9758	291,4840	2,0304	8,6986	22,7357	254,8060
0,8	2,3169	14,7622	45,6531	468,6420	2,0327	9,0416	23,7248	223,4900	1,9908	8,5000	21,8366	200,3040	1,9482	7,9234	19,9405	190,0240
1	2,1989	11,8500	32,8810	276,8440	1,9558	8,0247	19,8274	155,8720	1,9225	7,6547	18,6292	143,7590	1,8874	7,2577	17,3497	130,6320
2	2,0471	8,6338	20,2291	122,3500	1,9222	7,2504	16,3915	97,7985	1,8812	6,8398	15,2789	90,9650	1,8369	6,5063	14,4261	86,0000
2	1,9309	6,8674	14,5347	73,2859	1,8634	6,3137	13,1636	65,6370	1,8339	6,0732	12,6147	63,2876	1,8008	5,8269	11,9769	59,0288
3	1,7712	5,1518	9,6680	38,8192	1,7325	4,9373	9,2599	37,5963	1,7135	4,8263	9,0485	37,2597	1,6963	4,7392	8,9063	37,6767
4	1,6711	4,2854	7,5007	26,5693	1,6419	4,1700	7,3179	26,3487	1,6275	4,1111	7,2313	26,4978	1,6156	4,0703	7,2102	27,5706
5	1,5890	3,7304	6,2383	20,4689	1,5688	3,6575	6,1436	20,5757	1,5580	3,6234	6,1117	21,0330	1,5457	3,5976	6,1212	21,4151
6	1,5343	3,3893	5,4933	17,2043	1,5214	3,3398	5,4398	17,6896	1,5121	3,3119	5,4188	17,5468	1,5006	3,2951	5,4624	18,5876
8	1,4441	2,9031	4,4962	12,3896	1,4326	2,8725	4,4761	12,6969	1,4208	2,8533	4,4859	14,2812	1,4128	2,8439	4,5266	14,9828
10	1,3788	2,5898	3,8896	11,0911	1,3679	2,5659	3,8815	11,2653	1,3599	2,5549	3,8957	11,5925	1,3540	2,5441	3,9300	12,6735
15	1,2818	2,1540	3,0688	7,7874	1,2739	2,1360	3,0647	7,9992	1,2690	2,1222	3,0633	8,3146	1,2643	2,1079	3,0829	9,3001

Tablo 4. 19 Saf numune, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait maruziyet yığılma faktörü sonuçları

