
GAZİ ÜNİVERSİTESİ
Gazi
1926

TÜKETİLMİŞ URANYUM KULLANILAN GAMAGRAFİ CİHAZLARINDA RENYUM VE BİLEŞİKLERİNİN RADYASYON ZIRH MALZEMESİ OLARAK ÖZELLİKLERİNİN İNCELENMESİ

Melike GÜRGÜR

YÜKSEK LİSANS TEZİ
NÜKLEER BİLİMLER ANA BİLİM DALI

GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

KASIM 2025

ETİK BEYAN

Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü 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.

Melike GÜRGÜR

13/11/2025

TÜKETİLMİŞ URANYUM KULLANILAN GAMAGRAFİ CİHAZLARINDA RENYUM VE BİLEŞİKLERİNİN RADYASYON ZIRH MALZEMESİ OLARAK ÖZELLİKLERİNİN İNCELENMESİ

(Yüksek Lisans Tezi)

Melike GÜRGÜR

GAZİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

Kasım 2025

ÖZET

Endüstriyel radyografi uygulamalarında yaygın olarak kullanılan gamagrafi cihazlarında içerdiği radyoaktif kaynağın yaydığı radyasyonu soğurmak için tüketilmiş uranyumun zırh malzemesi olarak kullanımı oldukça yaygındır. Tüketilmiş uranyumun yüksek yoğunluğa sahip olması ve uranyum zenginleştirme proseslerinde yan ürün olarak kullanılması zırh malzemesi olarak tercih edilmesinin ana sebeplerindendir. Ancak tüketilmiş uranyumun radyoaktif madde olması, kimyasal olarak toksik olması ve nükleer silahların yayılmasının önlenmesi çerçevesinde hem ulusal düzenleyici kurumlar tarafından hem de uluslararası alanda denetime tabi olması tüketilmiş uranyum kullanıcılarına belirli sorumluluklar ve yükümlülükler yüklemektedir. Bu kapsamda, tüketilmiş uranyuma alternatif olarak bir zırh malzemesinin geliştirilmesinin, gamagrafi cihazı kullanıcılarına kolaylık sağlayacağı değerlendirilmektedir. Bu doğrultuda, tez çalışmasında tüketilmiş uranyum, renyum, ve %10 ila %50 arasında katkılı elgiloy-renyum karışımlarının radyasyon zırhlama parametrelerinden kütle azalım katsayısı, lineer azalım katsayısı, yarı değer kalınlığı, onda bir değer kalınlığı ve ortalama serbest yol değerleri XCOM veritabanı ve Phy-X bilgisayar programı kullanılarak 0,2 MeV - 2 MeV enerji aralığında hesaplanmış ve bu değerler kıyaslanmıştır. Elde edilen sonuçlar, göz önünde bulundurulduğunda 0,2 MeV ve 2 MeV enerjilerinde tüketilmiş uranyumun (K1) MAC değerleri sırasıyla 1,298; 0,048 cm^2/g; renyumun (K2) MAC değerleri sırasıyla 0,812; 0,045 cm^2/g, %90 renyum - %10 elgiloy karşımının (K3) MAC değerleri sırasıyla 0,746; 0,044 cm^2/g, HVL değerleri ise K1 için 0,028 ve 0,743 cm; K2 için 0,041 ve 0,739 cm; K3 için 0,049; 0,789 cm olarak belirlenmiştir. Bu bağlamda, yüksek enerji değerlerinde renyumun tüketilmiş uranyuma benzer değerlere sahip olduğu görülmüş olup elgiloy katkısının radyasyon zırhlamasında olumlu bir katkı sağlamadığı değerlendirilmiştir. Sonuç olarak, katkısız hâlde renyumun gama radyasyonu zırhlama parametrelerinin tüketilmiş uranyumla kıyaslandığında alternatif zırhlama malzemesi olarak kullanılabileceği değerlendirilmiştir.

Bilim Kodu	:	91704
Anahtar Kelimeler	:	Gamagrafi cihazı, tüketilmiş uranyum, gama radyasyonu zırhlaması, renyum
Sayfa Adedi	:	57
Danışman	:	Prof. Dr. Sema Bilge OCAK
İkinci Danışman	:	Doç. Dr. Esra UYAR

INVESTIGATION OF THE RADIATION SHIELDING PROPERTIES OF RHENIUM AND ITS ALLOYS AS ALTERNATIVE SHIELDING MATERIALS IN GAMMAGRAPHY DEVICES USING DEPLETED URANIUM

(M. Sc. Thesis)

Melike GÜRGÜR

GAZİ UNIVERSITY

GRADUATE SCHOOL OF NATURAL AND APPLIED SCIENCES

November 2025

ABSTRACT

In industrial radiography applications, depleted uranium is widely employed as a shielding material in gammagraphy devices to absorb the radiation emitted by their radioactive sources. Its high density and availability as a byproduct of uranium enrichment processes are the main reasons for its extensive use. However, the fact that depleted uranium is radioactive, chemically toxic, and subject to inspection by both national regulatory authorities and internationally within the framework of nuclear non-proliferation imposes certain responsibilities and obligations on depleted uranium users. Therefore, the development of alternative shielding material to replace depleted uranium would provide significant advantages for gammagraphy device operators. In this thesis, the radiation shielding parameters—mass attenuation coefficient (MAC), linear attenuation coefficient (LAC), half-value layer (HVL), tenth-value layer (TVL), and mean free path (MFP)—of depleted uranium, rhenium, and Elgiloy–rhenium composites containing 10% to 50% rhenium were calculated and compared within the photon energy range of 0.2 MeV to 2 MeV using the XCOM database and Phy-X software. The obtained results indicate that, at 0.2 MeV and 2 MeV photon energies, the MAC values are 1.298 and 0.048 cm^2/g for depleted uranium (K1), 0.812 and 0.045 cm^2/g for rhenium (K2), and 0.746 and 0.044 cm^2/g for the 90% rhenium–10% Elgiloy composite (K3), respectively. The corresponding HVL values were determined as 0.028 and 0.743 cm for K1, 0.041 and 0.739 cm for K2, and 0.049 and 0.789 cm for K3. The results demonstrate that rhenium exhibits gamma radiation attenuation properties comparable to those of depleted uranium, particularly at higher photon energies, while the addition of Elgiloy does not significantly enhance shielding performance. Consequently, it is concluded that pure rhenium can be considered a promising alternative shielding material to depleted uranium for use in industrial radiography applications.

Science Code	:	91704
Key Words	:	Gammagraphy device, depleted uranium, gamma radiation shielding, rhenium
Page Number	:	57
Supervisor	:	Prof. Dr. Sema Bilge OCAK
Co-Supervisor	:	Assoc. Prof. Dr. Esra UYAR

TEŞEKKÜR

Tez çalışmam süresince bilgi, deneyim ve rehberliğiyle bana her zaman yol gösteren, desteğini hiçbir zaman esirgemeyen değerli tez danışmanım Sayın Prof. Dr. Sema Bilge OCAK'a en içten teşekkürlerimi sunarım. Ayrıca, kıymetli görüş ve önerileriyle çalışmama önemli katkılar sağlayan, samimiyeti ve desteğiyle her zaman yanımda olan ikinci danışmanım Doç. Dr. Esra UYAR'a şükranlarımı sunarım. Tez çalışmamın şekillenmesinde değerli katkılarını esirgemeyen Enstitü Müdürümüz Prof. Dr. Uğur GÖKMEN'e de teşekkürü bir borç bilirim.

Yüksek lisans sürecim boyunca ve hayatımın her döneminde sevgisi, sabrı ve desteğiyle her zaman yanımda olan sevgili anneme, babama, kıymetli abime ve değerli eşi ile kıymetli yeğenim Miray Ece GÜRGÜR'e gönülden teşekkür ederim. Ayrıca yüksek lisans sürecim boyunca desteğini esirgemeyen Daire Başkanım Taha Hüseyin MERMER'e de teşekkür ederim.

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖZET iv

ABSTRACT v

TEŞEKKÜR vi

İÇİNDEKİLER vii

ÇİZELGELERİN LİSTESİ ix

ŞEKİLLERİN LİSTESİ x

RESİMLERİN LİSTESİ xi

SİMGELER VE KISALTMALAR xii

1. GİRİŞ 1

2. KURAMSAL TEMELLER 5

2.1. Radyasyonun Madde ile Etkileşimi 5

2.1.1. Gama radyasyonunun madde ile etkileşimi 8

2.1.2. Fotoelektrik etki 9

2.1.3. Compton saçılması 10

2.1.4. Çift üretimi 12

2.2. Endüstriyel Radyografi Uygulamaları 12

2.3. Tüketilmiş Uranyum 14

2.3.1. Tüketilmiş uranyumun özellikleri 15

2.3.2. Tüketilmiş uranyumun yasal gerekleri 16

2.4. Renyum 20

2.5. Elgiloy 22

3. ARAŞTIRMA BULGULARI 25

3.1. Materyal 25

3.2. Parametreler 25

Sayfa

3.3. Radyasyon Zırhlama Parametrelerini Hesaplamada Kullanılan Programlar..... 27

3.3.1. WinXCOM..... 27

3.3.2 Phy-x/PSD..... 30

3.4. Hesaplama Sonuçları..... 30

3.4.1. WinXCOM programı ile elde edilen sonuçlar..... 31

3.4.2. Phy-X/PSD programı ile elde edilen sonuçlar..... 39

3.5. WinXCOM ve Phy-x/PSD Programlarının Karşılaştırılması..... 44

4. SONUÇ ve ÖNERİLER..... 47

KAYNAKLAR..... 53

ÖZGEÇMİŞ..... 57

ÇİZELGELERİN LİSTESİ

Çizelge **Sayfa**

Çizelge 2.1. Endüstriyel radyografide kullanılan bazı radyonüklitler……. 13

Çizelge 2.2. Uranyum izotoplarının radyolojik özellikleri…….. 15

Çizelge 2.3. Uranyum izotop karışımlarına ait özgül aktiviteler…… 16

Çizelge 3.1. Analiz edilen malzemelerin içerikleri……. 25

Çizelge 3.2. Analiz edilen malzemelerin yoğunlukları……... 25

Çizelge 3.3. WinXCOM aracılığıyla elde edilen MAC değerleri…… 31

Çizelge 3.4. WinXCOM aracılığıyla elde edilen LAC değerleri……. 33

Çizelge 3.5. WinXCOM aracılığıyla elde edilen HVL değerleri……. 35

Çizelge 3.6. WinXCOM aracılığıyla elde edilen TVL değerleri…….. 37

Çizelge 3.7. WinXCOM aracılığıyla elde edilen MFP değerleri…….. 38

Çizelge 3.8. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen LAC değerleri……... 39

Çizelge 3.9. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen MAC değerleri……. 40

Çizelge 3.10. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen HVL değerleri……. 41

Çizelge 3.11. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen TVL değerleri……. 42

Çizelge 3.12. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen MFP değerleri…… 43

Çizelge 3.13. Tüketilmiş uranyum için WinXCOM ve Phy-x/PSD verilerinin karşılaştırılması……. 44

Çizelge 3.14. Renyum için WinXCOM ve Phy-x/PSD verilerinin karşılaştırılması…… 45

Çizelge 3.15. %10 Elgiloy - % 90 Renyum bileşiği için WinXCOM ve Phy-x/PSD verilerinin karşılaştırılması…….. …… 45

Çizelge 4.1. Tüketilmiş uranyum ve renyumun özelliklerinin karşılaştırılması…….. 50

ŞEKİLLERİN LİSTESİ

Şekil **Sayfa**

Şekil 2.1. Radyasyon türlerinin sınıflandırılması…… 5

Şekil 2.2. Elektromanyetik spektrumu……. 7

Şekil 2.3. Radyasyonun soğurucu maddede zayıflatılmasının deneysel gösterimi…….. 8

Şekil 2.4. Fotoelektrik etki olayı…….. 10

Şekil 2.5. Compton saçılması…….. 11

Şekil 2.6. Çift Üretimi……. 12

Şekil 3.1. WinXCOM aracılığıyla elde edilen MAC değerleri…… 32

Şekil 3.2. 0.2-0.6 MeV arasında MAC değerlerinin değişimi…… 33

Şekil 3.3. WinXCOM aracılığıyla elde edilen LAC değerleri…… 34

Şekil 3.4. 0.2-0.6 MeV arasında LAC değerlerinin değişimi…….. 34

Şekil 3.5. WinXCOM aracılığıyla elde edilen HVL değerleri……. 36

Şekil 3.6. WinXCOM aracılığıyla elde edilen TVL değerleri……. 37

Şekil 3.7. WinXCOM aracılığıyla elde edilen MFP değerleri……. 38

Şekil 3.8. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen LAC değerleri……. 39

Şekil 3.9. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen MAC değerleri……. 40

Şekil 3.10. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen HVL değerleri…… 41

Şekil 3.11. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen TVL değerleri…… 42

Şekil 3.12. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen MFP değerleri…… 43

RESİMLERİN LİSTESİ

Resim **Sayfa**

Resim 2.1. Gamagrafi cihazı ve yapısı …….. 14

Resim 3.1. WinXCOM program arayüzü…… 28

Resim 3.2. WinXCOM programında hesaplama için gerekli veriler…….. 28

Resim 3.3. WinXCOM programıyla elde edilen tüketilmiş uranyum MAC değerleri grafiği……... 29

Resim 3.4. WinXCOM programıyla elde edilen tüketilmiş uranyum MAC değerleri tablosu……... 29

SİMGELER VE KISALTMALAR

Bu çalışmada kullanılmış simgeler ve kısaltmalar, açıklamaları ile birlikte aşağıda sunulmuştur.

Simgeler	**Açıklamalar**
Be	Berilyum
Bq	Becquerel
C	Karbon
c	Işık Hızı
C_{eff}	Etkin İletkenlik
cm	Santimetre
Co	Kobalt
Cr	Krom
g	Gram
h	saat
E	Fotonun Enerjisi
eV	Elektron Volt
E_b	Bağlanma Enerjisi
$E\gamma$	Gama Enerjisi
Fe	Demir
GBq	Giga Becquerel
GeV	Giga Elektron Volt
h	Planck sabiti
I	Foton Şiddeti
J	Joule
Ir	İridyum
keV	Kilo Elektron Volt
kg	Kilogram
MeV	Mega Elektron Volt
Mo	Molibden
mm	milimetre
Mn	Mangan
mSv	Mili Sievert

Simgeler	**Açıklamalar**
$\mathbf{N_{eff}}$	Elektron Yoğunluğu
Ni	Nikel
Re	Renyum
s	Saniye
Se	Selenyum
Tm	Tulyum
U	Uranyum
W	Tungsten
Yb	İterbiyum
Z	Atom Numarası
$\mathbf{Z_{eff}}$	Etkin Atom Numarası
$\mathbf{Z_{eg}}$	Eşlenik Atom Numarası
°C	Santigrat
$\boldsymbol{t}$	Zaman
μ	Lineer Azalım Katsayısı
ρ	Yoğunluk
ν	Frekans
λ	Dalga Boyu

Kısaltmalar	Açıklamalar
ABD	Amerika Birleşik Devletleri
DU	Tüketilmiş Uranyum (*Depleted Uranium*)
GDA	Güvence Denetimi Anlaşması
HVL	Yarı Değer Kalınlığı (*Half Value Layer*)
ICRP	Uluslararası Radyasyon Koruması Komisyonu (*International Commission on Radiological Protection*)
ITDB	Olay ve Veri Kaçakçılık Veri Tabanı (*Incident and Trafficking Database*)
LAC	Lineer Azalım Katsayısı (*Linear Attenuation Coefficient*)
MAC	Kütle Azalım Katsayısı (*Mass Attenuation Coefficient*)
MFP	Ortalama Serbest Yol (*Mean Free Path*)
NIST	Ulusal Teknoloji ve Standart Enstitüsü (*National Institute of Standard and Technology*)
NPT	Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi Antlaşması (*Non-Proliferation Treaty*)
Phy-X/PSD	Foton Zırhlama ve Dozimetri (*Photon Shielding and Dosimetry*)
TVL	Onda Bir Değer Kalınlığı (*Tenth Value Layer*)
UAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
XCOM	Foton Kesitleri Veritabanı (*Photon Cross Sections Database*)
WinXCOM	XCOM için Windows Arayüzü (*Windows Interface for the XCOM*)

1. GİRİŞ

Endüstriyel radyografi, tahribatsız muayene teknikleri arasında yer alan, malzemenin iç yapısının görüntüleme yoluyla değerlendirilmesini sağlayan bir tekniktir. Bu teknik sayesinde, kaynaklı imalatlardan döküm parçalara, çelik borulardan boru hattı kaynaklarına kadar birçok sanayi alanında ürün kalitesi kontrol altına alınabilmekte ve üretim sırasında oluşabilecek içsel kusurlar tespit edilebilmektedir. Endüstriyel radyografi, özellikle imalat ve enerji sektörlerinde yapısal bütünlüğün sağlanması açısından kritik bir öneme sahiptir [1].

Bu teknik, malzemeye iyonlaştırıcı radyasyon uygulanması sonucu elde edilen görüntüler (film, ekran görüntüsü vb.) aracılığıyla gerçekleştirilir. Bu uygulamalarda kullanılan gamagrafi cihazlarında yaygın olarak gama yayıcı kaynaklar kullanılmakta olup bunlardan da en yaygını olarak Ir-192 kullanılmaktadır. Endüstriyel radyografi uygulamalarında radyasyon kaynaklarının güvenli bir şekilde muhafaza edilmesi ve çevreye olan etkilerinin azaltılması amacıyla etkili zırhlama malzemelerine ihtiyaç duyulmaktadır. Literatürde en yaygın kullanılan gama radyasyon zırhlama malzemelerinden biri olan tüketilmiş uranyum (*Depleted Uranium - DU*), yüksek atom numarası ve yoğunluğu sayesinde malzemeye gelen radyasyonu üstün zayıflatma özelliklerine sahiptir.

Tüketilmiş uranyum, gamagrafi cihazlarının yanı sıra teleterapi cihazları, tıbbi tedavi, gama bıçağı, brakiterapi cihazları ve kuyu kayıt cihazları gibi birçok cihazda zırh malzemesi olarak kullanılmaktadır. Tüketilmiş uranyum, ^{235}U içeriğinin doğal uranyumdan daha az olduğu uranyum olup uranyum zenginleştirme süreçlerinde atık olarak ortaya çıkmaktadır. Bu nedenle de bol miktarda bulunabilir malzemedir. Tüketilmiş uranyum, radyoaktif madde olup aynı zamanda nükleer maddedir [2].

Bununla birlikte, 1945 yılında II. Dünya Savaşı'nda nükleer silahların kullanılmasıyla başlayan küresel nükleer silahsızlanma çabaları, 1968 yılında Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi Antlaşması'nın (NPT) imzaya açılmasıyla yasal bir çerçeveye oturmuştur. NPT'ye taraf olan nükleer silaha sahip olmayan devletler, Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (UAEA) ile Kapsamlı Güvence Denetimi Anlaşması (GDA) imzalamakla yükümlüdür. Bu anlaşma kapsamında yürütülen nükleer güvence uygulamaları ile ülke sınırları içinde kullanılan nükleer maddeler ile nükleer yakıt çevrimi için özel olarak tasarımlanmış veya hazırlanmış ekipman ve malzemelerin barışçıl amaçlı kullanımının

sağlanması amaçlanmakta olup bunların nükleer silah veya diğer nükleer patlayıcı aygıtlara dönüştürülmek amacıyla kullanılmadığını doğrulamak için çeşitli teknik önlemler uygulanmaktadır. Bu önlemler kapsamında gerçekleştirilen nükleer madde sayım ve kontrol sistemi ile uranyum, toryum ve plütonyum gibi tüketilmiş uranyum da nükleer madde olarak değerlendirilmekte ve ulusal nükleer madde sayım ve kontrol sistemine dâhil edilmektedir. Bu sistemle, tüm nükleer maddelerin ithalatı, ihracatı, üretimi, tüketimi, depolanması ve her türlü hareketi ulusal boyutta kayıt altına alınmakta ve Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı'na UAEA'ya raporlanmaktadır. Bu kapsamda, tüketilmiş uranyum da nükleer madde sınıfında yer almakta ve GDA imzalayan ülkelerde nükleer madde sayım ve kontrol sistemine dâhil edilmektedir. Bu nedenle, tüketilmiş uranyum içeren gamagrafi cihazlarının ithalatı, ihracatı hem içerdiği radyoaktif madde hem de tüketilmiş uranyum kapsamında ülkelerin nükleer enerjiye ilişkin düzenleyici kurumu tarafından kontrol edilmekte ve denetime tabi tutulmaktadır [3-4].