ABS-0					CW-1				CaW-2				CW-3			
Enerji (MeV)	1-OSY	5-OSY	10-OSY	40-OSY	1-OSY	5-OSY	10-OSY	40-OSY	1-OSY	5-OSY	10-OSY	40-OSY	1-OSY	5-OSY	10-OSY	40-OSY
0,015	1,4347	2,2014	2,7317	4,5266	1,0615	1,1285	1,1640	1,2543	1,0312	1,0660	1,0839	1,1211	1,0178	1,0373	1,0483	1,0716
0,02	1,9774	4,6563	7,2813	22,3211	1,1171	1,2521	1,3252	1,5128	1,0625	1,1323	1,1690	1,2617	1,0393	1,0760	1,0928	1,1322
0,03	3,6629	18,7962	46,8229	526,6420	1,3109	1,7346	1,9923	2,7663	1,1778	1,3799	1,4922	1,8001	1,1019	1,2090	1,2665	1,4110
0,04	5,4631	54,9483	215,9350	6.931,9	1,5852	2,5923	3,2995	5,8211	1,3432	1,8027	2,0836	2,9137	1,2029	1,4365	1,5662	1,9143
0,05	6,8910	100,6520	531,6400	39.966,5	1,9034	3,9066	5,6135	13,9973	1,5330	2,4059	3,0161	5,1667	1,3230	1,7462	2,0075	2,7924
0,06	7,3702	135,5520	860,5520	105.264,0	2,2248	5,3832	8,6385	31,5992	1,7109	3,1633	4,3378	9,3244	1,4416	2,1342	2,6078	4,2107
0,08	6,9166	155,9410	1.170,18	198.751,0	1,5188	2,4568	3,1629	5,8647	1,3031	1,7493	2,0354	2,9367	1,2449	1,5659	1,8316	4,2922
0,1	6,1565	144,8860	1.140,65	204.782,0	1,6548	3,1572	4,4874	10,4597	1,3875	2,0750	2,5679	4,2289	1,2609	1,6348	1,8835	2,7238
0,2	4,5514	101,5710	781,2420	106.159,0	1,8673	4,7004	8,0257	30,6612	1,5932	3,0713	4,4258	10,4991	1,4276	2,3027	3,0083	5,9215
0,2	3,7690	71,7276	498,2860	47.542,60	1,9713	6,0306	12,0203	70,4545	1,7318	4,1276	6,8956	23,8126	1,6065	3,1595	4,7488	15,4611
0,3	3,1480	44,5884	248,0980	11.885,30	2,0307	7,3590	16,7969	134,0050	1,8593	5,5385	10,9038	56,9788	1,7306	4,2541	7,3521	30,6637
0,4	2,8450	31,9455	148,4800	3.815,5	2,0214	7,8537	19,1787	181,0130	1,8930	6,3621	13,9687	101,0810	1,8021	5,2003	10,2254	58,7104
0,5	2,6593	24,7248	100,8080	2.129,2	1,9846	7,8922	19,6852	188,9030	1,8938	6,6886	15,3588	123,1230	1,8315	5,7110	11,9223	78,0966
0,6	2,5434	20,1357	73,2673	1.063,6	1,9553	7,7318	19,3372	182,8310	1,8765	6,7266	15,6624	124,3820	1,8340	5,9040	12,6043	82,6502
0,8	2,3169	14,7622	45,6531	468,6420	1,9083	7,2613	17,6655	146,9600	1,8403	6,5583	15,2932	114,2620	1,8207	5,9872	13,0239	84,4647
1	2,1989	11,8500	32,8810	276,8440	1,8428	6,7708	15,7922	114,7780	1,8107	6,2348	14,1296	94,3968	1,7962	5,8287	12,5454	76,3082
2	2,0471	8,6338	20,2291	122,3500	1,8182	6,3089	13,8920	83,0399	1,7637	5,8959	12,7963	75,6547	1,7117	5,4733	11,6944	70,5103
2	1,9309	6,8674	14,5347	73,2859	1,8110	5,9022	12,1714	60,3432	1,7752	5,6890	11,7716	60,9311	1,7389	5,4525	11,2725	60,0829
3	1,7712	5,1518	9,6680	38,8192	1,7128	4,8190	9,0326	37,2466	1,6931	4,7253	8,8862	37,7729	1,6705	4,6366	8,8050	38,8260
4	1,6711	4,2854	7,5007	26,5693	1,6285	4,1156	7,2377	26,4622	1,6165	4,0732	7,2104	27,4899	1,6005	4,0144	7,1843	28,7829
5	1,5890	3,7304	6,2383	20,4689	1,5604	3,6289	6,1159	20,9136	1,5478	3,6018	6,1157	21,3666	1,5374	3,5735	6,1876	24,2365
6	1,5343	3,3893	5,4933	17,2043	1,5160	3,3157	5,4133	17,8347	1,5024	3,2989	5,4480	18,0211	1,4901	3,2811	5,5241	21,3021
8	1,4441	2,9031	4,4962	12,3896	1,4233	2,8579	4,4807	14,1428	1,4151	2,8452	4,5093	14,6694	1,4060	2,8395	4,5816	16,1096
10	1,3788	2,5898	3,8896	11,0911	1,3617	2,5583	3,8898	11,3881	1,3564	2,5478	3,9147	12,2253	1,3474	2,5337	3,9714	14,0017
15	1,2818	2,1540	3,0688	7,7874	1,2715	2,1290	3,0636	8,1426	1,2648	2,1102	3,0695	8,8359	1,2631	2,1022	3,1140	10,5374

4.3. Nötron Zırhlamasına Ait Bulgular

Nötronlara karşı zırhlama sağlamak için yaygın olarak kullanılan malzemeler, genellikle düşük atom numaralı elementlerle katkılanmış beton veya hidrojen içeriği nedeniyle su olmaktadır. Bu malzemeler, nötronları etkili bir şekilde engelleyebilir ve zırhlama performansını artırabilmektedir.

Nötronlar, yüksüz doğası ve atom çekirdeğiyle etkileşebilme yetenekleri nedeniyle uygun zırhlama parametrelerinin belirlenmesi kritik bir önem taşımaktadır. Bu bağlamda, tez çalışması kapsamında üretilen katkılı numunelerin nötron zırhlama performansları, simülasyon yöntemleri kullanılarak ve Lambert-Beer yasasına uygun olarak hem numunelerin kalınlıklarına hem de değişen nötron enerjileri dikkate alınarak hesaplanmıştır. Ayrıca, hızlı nötron uzaklaştırma tesir kesiti hesaplamalarının sonuçları Tablo 4.20'te yer almaktadır. Nötron zırhı olarak kullanılacak malzemenin uzaklaştırma tesir kesitinin yüksek olması, zırhlama kapasitesinin de daha etkin olacağına işaret etmektedir.

Uzaklaştırma tesir kesiti, bir materyalin nötronları ne kadar etkili bir şekilde uzaklaştırabileceği ve dolayısıyla zırhlama kabiliyeti hakkında doğrudan bilgi verebilmektedir. Tablodaki uzaklaştırma tesir kesiti (cm^{-1}) verilerine bakıldığında, CW-3 numunesi en yüksek değere sahiptir. Bu, CW-3'ün nötronları etkili bir şekilde engelleyebileceği ve dolayısıyla zırhlama kabiliyetinin diğer numunelere göre daha yüksek olabileceğini göstermektedir. Aynı şekilde, CW-2 ve MS-2 numunelerindeki uzaklaştırma tesir kesitlerinin de belirgin bir şekilde artması, bu örneklerin daha etkili zırhlama sağlayabileceğini işaret etmektedir.

Tablo 4. 20 Numunelerin uzaklaştırma tesir kesiti

		C	H	N	W	Mo	S	Ca	O	Toplam
ABS-0	Ağırlık Oranı	0,8178	0,0763	0,1060	0	0	0	0	0	
	Kısmi Yoğunluk	0,8505	0,0793	0,1102	0	0	0	0	0	
	Uzaklaştırma Tesir Kesiti (cm⁻¹)	0,0427	0,0474	0,0049	0	0	0	0	0	0,0951
MS-1	Ağırlık Oranı	0,7788	0,0726	0,1009	0	0,0285	0,0191	0	0	
	Kısmi Yoğunluk	0,9590	0,0894	0,1243	0	0,0351	0,0235	0	0	
	Uzaklaştırma Tesir Kesiti (cm⁻¹)	0,0481	0,0535	0,0056	0	0,0005	0,0007	0	0	0,1084
MS-2	Ağırlık Oranı	0,7434	0,0693	0,0963	0	0,0545	0,0364	0	0	
	Kısmi Yoğunluk	1,0449	0,0974	0,1354	0	0,0766	0,0512	0	0	
	Uzaklaştırma Tesir Kesiti (cm⁻¹)	0,0525	0,0583	0,0061	0	0,0012	0,0014	0	0	0,1194
MS-3	Ağırlık Oranı	0,6815	0,0635	0,0883	0	0,0999	0,0668	0	0	
	Kısmi Yoğunluk	1,1653	0,1087	0,1510	0	0,1708	0,1142	0	0	
	Uzaklaştırma Tesir Kesiti (cm⁻¹)	0,0585	0,0650	0,0068	0	0,0026	0,0032	0	0	0,1360
CW-1	Ağırlık Oranı	0,7788	0,0726	0,1009	0,0304	0	0	0,0066	0,0106	
	Kısmi Yoğunluk	0,9961	0,0929	0,1291	0,0389	0	0	0,0085	0,0135	
	Uzaklaştırma Tesir Kesiti (cm⁻¹)	0,0500	0,0555	0,0058	0,0004	0	0	0,0002	0,0005	0,1125
CW-2	Ağırlık Oranı	0,7434	0,0693	0,0963	0,0581	0	0	0,0127	0,0202	
	Kısmi Yoğunluk	1,1888	0,1108	0,1540	0,0928	0	0	0,0202	0,0323	
	Uzaklaştırma Tesir Kesiti (cm⁻¹)	0,0597	0,0663	0,0069	0,0010	0	0	0,0005	0,0013	0,1357
CW-3	Ağırlık Oranı	0,6815	0,0635	0,0883	0,1064	0	0	0,0232	0,0370	
	Kısmi Yoğunluk	1,4073	0,1312	0,1823	0,2198	0	0	0,0479	0,0765	
	Uzaklaştırma Tesir Kesiti (cm⁻¹)	0,0706	0,0785	0,0082	0,0024	0	0	0,0012	0,0031	0,1640