Özellikle gamagrafi cihazlarında zırh malzemesi olarak kullanılan tüketilmiş uranyumun nükleer güvence kapsamında gerçekleştirilen denetimlerde doğrulanması birtakım zorluklar oluşturmaktadır. Nükleer güvence kapsamında geçekleştirilen denetimlerde nükleer maddeler miktar bakımından doğrulanmaktadır. Gamagrafi cihazlarının içerdiği tüketilmiş uranyumun doğrulanması esnasında dedektörlerle yapılan doğrulamalarda bu cihazların barındırdığı yüksek aktiviteli kaynağın tüketilmiş uranyumdan daha yüksek aktiviteye sahip olması tüketilmiş uranyumun doğrulanmasını zorlaştırabilmektedir.

Tüketilmiş uranyum radyoaktif madde olmasının yanı sıra kimyasal olarak da toksik bir malzemedir. 1970'li yıllarda Amerika Birleşik Devletleri (ABD) tarafından tüketilmiş uranyumun düşük maliyeti, kolay bulunabilirliği ve en önemlisi pirofobik (çarpışma anında kendi kendine tutuşabilme) özelliği nedeniyle askeri amaçlı kullanımı olduğu bilinmektedir. Tüketilmiş uranyumun, bu özellikleri nedeniyle 1991 Körfez Savaşı döneminde silah olarak kullanılmasının ardından savaş bölgesinde oluşturduğu kirlilik, tüketilmiş uranyumun sağlık üzerine etkilerinin ortaya koyulmasında önemli bir olay olmuştur. Tüketilmiş uranyum bilinen sağlık etkilerinin başında kurşun gibi ağır metal özelliği gösterip böbrekleri etkilemesi söylenebilir. Bu nedenle, tüketilmiş uranyumun silah yapımı veya başka yollarla doğaya karışması özelliklere yeraltı sularına karışması toplumsal açıdan sağlık sorunları yaratabilmektedir [5].

Yukarıda belirtilen özellikler kapsamında değerlendirildiğinde bu tez çalışmasında gamagrafi cihazlarında kullanılan tüketilmiş uranyum yerine alternatif olarak kullanılabilecek bir zırh malzemesinin önerilmesi amaçlanmıştır. Tüketilmiş uranyumun zırh malzemesi olarak kullanılmasına ilişkin avantajlı ve dezavantajlı yönleri göz önünde bulundurularak yüksek yoğunluklu ve yüksek atom numaralı renyumun kimyasal olarak toksik olmaması, radyoaktif madde olmaması ve tüketilmiş uranyum gibi yasal düzenlemelere tabi olmaması gibi özellikleri nedeniyle alternatif bir zırh malzemesi olabileceği değerlendirilmiş olup özellikle renyumun süper alaşımlara katkısı göz önünde bulundurularak elgiloy katkılı renyum bileşiklerinin de gama radyasyonu zırh malzemesi olarak kullanılabileceği değerlendirilmiştir.

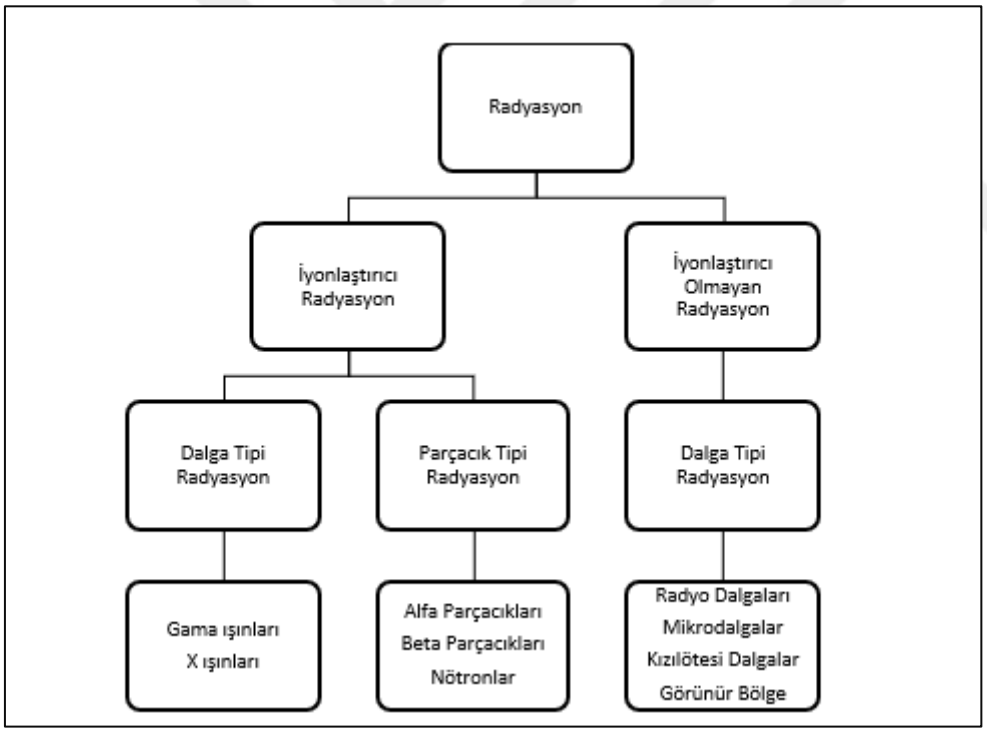
Bu doğrultuda tez çalışmasında tüketilmiş uranyum, renyum ve sırasıyla %10, %20, %30, %40 ve %50 elgiloy katkılı renyum bileşiklerinin gama radyasyonu zayıflatma özellikleri, zırhlama parametrelerinden kütle azalım katsayısı (*Mass Absorption Coefficient - MAC*), lineer azalım katsayısı (*Linear Absorption Coefficient - LAC*), yarı değer kalınlığı (*Half-Value Layer - HVL),* onda bir değer kalınlığı (*Tenth-Value Layer - TVL*) ve ortalama serbest yol (*Mean Free Path - MFP*) hesaplanarak kıyaslanmıştır. Her bir malzeme için WinXCOM programı aracılığıyla MAC değerleri hesaplanmış ve bu değer ile Bölüm 3.2'de yer alan formüller kullanılarak LAC, HVL, TVL ve MFP değerleri hesaplanmıştır. Aynı zamanda bu parametreler Phy-X/PSD programı aracılığıyla her bir numune için hesaplanmış ve programlar sonucunda elde edilen sonuçlar birbiri ile karşılaştırılmıştır.

Tez çalışması dört ana bölümden oluşmaktadır. Birinci bölümde çalışmanın tarihi gelişimi, amacı ve kapsamı, ikinci bölümde tez çalışması kapsamında temel bilgilerin verildiği kuramsal temeller, üçüncü bölümde zırhlama parametreleri incelenen numunelere ait araştırma bulguları anlatılmıştır. Dördüncü bölümde ise araştırma bulguları neticesinde elde edilen veriler kapsamında nihai sonuç yargısı sunulmuştur.

2. KURAMSAL TEMELLER

2.1. Radyasyonun Madde ile Etkileşimi

Radyasyon, parçacık veya dalga yoluyla enerjinin transfer edilmesi olarak tanımlanmaktadır. Günlük yaşamda, radyasyona sıkça maruz kalınmaktadır. Ancak her maruz kalınan radyasyon sağlık açısından risk taşımamaktadır. Radyasyon düşük dozlarda düşük riske sahip olmakla birlikte, radyasyon seviyesi yükseldiğinde risk artmaktadır. Radyasyon, sağlık, enerji, sanayi, tarım, çevre ve iklim değişikliği gibi birçok alanda yaygın olarak kullanılmaktadır [6]. Radyasyon iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan radyasyon olarak ikiye ayrılmakta olup radyasyon türlerinin sınıflandırılması Şekil 2.1'de verilmektedir.



Şekil 2.1. Radyasyon türlerinin sınıflandırılması

İyonlaştırıcı olmayan radyasyon atomlardan veya moleküllerden elektronları ayırmak için yeterli enerjiye sahip olmayan radyasyondur. İyonlaştırıcı radyasyon ise atomlardan veya moleküllerden elektronları ayırabilen ve canlı organizmalar da dâhil olmak üzere maddeyle etkileşime girdiğinde atom düzeyinde değişikliklere neden olan bir enerji radyasyonu türüdür. Yeryüzündeki atomların çoğu, çekirdeklerindeki dengeli ve kararlı parçacıkların

(nötronlar ve protonlar) bileşimi sayesinde kararlıdır. Ancak bazı kararsız atom türlerinde, çekirdeklerindeki proton ve nötron sayısının bileşimi, bu parçacıkları bir arada tutmalarına izin vermez. Bu tür kararsız atomlara "radyoaktif atomlar" denir. Radyoaktif atomlar bozunduğunda iyonlaştırıcı radyasyon (örneğin alfa parçacıkları, beta parçacıkları, gama ışınları veya nötronlar) biçiminde enerji açığa çıkarırlar. İyonlaştırıcı radyasyon, dalga tipi ve parçacık tipi olarak iki tür radyasyondan oluşmaktadır. Parçacık radyasyonu belirli bir kütleye ve enerjiye sahiptir. Elektromanyetik radyasyon; radyo dalgaları, televizyon sinyalleri, mikrodalgalar, kızılötesi ışık, görünür ışık, morötesi ışık, X ışınları ve gama ışınlarını içerir. Gama ışınları, atom çekirdeğindeki enerjinin dışarı yayılmasıyla oluşan bir ışın türüdür. Bu ışınların hepsi boşlukta ışık hızıyla yayılır [6].

Bu ışınları ayıran temel fark, frekanslarıdır. Yani, bir saniyede kaç kez titreştikleridir. Düşük frekanslı olanlar radyo dalgalarıdır, yüksek frekanslı olanlar ise X ışınları ve gama ışınlarıdır.

Elektromanyetik dalgaların özellikleri üç temel büyüklükle tanımlanır:

1. Frekans (Hz) → Dalganın bir saniyede kaç kez titreştiğini gösterir.
2. Dalga boyu (m) → İki dalga tepesi arasındaki mesafedir.
3. Enerji (Joule) → Işının taşıdığı güçtür.

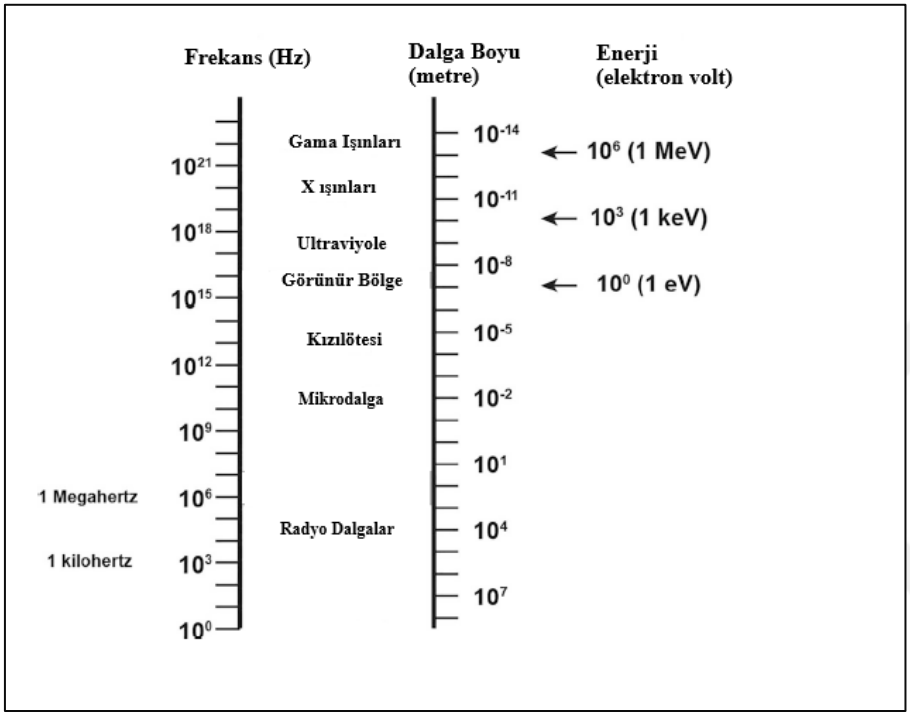
Bu büyüklükler birbiriyle bağlantılıdır ve Planck-Einstein denklemi adı verilen aşağıdaki formülle açıklanır [6]:

$$E_e = h\nu = \frac{hc}{\lambda} \tag{2.1}$$

Burada:

- E → Fotonun enerjisi
- h → Planck sabiti (6.626×10^{-34} J·s)
- ν → Frekans
- c → Işığın hızı (299.792.458 m/s)
- λ → Dalga boyu

Genellikle radyo dalgaları frekans veya dalga boyu ile; görünür ışık dalga boyu ile; X ışınları ve gama ışınları enerji ile tanımlanır. Kısacası, gama ışınları Şekil 2.2'de de görüldüğü üzere elektromanyetik spektrumun en enerjik ışınlarıdır ve tıbbi görüntüleme, endüstriyel testler ve nükleer bilimde yaygın olarak kullanılır.



Şekil 2.2. Elektromanyetik spektrumu

X ışınları, atomların iç kabuklarındaki elektronların enerji değişimleri sırasında yayılırken, gama ışınları atom çekirdeğindeki değişimlerden kaynaklanır. Her iki radyasyon türü de yayıldıkları elementin veya atom çekirdeğinin karakteristik özelliklerini taşır.

Yüksek enerjili bu radyasyonlarla ilgili çalışmalar, 1895'te Wilhelm Röntgen'in X ışınlarını keşfetmesiyle başlamıştır. Röntgen, katot ışın tüpünün yakınındaki çinko sülfür ekranın parladığını fark etti. Araştırmaları sonucunda bu radyasyonun, kullanılan elektrot malzemesine ve tüpün voltajına bağlı olduğunu, elektrik veya manyetik alanlardan etkilenmediğini ve yoğun maddelerin içinden geçebildiğini bulunmuştur [6].

2.1.1. Gama radyasyonunun madde ile etkileşimi

Gama ışınları, çok yüksek enerjili fotonlardır. Görünür ışık fotonlarından yaklaşık 10.000 kat daha fazla enerjiye sahiptirler, ancak temel olarak elektromanyetik spektrumda bulunan diğer ışık türleriyle aynı foton yapısına sahiptirler [6-7].

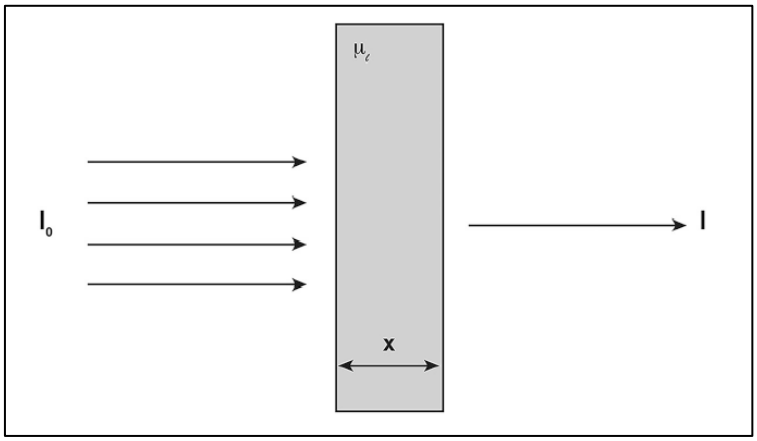
Gama ışınları ilk olarak 1900 yılında Villard tarafından, manyetik alanlardan etkilenmeyen ve alfa ve beta parçacıklarından çok daha yüksek nüfuz edilebilirliğe sahip radyumdan gelen radyasyonun bir bileşeni olarak tanımlanmıştır. 1909 yılında Soddy ve Russell tarafından gama ışını zayıflamasının üstel bir yasayı izlediğini ve zayıflama katsayısının zayıflatıcı malzemenin yoğunluğuna oranının tüm malzemeler için neredeyse sabit olduğu bulunmuştur [6].

(I_0) şiddetindeki gama radyasyonu (x) kalınlığındaki bir zayıflatıcıyla etkileştiğinde, zayıflatıcıdan geçen çarpışmamış fotonların ortaya çıkan yoğunluğu (I), üstel ifade ile verilir.

Lineer azalım katsayısı Beer Lambert Yasası adı verilen aşağıdaki formül kullanılarak hesaplanır [6-7].

$$I = I_0 e^{-\mu t} \tag{2.2}$$

Burada μ lineer azalım katsayısıdır (cm^{-1} olarak ifade edilir). (I/I_0) oranına geçirgenlik denir. Şekil 2.3'te basit bir zayıflama deneyi gösterilmektedir.



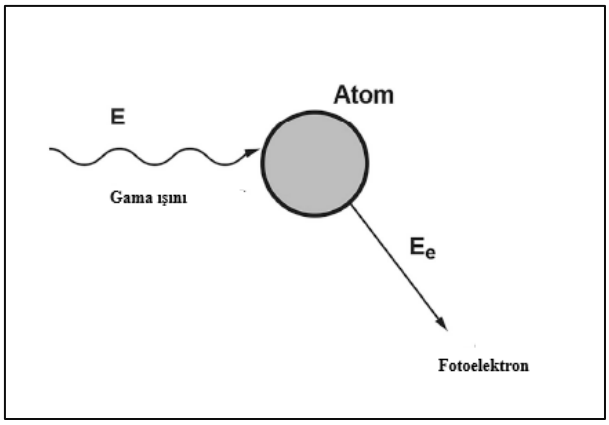
Şekil 2.3. Radyasyonun soğurucu maddede zayıflatılmasının deneysel gösterimi [6]

Farklı kaynaklar ve zayıflatıcılarla yapılan ölçümler, lineer azalım katsayısının (μ_ℓ) gama ışını enerjisine, atom numarasına (Z) ve soğurucunun yoğunluğuna (ρ) bağlı olduğunu göstermektedir. Örneğin, kurşun yüksek bir yoğunluğa ve yüksek bir atom numarasına sahiptir ve benzer kalınlıktaki alüminyum veya çeliğe göre etkileşim olmadan çok daha düşük oranda gama radyasyonu iletir.

Fotonlar (gama ışınları ve X ışınları), elektriksel olarak nötr olmalarına rağmen, bazı özel etkileşimler yoluyla atomları iyonize edebilir. Gama ışınları maddelerle çeşitli şekillerde etkileşime girebilir. Ancak, radyasyon ölçümlerinde en önemli üç etkileşim mekanizması Fotoelektrik etki, Compton saçılması ve çift üretimidir. Bu süreçlerin tümü, gama ışını fotonunun enerjisinin elektrona aktarılmasına neden olur. Böylece gama ışını fotonu ya tamamen yok olur ya da yön değiştirerek yoluna devam eder [6-7].