Üretilen numuneler için GEANT4 ile hızlı, termal, yavaş nötronlar ile simülasyonlar yapılmıştır. Bu simülasyonlarda numunelerden geçen nötron sayıları, ikincil gamalar ve ortalama enerjileri, ikincil nötron ve ortalama enerjileri elde edilmiştir. Elde edilen sonuçlar Tablo 4.21, Tablo 4.22 ve Tablo 4.23'te sunulmuştur. Tablolar incelendiğinde yüksek enerjili nötronlarla yapılan etkileşimde (4,5 MeV) daha fazla ikincil gama ve nötron üretildiğini, özellikle MS-3 ve CW-3 örneklerinin daha yüksek verimlilikle ikincil parçacık ürettiğini göstermektedir. Düşük enerjili nötronlarla (100 eV ve 0,025 eV) yapılan etkileşimlerde ise ikincil nötron üretimi oldukça düşük kalmış, bazı örneklerde hiç ikincil nötron gözlemlenmemiştir. Ayrıca, ikincil gamaların ortalama enerjisi, nötron enerjisinin artmasıyla birlikte yükselmiş, 4,5 MeV enerjiye sahip nötronlarla yapılan etkileşimde daha yüksek ortalama enerji seviyeleri gözlemlenmiştir. Bu bulgular, nötron enerjisinin etkileşim verimliliği üzerindeki önemli etkisini ve malzemelerin farklı enerji seviyelerindeki nötronlarla etkileşim kapasitelerini ortaya koymaktadır. En verimli ve dayanıklı numune, özellikle hızlı nötronlarla yapılan etkileşimde yüksek ikincil gama ve nötron üretimi sağlayan MS-3 örneği olarak öne çıkmaktadır, çünkü bu örnek hem yüksek ikincil gama üretimi hem de daha yüksek ortalama ikincil nötron enerjisi ile dikkate değerdir.

Tablo 4. 21 4.5 MeV enerjiye sahip nötronlar ile incelenen numunelerin etkileşimi sonucu oluşan ikincil gamalar ve nötronların sayısı ve bunların ortalama enerjileri

Hızlı Nötronlar						
Örnek	Birincil Nötronlar	Geçen Nötronlar	İkincil Gamalar	İkincil gamaların ortalama enerjisi (MeV)	İkincil nötronlar	İkincil nötronların ortalama enerjisi (MeV)
ABS-0	10 000 000	8 501 158	8 612	0,9668	1 773	1,0170
MS-1	10 000 000	8 307 194	28 661	1,2176	8 343	1,3959
MS-2	10 000 000	8 143 099	50 913	1,2611	15 626	1,4342
MS-3	10 000 000	7 918 361	99 980	1,2922	32 350	1,4700
CW-1	10 000 000	8 249 015	26 663	0,9040	5 826	1,2244
CW-2	10 000 000	8 050 905	46 934	0,8937	10 495	1,2943
CW-3	10 000 000	7 649 060	97 179	0,8814	22 015	1,3361

Tablo 4. 22 100 eV enerjiye sahip nötronlar ile incelenen numunelerin etkileşimi sonucu oluşan ikincil gamalar ve nötronların sayısı ve bunların ortalama enerjileri

Yavaş Nötronlar						
Örnek	Birincil Nötronlar	Geçen Nötronlar	İkincil Gamalar	İkincil gamaların ortalama enerjisi (MeV)	İkincil nötronlar	İkincil nötronların ortalama enerjisi (keV)
ABS-0	10 000 000	4 422 784	46	3,1756	0	0
MS-1	10 000 000	3 946 649	584	2,5359	0	0
MS-2	10 000 000	3 572 568	1 201	2,6101	0	0
MS-3	10 000 000	3 119 570	2 640	2,6106	0	0
CW-1	10 000 000	3 834 257	651	1,8927	34	52,4780
CW-2	10 000 000	3 417 119	1 618	1,7819	130	51,8530
CW-3	10 000 000	2 695 334	3 168	1,7717	281	52,6810

Tablo 4. 23 0,025 eV enerjiye sahip nötronlar ile incelenen numunelerin etkileşimi sonucu oluşan ikincil gamalar ve nötronların sayısı ve bunların ortalama enerjileri

Termal Nötronlar						
Örnek	Birincil Nötronlar	Geçen Nötronlar	İkincil Gamalar	İkincil gamaların ortalama enerjisi (MeV)	İkincil nötronlar	İkincil nötronların ortalama enerjisi
ABS-0	10 000 000	1 699 021	80 654	2,5174	0	0
MS-1	10 000 000	1 521 417	106 756	2,6055	0	0
MS-2	10 000 000	1 262 429	128 386	2,6548	0	0
MS-3	10 000 000	1 005 676	168 856	2,7324	0	0
CW-1	10 000 000	1 591 690	152 824	2,2108	0	0
CW-2	10 000 000	1 274 551	217 953	2,0900	0	0
CW-3	10 000 000	809 708	346 933	1,9739	0	0

4.3.1. Radyasyon hasarı ve toplam iyonize doz

Bu çalışmada, farklı enerjilere sahip nötronların (0,025 eV, 100 eV ve 4,5 MeV) incelenen kompozitlerde meydana getirdiği radyasyon hasarını incelemek için atom başına yer değiştirme ve toplam iyonlaştırıcı doz sonuçları belirlenmiştir. Tablo 4.24 ve Tablo 4.25, sırasıyla farklı malzeme türleri için DPA ve TID değerlerini sunmaktadır.