2.1.2. Fotoelektrik etki

1887'de Heinrich Hertz, ultraviyole ışık fotonlarının bir metal yüzeyden elektronları serbest bıraktığını gözlemleyerek fotoelektrik etkiyi keşfetti. Gama ışınları için benzer süreçte, gama ışını tek bir etkileşimde enerjisinin tamamını bir atomik elektrona kaybeder. Bu sürecin olasılığı büyük ölçüde gama ışını enerjisine ($E\gamma$) ve malzemenin atom numarasına bağlıdır. Bir gama ışını, tüm enerjisini kaybedecek ve bir foton olarak varlığını sona erdirecek bağlı bir atomik elektronla etkileşime girebilir. Eğer bu gama ışınının enerjisi yeterince büyükse, atomun iç kabuklarından (genellikle K kabuğu) bir elektronu dışarı atmak üzere koparır. Gama ışını enerjisinin bir kısmı elektron bağlanma enerjisini yenmek için kullanılır ve geri kalanının çoğu serbest kalan elektrona kinetik enerji olarak aktarılır. Momentumu korumak için, çok az miktarda geri tepme enerjisi atomda kalır. Sonuç olarak atomda bir elektron boşluğu oluşur ve diğer elektronlar bu boşluğu doldurmaya çalışır. Bu esnada karakteristik X-ışınları veya Auger elektronları yayılabilir [8].



Şekil 2.4. Fotoelektrik etki olayı [6]

Şekil 2.4'te de gösterildiği üzere gelen gama ışı atom ile etkileştiğinde foton tamamen kaybolur, yerine fotoelektron adı verilen enerjik bir elektron fırlar. Yani, atom fotonu soğurur ve enerjisini bir elektronu serbest bırakmak için kullanır. Burada oluşan fotoelektron enerjisi aşağıdaki formülle verilmektedir [8].

$$E_e = h\nu - E_b \tag{2.3}$$

E_b fotoelektronun orijinal kabuğundaki bağlanma enerjisini temsil etmekte olup birkaç yüz keV'den sonra fotoelektron gelen gama ışınının enerjisinin çoğunu taşımaktadır.

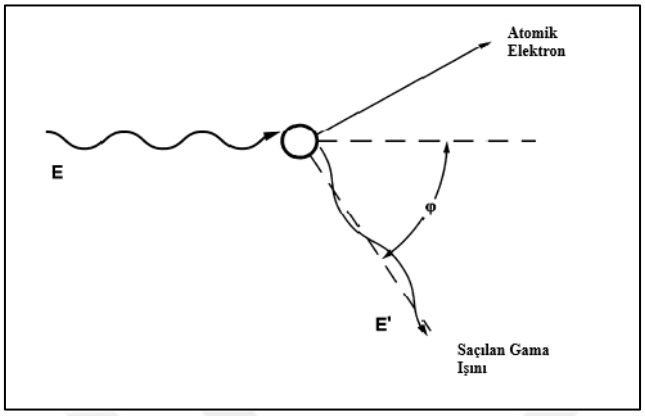
2.1.3. Compton saçılması

Compton saçılması, bir fotonun bağlı veya serbest bir elektronla etkileşime girmesi ve enerjisinin bir kısmını elektrona aktarması sürecidir. Bu süreçte, foton yön değiştirir ve enerjisinin bir kısmını elektrona aktarır. Bağlı bir elektron göz önüne alındığında, olay fotonun enerjisi ($E\gamma$), elektron bağlanma enerjisinden (E_b) çok daha büyük olduğunda Compton saçılması daha olasıdır.

Elektron, fotonun kaybettiği enerji ile elektronun bağlanma enerjisi arasındaki farka eşit kinetik enerjiye sahip serbest bir elektron hâline gelir. Elektronun bağlanma enerjisi, gelen fotonun enerjisine kıyasla çok küçük olduğundan, elektronun kinetik enerjisi gelen fotonun kaybettiği enerjiye neredeyse eşittir [8].

$$E_e = E_\gamma - E'_\gamma \tag{2.4}$$

Bu denklemde E_e saçılan elektronun enerjisini, Eγ gelen gama ışınının enerjisini, E'_γ ise saçılan gama ışınının enerjisini ifade etmektedir.



Şekil 2.5. Compton saçılması [6]

Şekil 2.5'te de görüldüğü üzere Compton saçılmasında gelen gama ışını madde ile etkileşime girdikten sonra iki parçacık etkileşim alanından ayrılır. Bunlar, serbest elektron ve saçılmış fotondur. Elektronun ve saçılmış fotonun yönleri, etkileşim sırasında elektrona aktarılan enerji miktarına bağlıdır [8].

$$E'_\gamma = \frac{m_0 c^2}{1 - cos\emptyset + \frac{m_0 c^2}{E_\gamma}} \tag{2.5}$$

Bu denklemde;

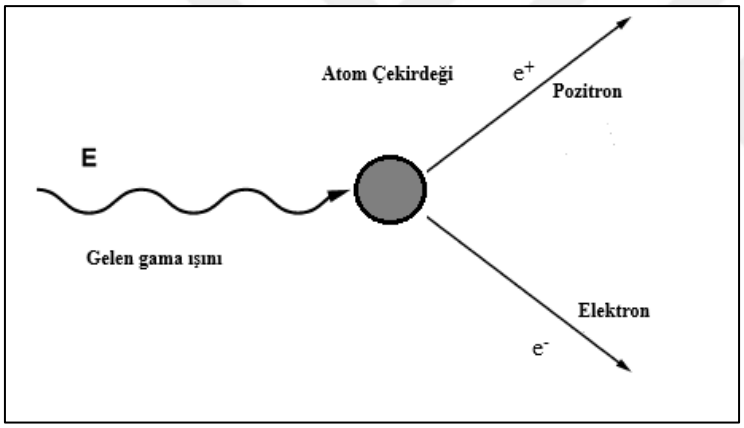
m_0c^2: elektronun durağan kütle enerjisi (511 keV),
∅= olay ve saçılan fotonlar arasındaki açı,
olarak ifade edilmektedir.

Compton saçılması ve fotoelektrik etki kıyaslandığında fotoelektrik etki genellikle bir atomun K tabakasında gerçekleşirken Compton saçılması daha dış tabakalarda gerçekleşir. Enerji ve momentumun korunumu, elektron atomun geri tepme enerjisini emecek kadar sıkı bağlanmadığında yalnızca kısmi bir enerji transferine izin verir. Bu durumda, fotoelektrik etki gerçekleşmez ancak Compton saçılması görülür. Bu sürecin olasılığı enerjiye zayıf bir şekilde bağlı olup atom numarasından neredeyse bağımsızdır çünkü elektron yoğunluğuna (zayıflatıcı malzemenin birim kütlesi başına elektron) bağlıdır ve bu yoğunluk hidrojen hariç tüm elementlerde çok az değişim gösterir.

2.1.4. Çift üretimi

Gama ışını enerjisi bir elektronun durağan kütle enerjisinin iki katını (1,02 Me V) aşarsa çift üretim süreci enerjik olarak mümkün olmaktadır. Bu eşik değerinin sadece birkaç yüz keV üzerinde olan gama ışını enerjilerinde, çift üretim olasılığı düşüktür. Ancak, enerji MeV aralığına arttıkça bu etkileşim mekanizması baskın hâle gelmektedir. Etkileşimde (bir çekirdeğin Coulomb alanında gerçekleşmesi gerekir), gama ışını fotonu kaybolur ve bir elektron-pozitron çifti meydana gelir. Fotonun çifti oluşturmak için gereken 1,02 MeV'nin üzerindeki tüm fazla enerji, pozitron ve elektron tarafından paylaşılan kinetik enerjiye gider.

Daha sonra pozitron ve elektron birleşerek foton meydana gelir ve bu süreçte toplam enerji, toplam yük ve momentum korunur [9].



Şekil 2.6. Çift Üretimi

2.2. Endüstriyel Radyografi Uygulamaları

Endüstriyel radyografi uygulamaları, bir malzemedeki üretimden kaynaklı veya zaman içerisinde oluşan hataları tespit amacıyla yaygın olarak kullanılan bir tahribatsız muayene tekniğidir. Bu teknikte, malzemedeki kusurlar, yoğunluk farkından faydalanılarak tespit edilmektedir. Endüstriyel radyografi uygulamalarında X-ışınları, gama ışınları ve nötronların çeşitli malzemelere nüfuz etme özelliği kullanılarak muayene edilecek malzemenin iyonlaştırıcı radyasyona maruz bırakılmasıyla malzemedeki gizli kusurlar ortaya çıkartılmaktadır. Kaplar, borular, döküm ve kaynak bağlantıları gibi muayene edilecek malzeme, radyasyon kaynağı ile endüstriyel radyografi cihazı arasına (bir tutucu veya kaset içindeki film) yerleştirilir ve ışınlanır. Işınlama sonrasında film boyunca her alana

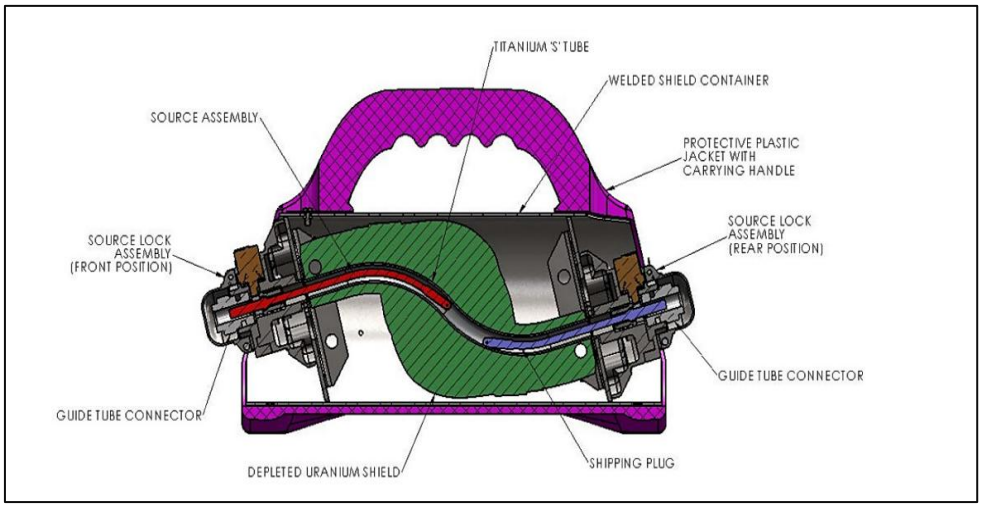
ulaşacak radyasyon miktarının değişen yoğunluğuna göre çıkan iki boyutlu izdüşüm ile görülmek istenen kusurlar tespit edilir. Bu yöntem, incelenen malzemenin imhasının gerekmemesi nedeniyle sanayide kaynaklı imalatlar, döküm parçaları, çelik kaynaklı veya çekme boruları, boru hattı kaynakları gibi alanlarda gizli kusurları belirlemek için yaygın olarak kullanılmaktadır [10-12].