Tablo 4. 24 ABS-0, MS-1, MS-2, MS-3, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait DPA sonuçları

Enerjiler	0,025 eV	100 ev	4,5 MeV
Numuneler	DPAx10 ⁻²⁷	DPAx10 ⁻²⁷	DPAx10 ⁻²⁷
ABS-0	0,6395	4,2121	0,0591
MS-1	0,6304	5,2100	0,0626
MS-2	0,6229	5,9023	0,0656
MS-3	0,6015	7,1884	0,0720
CW-1	0,6255	5,2160	0,0614
CW-2	0,6083	5,4865	0,0631
CW-3	0,5725	8,0896	0,0662

Tablo 4. 25 ABS-0, MS-1, MS-2, MS-3, CW-1, CW-2, CW-3 numunelerine ait TID sonuçları

Enerjiler	0,025 eV	100 eV	4,5 MeV
Numuneler	TID (GeV g ⁻¹) x10 ⁻⁹	TID (GeV g ⁻¹) x10 ⁻⁹	TID (GeV g ⁻¹) x10 ⁻⁹
ABS-0	0,3119	2,1506	0,0581
MS-1	0,3205	3,3804	0,0560
MS-2	0,3299	4,8361	0,0540
MS-3	0,3448	7,8244	0,0502
CW-1	0,3353	7,1336	0,0564
CW-2	0,3508	0,1225	0,0539
CW-3	0,4309	0,3105	0,0501

Tablo 4.24'te görüldüğü üzere, malzeme içindeki atomların yer değiştirmesi enerji seviyelerine ve malzeme türüne bağlı olarak değişim göstermektedir. Özellikle, daha yüksek enerji seviyelerinde (4,5 MeV) yer değiştirme miktarının belirgin şekilde arttığı gözlemlenmiştir. Tablo 4.25'te, farklı enerji seviyelerinde malzemelerin TID değerlerini göstermektedir. TID değerleri de malzeme türüne ve enerji seviyesine göre değişiklik göstermekte olup, düşük enerji seviyelerinde (0,025 eV) daha düşük değerler elde edilirken, enerji arttıkça doz miktarında belirgin bir artış gözlemlenmiştir.

DPA sonuçlarına göre, tüm enerji seviyelerinde ABS-0 numunesi en iyi performansı göstermiştir. Bu numune, düşük ve yüksek enerji seviyelerinde atom başına yer değiştirme parametresine göre radyasyona karşı en dayanıklı malzeme olarak öne çıkmıştır.

TID sonuçları incelendiğinde ise, düşük enerji seviyelerinde yine ABS-0 numunesi iyonlaştırıcı radyasyona karşı en dayanıklı malzeme olmuştur. Ancak, yüksek enerji seviyelerine çıkıldığında CW-3 numunesi radyasyon hasarına karşı daha dayanıklı bir yapı sergilemiştir. Bu, yüksek enerjili radyasyon altında CW-3 numunesinin daha kararlı ve dirençli bir performans sunduğunu ortaya koymaktadır.

Sonu olarak, dřk enerji seviyelerinde hem DPA hem de TID aısından ABS-0 en iyi malzeme olarak deęerlendirilmiřtir. Yksek enerji seviyelerinde ise Atom bařına yer deęiřtirme parametresine gre ABS-0, toplam iyonlařtırıcı doz parametresine gre ise karřı ise CW-3 stn performans sergilemiřtir. Bu bulgular, enerji seviyelerine baęlı olarak malzeme seiminde dikkat edilmesi gereken kritik farkları ortaya koymaktadır.



5. SONUÇ VE TARTIŞMA

Bu çalışmada, ABS polimer tabanlı ve MoS_2 ve CaWO_4 ile güçlendirilmiş kompozitler üretilmiştir ve bu malzemelerin radyasyon zırhı olarak potansiyel kullanımları detaylı bir şekilde incelenmiştir. Elde edilen bulgular, MoS_2 ve CaWO_4 tozlarının polimer matrisine entegrasyonunun, malzemenin radyasyon zırhlama özelliklerini önemli ölçüde iyileştirdiğini göstermektedir. MoS_2 ve CaWO_4 'ün ABS matriksine eklenmesi malzemelerde yoğunluk artışına sebep olmuş ve bu da radyasyon zırhlama özelliklerinin gelişmesini sağlamıştır.

DeneySEL veriler, MoS_2 ve CaWO_4 katkılı polimer örneklerinin teorik yoğunluk değerleri ile deneySEL yoğunluk değerleri arasında uyum olduğunu ortaya koymuştur. Bu durum, MoS_2 veya CaWO_4 'ün polimer matrisinde homojen bir şekilde dağıldığını ve istenen özelliklerin elde edilmesinde etkili olduğunu göstermektedir. Taramalı elektron mikroskobu kullanılarak yapılan morfolojik analizler, katkı maddelerinin dağılımını ve yüzey yapısını detaylı bir şekilde ortaya koymuştur. SEM görüntüleri, Dolgu malzemelerin polimer matrisine entegrasyonunun başarılı bir şekilde gerçekleştirildiğini ve bu entegrasyonun malzemenin genel yapısal bütünlüğünü bozmadığı gözlemlenmiştir.

Radyasyon zırhı malzemeleri için yapılan hesaplamalar, geliştirilen polimer tabanlı malzemelerin, geleneksel zırh malzemelerine kıyasla daha hafif bir alternatif olduğunu göstermektedir. Özellikle, gama ve nötron radyasyonunun azaltma kapasiteleri üzerine yapılan deneySEL ve teorik analizler, bu bulguyu desteklemektedir. Bu özellikler, özellikle medikal alanlarda ve nükleer enerji uygulamalarında büyük avantajlar sağlayabilmektedir. Polimerlerin üretim maliyetinin düşük olması, bu malzemelerin geniş bir uygulama yelpazesine sahip olmasını mümkün kılmaktadır.

Sonuç olarak, bu çalışma, polimer tabanlı MoS_2 veya CaWO_4 katkılı malzemelerin radyasyon zırhı olarak kullanım potansiyelini ortaya koymuş ve gelecekteki araştırmalar için yeni bir yol haritası sunmuştur. İlerleyen çalışmalarda, farklı dolgu malzemelerinin ve polimer matrislerin kombinasyonları ile daha fazla deney yapılması, malzemelerin performansını artırmak ve uygulama alanlarını genişletmek açısından faydalı olacaktır. Ayrıca, bu tür malzemelerin çevresel etkileri ve geri dönüşüm potansiyelleri üzerine de çalışmalar yapılması, sürdürülebilir malzeme geliştirme açısından önemli bir adım olacaktır.