Endüstriyel radyografide temel olarak iki radyasyon kaynağı kullanılmaktadır. Bunlar gama ve X-ışını'dır. 1900'lü yılların başında başlayan endüstriyel radyografide X ışınları ve radyumun kullanılmakta olup 1940'lı yıllardan bu yana, Co-60 ve Ir-192 gibi radyoaktif kaynakların kullanılması ile giderek büyüyen bir uygulama olmuştur [12]. Günümüzde endüstriyel radyografide gama yayan gamagrafi cihazları yaygın bir şekilde kullanılmakta olup bu cihazlarda radyoaktif kaynak olarak Ir-192, Co-60, Se-75, Yb-169, Tm-170 kullanılmaktadır. Gamagrafi cihazı uygulamalarında yaklaşık %80 oranında Ir-192 radyoaktif kaynak olarak tercih edilmektedir [13].

Çizelge 2.1. Endüstriyel radyografide kullanılan bazı radyonüklitler

Radyonüklit	Enerji	1 m uzaktaki doz hızı (37 GBq başına mSv/h)	Yarı ömür	Kullanılan çelik kalınlığı (mm)
Co-60	1,17 ve 1,33 MeV	13,0	5,3 yıl	50–120
Ir-192	206–612 keV	4,8	74 gün	12–70
Se-75	97–401 keV	2,03	120 gün	8–30
Yb-169	63–308 keV	1,25	32 gün	4–20
Tm-170	51–84 keV	0,25	128 gün	2,5–12,5

Endüstriyel radyografide kullanılmak için zırhlanmış cihazlarda bulunan radyoaktif kaynaklar, malzemelerdeki kusurların tespitinde kullanılmak üzere çalışma yapılacak alanda kontrollü olarak görüntüsü alınacak malzemenin ışınlanacağı pozisyonda cihazdan çıkarılır. Malzemenin arkasında yer alan filmde malzeme yapısındaki farklılıklar görüntülenmesini sağlayacak süre boyunca ışınlanır. Gamagrafi cihazlarında radyoaktif kaynak S-tube şeklinde yer alan bir ince boru içinde yer almakta olup cihaz Resim 2.1'de gösterilmektedir [13].



Resim 2.1. Gamagrafi cihazı ve yapısı [13]

Çoğu endüstriyel radyografi cihazı Resim 2.1'de yer alan gamagrafi cihazı gibi radyoaktif kaynağın zırhlanmasında tüketilmiş uranyum içermektedir. Bu tür cihazların zırhının tüketilmiş uranyum içermesinin sebebi, bu malzemenin kurşundan çok daha yoğun olmasıdır. Tüketilmiş uranyum kullanılması, bu cihazların aynı radyoaktif kaynakların kurşun ile zırhlanması durumundan fiziksel olarak daha küçük ve taşınabilir boyutta olmasına olanak sağlamaktadır. Örneğin gamagrafi cihazlarında tüketilmiş uranyum kullanılması, genellikle 15 kg veya daha fazla ağırlığa sahip taşınabilir cihazlar elde edilmesini sağlamaktadır [13].

2.3. Tüketilmiş Uranyum

Uranyum (U) doğal olarak oluşan radyoaktif bir elementtir. Doğal uranyum, ^{238}U (kütlece %99,27), ^{235}U (kütlece %0,72) ve ^{234}U (kütlece %0,0054) olmak üzere üç ana izotop içermektedir. Uranyumun üç izotopunun hepsi birincil radyasyonları olarak alfa parçacıkları yaymaktadır. Tüketilmiş uranyum ise doğal uranyumun içerdiğinden daha az miktarda ^{235}U içermekte olup uranyumun zenginleştirilmesine yönelik proseslerde yan ürün olarak elde edilmektedir. Tüketilmiş uranyum genel olarak kütlece %99,75 oranında ^{238}U ve nispeten daha küçük miktarlarda kütlece %0,25 ^{235}U ile kütlece %0,002 ^{234}U içermektedir. Zenginleştirme proseslerinden yan ürün olarak bol miktarlarda elde edilen DU'nun bertaraf edilmesi de üretici ülkeler için sorun olduğundan endüstride kullanılması bir alternatif oluşturmaktadır. DU, atom numarası (92) ve yoğunluğunun (19,1 g/cm^3) yüksek olması sebebiyle gama radyasyonunun zırhlanmasında tercih edilmektedir [13-15].

Tüketilmiş uranyum zırh malzemesi olarak; teleterapi cihazları, tıbbi tedavi, gama bıçağı, brakiterapi cihazları, kuyu kayıt cihazları ve endüstriyel radyografi cihazları gibi birçok cihazda kullanılmaktadır.

2.3.1. Tüketilmiş uranyumun özellikleri

Metalik tüketilmiş uranyum, 19,1 g/cm^3 yoğunluğuyla bilinen en yoğun malzemeler arasındadır. Parlak gümüş-altın bir metaldir. Talaş veya toz hâlinde piroforiktir. Havaya maruz kaldığında kolayca oksitlenerek yüzeyinde sarı-yeşil ve/veya siyah oksit tabakası oluşturur. DU, kurşundan 1,67 kat daha yoğun olduğundan radyasyon zırhlaması için değerli bir malzemedir. DU'nun radyoaktivitesinin yanı sıra kimyasal olarak toksik bir malzeme olması da biyolojik olarak önemli bir risk oluşturmaktadır. DU'ya yüksek düzeyde maruziyet durumlarında, DU'nun radyolojik bir risk oluşturmadan önce kimyasal toksikolojik açıdan bir tehdit hâline gelme olasılığının daha yüksek olduğu değerlendirilmektedir. Toz gibi ince bölünmüş DU, kimyasal toksisitesi nedeniyle yutulduğunda veya solunduğunda zararlı olabilmektedir. Civa, kadmiyum ve diğer ağır metal iyonları gibi, aşırı uranil iyonları böbrekleri etkileyebilir. Böbrekteki yüksek konsantrasyonlar hasara ve aşırı durumlarda böbrek yetmezliğine neden olabilir. Katı metal DU bileşenleri kararlıdır ve çok az risk veya toksik tehlike sunar. Talaş veya toz halindeki DU kolayca tutuşabilir yani piroforiktir ve söndürülmesi zordur. Nemli koşullarda DU depolaması sırasında solunabilen veya yutulabilen kalın oksit tabakaları oluşabilir. Kimyasal tehlikelerle ilgili olarak belirtildiği gibi, DU ince toz veya korozyon formunda olduğunda bir kontaminasyon tehlikesi oluşturur [16-17].

Uranyumun içerdiği üç izotop (^{238}U, ^{235}U, ^{234}U) da birincil radyasyon olarak alfa parçacıkları yaymaktadır. Uranyum izotoplarının radyolojik özellikleri Çizelge 2.2'de verilmektedir [13].

Çizelge 2.2. Uranyum izotoplarının radyolojik özellikleri

Uranyum İzotopu	Yarılanma Ömrü	Birincil Radyasyon Türleri
^{238}U	4,5x10^9 a[a]	Alfa
^{235}U	7,1x10^8 a	Alfa, Gama
^{234}U	2,5 x10^5 a	Alfa

Burada a^a ifadesi yılı ifade etmektedir.

Çok uzun yarı ömrü nedeniyle, ^{238}U gram başına düşük radyoaktiviteye sahiptir. Uranyum izotop karışımlarına ait özgül aktiviteler Çizelge 2.3'te verilmektedir [13].

Çizelge 2.3. Uranyum izotop karışımlarına ait özgül aktiviteler

Uranyum İzotop Karışımı	% ^{235}U	Özgül Aktivite (Bq/g)
Saf ^{238}U	0	$1,22x10^4$
Tüketilmiş	0.20	$1,48x10^4$
Doğal	0.72	$2,59x10^4$
Zenginleştirilmiş	2	$3,70x10^4$

Doğal uranyumun hesaplanan özgül aktivitesi yaklaşık 2,59 $x10^4$ Bq/g'dir. Buna karşın DU'nun özgül aktivitesi yaklaşık 1,48 $x10^4$ Bq/g'dir. Bunun başlıca nedeni doğal uranyumun toplam aktivitesinin yaklaşık %49'una katkıda bulunan ^{234}U'ün uzaklaştırılmasıdır.

Radyoaktif madde olan DU hem iç hem de dış maruziyete sebebiyet verebilmektedir. Ancak alfa parçacık emisyonları sonucu zayıf bir şekilde radyoaktif olduğundan DU genellikle harici bir radyasyon tehlikesinden çok dâhili bir radyolojik tehlike olarak kabul edilmektedir. Bununla birlikte, ^{238}U radyo toksisitesi düşük olmasına rağmen özellikle inhalasyon durumunda oluşturacağı risk göz ardı edilmemelidir.

Tüketilmiş uranyum stratejik ve düzenlemeye tabi bir malzeme olduğundan ekonomik olarak açık piyasada işlem görmemektedir [17].

2.3.2. Tüketilmiş uranyumun yasal gerekleri

UAEA tarafından nükleer madde kaynak ve özel bölünebilir maddeler olarak tanımlanmaktadır. Bu tanımda yer alan kaynak madde ise doğada bulunduğu oranlarda izotoplarını içeren uranyum (doğal uranyum), içerdiği 235 izotopu doğal seviyenin altına düşürülmüş uranyum (tüketilmiş uranyum, ≤ %0,71 U-235), toryum ve bunların metal, alaşım, kimyasal bileşik veya konsantre formları olarak ifade edilmektedir. Tüketilmiş uranyum, kaynak madde sınıfında yer almakta olduğundan uluslararası camiada bazı yasal

gereklere tabidir. Bu yasal gerekler nükleer güvence, nükleer güvenlik ve nükleer emniyet açısından ayrı ayrı ele alınmaktadır.