KAYNAKLAR

- Abualroos, N. J., Yaacob, K. A., & Zainon, R. (2023). Radiation attenuation effectiveness of polymer-based radiation shielding materials for gamma radiation. *Radiation Physics and Chemistry*, 212, 111070. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2023.111070>
- Adi, G. S., Kim, D.-S., & Kwon, I. (2024). Simulation-based analysis of total ionizing dose effects on low noise amplifier for wireless communications. *Nuclear Engineering and Technology*, 56(2), 568-574. <https://doi.org/10.1016/j.net.2023.10.034>
- Akçaalan, U. (2015). *Farklı Maddelerle Katkılanmış Beton Malzemenin Gama Soğurma Katsayılarının DeneySEL ve Teorik Olarak İncelenmesi*. [Yayınlanmış Yüksek Lisans Tezi], Afyon Kocatepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- Akman, F., Kaçal, M. R., Almousa, N., Sayyed, M. I., & Polat, H. (2020). Gamma-ray attenuation parameters for polymer composites reinforced with BaTiO₃ and CaWO₄ compounds. *Progress in Nuclear Energy*, 121, 103257. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2020.103257>
- Almuqrin, A. H., Jeong, J. F. M., Hila, F. C., Balderas, C. V., & Sayyed, M. I. (2021). Radiation shielding properties of selected alloys using EPICS2017 data library. *Progress in Nuclear Energy*, 137, 103748. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103748>
- Araz, A. (2020). *Radyasyon Zırhlama için Yeni, Hafif, Kompozit Malzemeler*. [Yayınlanmamış doktora Tezi], Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- Atashi, P., Rahmani, S., Ahadi, B., & Rahmati, A. (2018). Efficient, flexible and lead-free composite based on room temperature vulcanizing silicone rubber/W/Bi₂O₃ for gamma ray shielding application. *Journal of Materials Science: Materials in Electronics*, 29(14), 12306-12322. <https://doi.org/10.1007/s10854-018-9344-1>
- Cao, D., Yang, G., Bourham, M., & Moneghan, D. (2020). Gamma radiation shielding properties of poly (methyl methacrylate) / Bi₂O₃ composites. *Nuclear Engineering and Technology*, 52(11), 2613-2619. <https://doi.org/10.1016/j.net.2020.04.026>
- Chanthima, N., Kaewkhao, J., Limkitjaroenporn, P., Tuscharoen, S., Kothan, S., Tungjai, M., Kaewjaeng, S., Sarachai, S., & Limsuwan, P. (2017). Development of BaO–ZnO–B₂O₃ glasses as a radiation shielding material. *Radiation Physics and Chemistry*, 137, 72-77. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2016.03.015>
- Chaturvedi, A., & Jain, V. (2019). Effect of Ionizing Radiation on Human Health. *International Journal Of Plant and Environment*, 5(3), 200-205. <https://doi.org/10.18811/ijpen.v5i03.8>
- Chen, S., Nambiar, S., Li, Z., Osei, E., Darko, J., Zheng, W., Sun, Z., Liu, P., & Yeow, J. T. W. (2019). Bismuth oxide-based nanocomposite for high-energy electron radiation shielding. *Journal of Materials Science*, 54(4), 3023-3034. <https://doi.org/10.1007/s10853-018-3063-0>
- Daungwilailuk, T., Yenchai, C., Rungjaroenkiti, W., Pheinsusom, P., Panwisawas, C., & Pansuk, W. (2022). Use of barite concrete for radiation shielding against gamma-rays and neutrons. *Construction and Building Materials*, 326, 126838. <https://doi.org/10.1016/j.conbuildmat.2022.126838>
- Frischknecht, R., Braunschweig, A., Hofstetter, P., & Suter, P. (2000). Human health damages due to ionising radiation in life cycle impact assessment. *Environmental Impact Assessment Review*, 20(2), 159-189. [https://doi.org/10.1016/S0195-9255\(99\)00042-6](https://doi.org/10.1016/S0195-9255(99)00042-6)
- Gultekin, B., Bulut, F., Yildiz, H., Us, H., & Ogul, H. (2023). Production and investigation of 3D printer ABS filaments filled with some rare-earth elements for gamma-ray shielding. *Nuclear Engineering and Technology*, 55(12), 4664-4670. <https://doi.org/10.1016/j.net.2023.09.009>

- Gültekin, B. (2023). *Research and Development Of Abs Filament's Capability For Gamma And Neutron Radiation Shielding* [Yayınlanmış Yüksek Lisans Tezi]. Sinop Üniversitesi Lisansüstü Eğitim Enstitüsü.
- Hila, F. C., Asuncion-Astronomo, A., Dingle, C. A. M., Jecong, J. F. M., Javier-Hila, A. M. V., Gili, M. B. Z., Balderas, C. V., Lopez, G. E. P., Guillermo, N. R. D., & Amorsolo, A. V. (2021). EpiXS: A Windows-based program for photon attenuation, dosimetry and shielding based on EPICS2017 (ENDF/B-VIII) and EPDL97 (ENDF/B-VI.8). *Radiation Physics and Chemistry*, 182, 109331. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2020.109331>
- Jreije, A., Mutyala, S. K., Urbonavičius, B. G., Šablinskaitė, A., Keršienė, N., Puišo, J., Rutkūnienė, Ž., & Adlienė, D. (2023). Modification of 3D Printable Polymer Filaments for Radiation Shielding Applications. *Polymers*, 15(7), 1700. <https://doi.org/10.3390/polym15071700>
- Karpuz, N. (2023). Radiation shielding properties of glass composition. *Journal of Radiation Research and Applied Sciences*, 16(4), 100689. <https://doi.org/10.1016/j.jrras.2023.100689>
- Kobayashi, S., Hosoda, N., & Takashima, R. (1997). Tungsten alloys as radiation protection materials. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 390(3), 426-430. [https://doi.org/10.1016/S0168-9002\(97\)00392-6](https://doi.org/10.1016/S0168-9002(97)00392-6)
- Kurtulus, R. (2024). Recent developments in radiation shielding glass studies: A mini-review on various glass types. *Radiation Physics and Chemistry*, 220, 111701. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2024.111701>
- Lamarsh, J. R., & Baratta, A. J. (2001). *Introduction to nuclear engineering* (3rd ed). Prentice Hall.
- Levet, A., Kavaz, E., & Özdemir, Y. (2020). An experimental study on the investigation of nuclear radiation shielding characteristics in iron-boron alloys. *Journal of Alloys and Compounds*, 819, 152946. <https://doi.org/10.1016/j.jallcom.2019.152946>
- More, C. V., Alsayed, Z., Badawi, Mohamed. S., Thabet, Abouzeid. A., & Pawar, P. P. (2021). Polymeric composite materials for radiation shielding: A review. *Environmental Chemistry Letters*, 19(3), 2057-2090. <https://doi.org/10.1007/s10311-021-01189-9>
- Oğul, H., Polat, H., Akman, F., Kaçal, M. R., Dilsiz, K., Bulut, F., & Agar, O. (2022). Gamma and Neutron Shielding Parameters of Polyester-based composites reinforced with boron and tin nanopowders. *Radiation Physics and Chemistry*, 201, 110474. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2022.110474>
- Ozel, F., Akman, F., Kaçal, M. R., Ozen, A., Arslan, H., Polat, H., Yurtcan, S., & Agar, O. (2021). Production of microstructured BaZrO₃ and Ba₂P₂O₇-based polymer shields for protection against ionizing photons. *Journal of Physics and Chemistry of Solids*, 158, 110238. <https://doi.org/10.1016/j.jpcs.2021.110238>
- Özkalaycı, F., Kaçal, M. R., Agar, O., Polat, H., Sharma, A., & Akman, F. (2020). Lead(II) chloride effects on nuclear shielding capabilities of polymer composites. *Journal of Physics and Chemistry of Solids*, 145, 109543. <https://doi.org/10.1016/j.jpcs.2020.109543>
- Saleh, A., Shalaby, R. M., & Abdelhakim, N. A. (2022). Comprehensive study on structure, mechanical and nuclear shielding properties of lead free Sn–Zn–Bi alloys as a powerful radiation and neutron shielding material. *Radiation Physics and Chemistry*, 195, 110065. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2022.110065>
- The Commonwealth Scientific and Industrial Research Organisation. (1997). *Current Biology*, 7(3), R126. [https://doi.org/10.1016/S0960-9822\(97\)70976-X](https://doi.org/10.1016/S0960-9822(97)70976-X)
- Tsepelev, A. B., Kiseleva, T. Y., Zholudev, S. I., Kovaleva, S. A., Grigoryeva, T. F., Ivanenko, I. P., Devyatkina, E. T., Ilyushin, A. S., & Lyakhov, N. Z. (2019). Electron irradiation resistance of the composite material structure based on ultra-high molecular polyethylene and boron carbide.

Journal of Physics: Conference Series, 1347(1), 012028. <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1347/1/012028>

- Tufekci, M. M., & Gokce, A. (2018). Development of heavyweight high performance fiber reinforced cementitious composites (HPFRCC) – Part II: X-ray and gamma radiation shielding properties. *Construction and Building Materials*, 163, 326-336. <https://doi.org/10.1016/j.conbuildmat.2017.12.086>
- Tuna, T. (2017). *Polyester matrisli bor karbür takviyeli nötron radyasyonu zırhlama malzemesi geliştirilmesi ve karakterizasyonu*. (Yayınlanmamış yüksek lisans tezi), Yıldız Teknik Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü.
- Turhan, M. F., Akman, F., Polat, H., Kaçal, M. R., & Demirkol, İ. (2020). Gamma-ray attenuation behaviors of hematite doped polymer composites. *Progress in Nuclear Energy*, 129, 103504. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2020.103504>
- Wady, P., Wasilewski, A., Brock, L., Edge, R., Baidak, A., McBride, C., Leay, L., Griffiths, A., & Vallés, C. (2020). Effect of ionising radiation on the mechanical and structural properties of 3D printed plastics. *Additive Manufacturing*, 31, 100907. <https://doi.org/10.1016/j.addma.2019.100907>
- Yılmaz, M., & Akman, F. (2023). Gamma radiation shielding properties for polymer composites reinforced with bismuth tungstate in different proportions. *Applied Radiation and Isotopes*, 200, 110994. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2023.110994>
- Zeyrek, C. (2013). İyonize radyasyon uygulamaları için güvenlik ve korunmaya yönelik genel kavramlar. *Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Dergisi*, 17(3), 1-9.

ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Elif Ahsen BAŞTUĞ

Yabancı Dili : İngilizce

Eğitim Durumu

Lise : Çumra Mevlâna Mesleki ve Teknik Anadolu Lisesi, 2017

Lisans : Sinop Üniversitesi, Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi ,2022

Mesleki Deneyim

İş Yeri : TENMAK Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi Stajyer
Mühendis, 2020, 2021