Nükleer güvence kapsamında tüketilmiş uranyuma yönelik yasal gerekler

1968 yılında Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi Andlaşması'nın imzaya açılmasıyla birlikte nükleer silahların yayılmasının önlenmesi, nükleer silahsızlanma ve nükleer enerjinin barışçıl amaçlı kullanımını amacıyla Andlaşma'yı imzalayan ülkelere bazı yükümlülükler getirilmiştir. Andlaşma'nın 3'üncü maddesi;

> Anlaşmaya Taraf nükleer silaha sahip olmayan Devlet, Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı'nın Statüsüne ve Ajans'ın güvenlik denetimi dizgesine uygun olarak, nükleer enerjinin barışçıl amaçla kullanılmasının, nükleer silahlara veya diğer patlayıcı nükleer araçlara saptırılmasını önlemek amacıyla, sadece bu Anlaşma ile üzerine aldığı yükümlülükleri uygulayıp uygulamadığının kanıtlanması amacıyla, Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı ile görüşmeler yoluyla akdedilecek bir anlaşmada belirtilecek güvenlik denetimini kabul etmeyi üstlenir.
>
> Anlaşmaya Taraf her Devlet (a) kaynak veya fizyona uğrayabilen özel madde veya (b) fizyona uğrayabilen özel maddenin işlenmesi, kullanılması veya üretimi için özel olarak tasarlanmış veya hazırlanmış cihaz, veya maddeyi, kaynak veya fizyona uğrayabilen özel madde, işbu maddenin gerektirdiği güvenlik denetimine bağlı kılınmadıkça, nükleer silaha sahip olmayan herhangi bir Devlete, kullanma amacı barışçıl da olsa, sağlamamayı üstlenir.
>
> İşbu maddenin gerektirdiği güvenlik denetimi, Anlaşmanın IV. maddesine uygun biçimde ve işbu madde hükümleri ve önsözde belirtilen güvenlik denetimi ilkesi uyarınca, nükleer maddenin barışçıl amaçlarla işlenmesi, kullanılması veya üretimine ait nükleer madde ve cihazın uluslararası alışverişi dahil, Tarafların iktisadi ve teknolojik gelişmesini veya barışçıl nükleer çalışmalar alanında uluslararası iş birliğini engellemeyecek şekilde uygulanacaktır [18].

hükmü ile nükleer silah sahibi olmayan devletlerin hem Andlaşma'ya ilişkin yükümlülüklerini yerine getirip getirmediğini kontrol etmek amacıyla hem de nükleer madde, malzeme ve ekipmanları barışçıl amaçlı dahi olsa kullanabilmeleri için UAEA ile bir tür güvence denetimi anlaşması imzalaması yasal olarak hükme bağlanmıştır. UAEA ile bir tür güvence denetimi anlaşması imzalayan ülkeler; nükleer maddeler ile nükleer amaç için hazırlanmış ekipman ve malzemelerin envanterinin tespiti ve takibi ile bunların nükleer silaha veya diğer nükleer patlayıcı cihazlara dönüştürülmesini ya da yetkisiz olarak kullanılmasını önlemek ve bu yöndeki girişimlerin zamanında saptanmasını sağlamak üzere

gerekli altyapıyı oluşturmayı ve bir ulusal nükleer madde sayım ve kontrol sistemi kurup işletmeyi taahhüt etmiştir.

NPT, hâlihazırda 191 ülke tarafından imzalanmıştır. NPT gereği UAEA ile güvence denetimi anlaşması imzalayan ülke sayısı Türkiye dâhil 182'dir. Bu ülkelerde nükleer maddelerin envanterinin bildiriminin, tespitinin ve takibinin yapılması amacıyla yasal çerçeve oluşturulmakta ve buna yönelik iş ve işlemler yürütülmektedir. Bu amaçla,

- Nükleer madde bulunduran yerler, nükleer güvence alanında tesis veya tesis dışı yer olarak tanımlanmaktadır.
- Tesis veya tesis dışı yerde nükleer maddelere ilişkin iş ve işlemleri yürütmek ve bu maddelere erişimi sağlamak amacıyla sorumlu kişilerin belirlenmesi gerekmektedir.
- Nükleer maddelerin fiziksel olarak bulundukları yer, fiziksel ve kimyasal formları, miktarları tesis veya tesis dışı yer sorumlusu tarafından kayıt altına alınır.
- Nükleer maddelerin kullanılması, ihracı, ithali veya diğer türlü bir transferi durumunda ilgili kayıtlar güncellenir ve meydana gelen değişiklikler ülkenin nükleer güvenceye ilişkin düzenleyici kurumuna iletilmektedir.
- Ülkenin düzenleyici kurumu tarafından da bu envanterde meydana gelen değişiklilere ilişkin raporlar UAEA'ya iletilmektedir.
- Nükleer maddelere yönelik olarak güvence denetimi anlaşmasına ve NPT'ye ilişkin yükümlülüklerin yerine getirip getirmediğini kontrol etmek amacıyla hem UAEA tarafından hem de ülkelerin düzenleyici kurumları tarafından nükleer madde bulunduran yerlere nükleer güvence denetimi gerçekleştirilmektedir.

Andlaşma'nın gereği olarak yasal yükümlülüklerin yürütülmesi için nükleer madde bulunduran yerlerdeki sorumlu personelin yasal yükümlülüklerle uyumlu olarak hareket etmesi gerekmektedir [19]. Türkiye'de ulusal nükleer madde sayım ve kontrolüyle ilgili olarak gerçekleştirilecek faaliyetlere ilişkin usul ve esaslar 19.11.2022 tarihli ve 32018 sayılı Resmî Gazete'de yayımlanarak yürürlüğe giren Nükleer Güvence Yönetmeliği ile belirlenmiştir.

Güvenlik ve nükleer emniyet kapsamında tüketilmiş uranyuma yönelik yasal gerekler

Tüketilmiş uranyum, radyoaktif madde sınıfında yer almakta olduğundan kullanıldığı uygulamalar radyasyon uygulamaları kapsamına girmektedir. Bu nedenle, radyasyon uygulamaları yürütülürken uluslararası camiada belirlenen radyasyondan korunma ilkeleri göz önünde bulundurulmalıdır. Bu konuya ilişkin olarak UAEA 3 Numaralı Güvenlik Serisi Radyasyon Koruması ve Radyasyon Kaynaklarının Güvenliği dokümanı ve Uluslararası Radyasyon Koruması Komisyonu'nun (*International Commission on Radiological Protection - ICRP*) önerilerine dayanan mesleki maruziyet ve kamusal maruziyet için belirlenen doz sınırları tüketilmiş uranyum da dâhil olmak üzere herhangi bir uranyum izotopu kombinasyonuna maruziyetten kaynaklanan dozlar için dikkate alınmalıdır.

Radyasyon uygulamaları kapsamında yürütülen çalışmalar ülkelerin yasal mevzuatı uyarınca gerçekleştirilmektedir. Türkiye'de radyasyon uygulamalarına ilişkin faaliyetlerin radyasyondan korunma, güvenlik ve emniyet ilkeleri çerçevesinde yürütüldüğünün tespit ve teyit edilmesi için bu faaliyetlerin yetkilendirilmesi gerekmektedir. Radyasyon uygulamalarının yetkilendirilmesine ilişkin yasal gerekler 28.10.2023 tarihli ve 32353 sayılı Resmî Gazete'de yayımlanarak yürürlüğe giren Radyasyon Tesislerine ve Radyasyon Uygulamalarına İlişkin Yetkilendirmeler Yönetmeliği ile belirlenmiştir. Bu Yönetmelik uyarınca radyasyon uygulamalarını yürütecek kişiler yetkilendirilmektedir. Bu yetki kapsamında yürütülen faaliyetler de Nükleer Düzenleme Kurumu tarafından denetlenmektedir.

Radyoaktif maddeler, dinamit gibi klasik patlayıcılar birlikte kullanılarak insanların radyoaktif maddeye maruz kalmasına ve çevreye radyoaktif madde salınmasına veya doğrudan radyasyona maruz kalınmasına neden olan bazı cihazların yapımında kullanılabilir [20].

Bu cihazlar, radyolojik dağılım yapan cihazlar olarak adlandırılır ve kötü niyetli kişilerin bu cihazlara erişimi aşağıda verildiği şekillerde olabilir;

- Kayıp ya da terk edilmiş radyoaktif madde bulmak,
- Radyoaktif maddenin taşındığı esnada ya da radyoaktif maddeyi bulunduğu, kullanıldığı veya üretildiği tesisten çalmak,

- Radyoaktif maddeyi kullanmak için lisanslı kullanıcı olmaktır.

Bununla birlikte, nükleer ve radyoaktif maddelerin yasa dışı ticareti, kaybolması, çalınması ve izinsiz kullanılması gibi olayların bildiriminin gerçekleştirilmesi amacıyla UAEA tarafından Olay ve Kaçakçılık Veri Tabanı (*Incident and Trafficking Database - ITDB*) platformu oluşturulmuştur. Gönüllülük esaslı olan bu platform ile ülkeler gerçekleşen olaylara ilişkin bilgi paylaşımı sağlamaktadır [21].

Radyasyon Tesislerine ve Radyasyon Uygulamalarına İlişkin Yetkilendirmeler Yönetmeliği uyarınca radyasyon uygulamalarının güvenli ve emniyetli gerçekleşmesine ilişkin yasal yükümlülükler aşağıda yer almaktadır.

- Radyasyon uygulamalarına ilişkin faaliyetlerin yürütülmesi için NDK'den yetki alınması zorunludur.
- Yetkilendirilen kişi tarafından radyasyon uygulamalarının yürütülmesi sırasında çalışanların, halkın, çevrenin ve gelecek nesillerin radyasyondan korunmasını sağlamak amacıyla radyasyondan korunma programının hazırlanması gerekmektedir.
- Yetkilendirilen kişi tarafından;
  - Radyasyondan korunmanın ve radyasyon güvenliğinin sağlanması,
  - Radyoaktif maddelerin emniyetinin sağlanması,
  - Radyasyon acil durumlarının önlenmesi, radyasyon acil durumlarına hazırlık ve müdahalenin sağlanması,
  - Radyoaktif atık yönetiminin güvenli bir şekilde sağlanması,
  - Radyoaktif maddelerin güvenli bir şekilde taşınmasının sağlanması

gerekmektedir.

2.4. Renyum

Renyum, 1925 yılında Alman kimyagerler Walker Noddack, Ida Tacke ve Otto Berg tarafından keşfedilmiştir. Renyum keşfedildikten sonra X-ışını spektrumu oluşturulmuş ve Ren Nehri'nden esinlenilerek "Renyum" olarak adlandırılmıştır. Renyum yüksek bir erime noktasına (3180 ^{0}C) sahiptir ve erime noktası tüm elementler arasında sadece karbondan (3500 ^{0}C) ve tungstenden (3422 ^{0}C) daha düşüktür. Kaynama noktası (5627 °C) bilinen en yüksek elementtir. Renyum periyodik tablonun 7B grubunda veya modern sınıflandırmada

6. grup elementleri arasında yer alan, nadir bulunan bir geçiş metalidir. Renyum atom numarası 75 olup yoğunluğu 21,02 g/cm³'tür [22].

Günümüzde renyum tüketimi yüksektir, ancak dünyada çıkarıldığı çok az yatak vardır. Renyumun esas olarak Renyum yatakları Şili (yaklaşık %50'den fazla), ABD, Kazakistan ve Rusya Federasyonu'nda bulunmaktadır. Renyum doğada saf hâlde bulunmamaktadır. Doğal renyum minerali esas olarak renyit (ReS_2, %74 ağırlık Re) formundadır ve diğerleri diğer metal elementlerle birleşmiş sülfitler formundadır. Renyumun kendi sülfür mineralinde nadiren bulunması nedeniyle renyum genellikle molibden, bakır ve diğer metallerin bir yan ürünü olarak elde edilmektedir [23-24].

Renyum nadir bulunan bir element olmasına rağmen çeşitli kullanım alanlarına sahiptir. Günümüzde kullanım alanı genelde metal toz hâlindedir. Renyum, imalat sanayinde ve metalurjide yaygın olarak kullanılmaktadır. Renyumun kullanım alanlarının arasında en yaygını yüksek sıcaklık süper alaşımlarında ve platin-renyum katalizörlerinde kullanılmasıdır. Buna ilave olarak yüksek atom numarası ve yüksek yoğunluğu radyasyon zırhlamasında önemli bir malzeme olarak kullanılmasına olanak sağlamaktadır [24].

Ağırlıkça %1–3 Renyum içeren nikel bazlı alaşımlar esas olarak uçak türbin kanatlarının üretiminde kullanılır. Bu alaşımlar, monokristaldirler ve yüksek mukavemet ile oksidasyona karşı dirence sahiptirler. Bu alaşımlar türbin kanatları bir motorun sıcak bölgelerinde kullanıldığında, çalışma sıcaklığı artırılabilir ve daha yüksek verimlilik (daha düşük yakıt tüketimi) sağlanabilir.

Renyum, oksitleyici maddelerle temas etmediği sürece ısıya karşı çok dayanıklı bir metaldir. Renyum ilaveleri, tek kristal süper alaşımların yüksek sıcaklık özellikleri için önemli bir katkı sağlamaktadır. Renyum ilavesi, süper alaşımların daha yüksek performans sağlaması, daha uzun ömürlü bileşenler oluşturması ve daha yüksek yakıt verimliliğiyle sonuçlanmıştır. Renyum, süper alaşımlar için o kadar önemli olmuştur ki, tek kristal süper alaşımlar genellikle Renyum içeriklerine göre nesillere ayrılır: birinci nesil Renyum içermeyen alaşımlar, 1990'larda %2-3 ağırlıkça Renyum içeren ikinci nesil alaşımlara yerini bırakmış, 2000'lerde %5-6 ağırlıkça Renyum içeren üçüncü nesil alaşımlar tarafından değiştirilmiştir [25].

Toz metal veya pelet formundaki renyum çeşitli yöntemlerle alaşımlara dahil edilir. W–Re ve Mo–Re alaşımları esas olarak termo elemanların üretiminde kullanılır. Diğer kullanımlar arasında yarı iletkenler, ısıtma elemanları, elektrik ve elektronik uygulamaları, yüksek sıcaklık kaynak çubukları ve metalik kaplamalar bulunur.

Renyumun canlı organizmalar için gerekli bir element olduğuna dair hiçbir kanıt bulunmamaktadır. Renyum metalinin ve en önemli bileşikleri olan perrenik asit ($Re_2O_7(H_2O)_2$) ve amonyum perhenatın (NH_4ReO_4) çıkarılması ve üretiminde uzun süre çalışan kişilerde herhangi bir toksik etki görülmemiştir. Tıbbi çalışmalar renyum karboksilatların antitümör etkiye sahip olduğunu göstermektedir Renyum-188 ve renyum-186, löseminin teşhis ve tedavisi için monoklonal antikorlarla birlikte kullanılmaktadır [22].

Renyumla ilgili yapılan çalışmalar, süper alaşımlara ilave edilen renyum miktarının artmasıyla malzemelerin radyasyon zırhlama performansında artış gözlendiğini, dolayısıyla renyum katkısının radyasyon absorpsiyon özellikleri üzerinde olumlu bir etkiye sahip olduğunu göstermektedir.

2.5. Elgiloy

Süper alaşımlar, yüksek sıcaklıklarda oksidasyona ve korozyona dayanıklı malzemeler olup özellikle havacılık ve uzay endüstrisinde yaygın olarak kullanılırlar. Süper alaşımlar kobalt, nikel ve demir bazlı olmak üzere çeşitli tiplerden oluşur [27-28]. Kobalt bazlı süper alaşımlardan biri olan ve çeliğe kıyasla şekillendirilmesi kolay olan Elgiloy, diş endüstrisinde ürünlerinde yaygın olarak kullanılır. Elgiloy, yüksek korozyon direnci ve mekanik dayanımı ile bilinen bir kobalt-krom-nikel alaşımı olup çeşitli kimyasal ortamlara, yüksek sıcaklıklara ve yorulma koşullarına karşı dirençli bir malzemedir. Krom kobalt alaşımları çok daha düşük yük-eğilme oranına sahiptir. Krom-kobalt alaşımlarının yumuşak durumda mükemmel şekillendirilebilirliğe sahip olduğu bilinmektedir. Ayrıca krom kobalt alaşımları oldukça yüksek korozyon direncine sahiptir [29-31]. Elgiloy bileşimi %40 Co, %20 Cr, %15 Ni, %7 Mo, %2 Mn, <%0,15 C, <%0,10 Be ve bu alaşımı dengeleyecek miktarda Fe'den oluşur [31].

Elgiloy yukarıda belirtilen özellikleri nedeniyle, havacılık ve uzay, petrol ve doğalgaz endüstrisinde kullanılmasının yanı sıra insan vücuduna yönelik bir zararlı etkisi olmaması

nedeniyle stentler, cerrahi ve ortopedik implantlar gibi tıbbi alanlarda da yaygın olarak kullanılmaktadır.

3. ARAŞTIRMA BULGULARI

3.1. Materyal

Bu tez çalışmasında tüketilmiş uranyum, renyum ve elgiloy katkılı renyum bileşiklerinin gama radyasyonu parametreleri Phy-x/PSD ve WinXCOM programları kullanılarak analiz edilmiştir. Bu çalışmada kullanılan elgiloy içeriği %40 Co, %20 Cr, %15 Ni, %7 Mo, %2 Mn, %0,010 C, %0,05 Be ve %15,85 Fe olarak belirlenmiş ve elgiloy yoğunluğu 8,5 g/cm^3 olarak hesaplanmıştır. Çalışmada, tüketilmiş uranyum, renyum ve %10 ile %50 arasında renyum içerikli elgiloy numuneleri analiz edilmiştir. Analiz edilen maddelerin içerikleri Çizelge 3.1'de verilmiştir.

Çizelge 3.1. Analiz edilen malzemelerin içerikleri

Element	K1 (%)	K2 (%)	K3 (%)	K4 (%)	K5 (%)	K6 (%)	K7 (%)
DU	100	-	-	-	-	-	-
Re	-	100	90	80	70	60	50
Elgiloy	-	-	10	20	30	40	50

Analiz edilen maddelerin yoğunlukları ise Çizelge 3.2'de verilmektedir.

Çizelge 3.2. Analiz edilen malzemelerin yoğunlukları

	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
Yoğunluk (g/cm^3)	19,1	21,01	19,76	18,51	17,26	16	14,76

3.2. Parametreler

Radyasyon zırhlaması için malzeme seçiminde foton-etkileşim parametrelerinin incelenmesi gerekmektedir. Elektromanyetik radyasyon için bu parametreler MAC, LAC, etkin atom numarası (Zeff), etkin elektron yoğunluğu (Neff), HVL, TVL ve MFP'dir. MAC hepsi için temel parametre olup diğer parametreler MAC değeri üzerinden elde edilir [32].

Radyasyon zırhlamasında kullanılacak malzemede gama veya X-ışınlarının zayıflaması Beer Lambert yasasına göre belirlenir. Kütle ve lineer azalım katsayıları, zırhlama ve

radyasyondan korunma alanında büyük bir öneme sahiptir. Lineer azalım katsayısı (μ), birim malzeme kalınlığı başına bir enerji ışını içindeki zayıflatılmış fotonların oranını tanımlayan bir sabittir. Bir enerji ışınının malzemeye nüfuz etme hızını gösterir. LAC'in değeri gama fotonlarının enerjisine, atom numarasına ve zırh malzemesinin yoğunluğuna bağlıdır [6,31].

Ayrıca, kütle azalım katsayısı, fotonlar ve madde arasında oluşabilecek etkileşimin ölçümü olmakla birlikte, lineer azalım katsayısının (μ), cm^2/g cinsinden ifade edilen soğurucunun yoğunluğuna (ρ) bölünmesine eşdeğerdir [33-34].

LAC aşağıda yer alan formül ile hesaplanmaktadır.

$$I = I_0 e^{-\mu t} \tag{3.1}$$

MAC değeri ise aşağıdaki formülde de belirtildiği üzere LAC değerinin yoğunluğa bölünmesi ile edilmektedir.

$$\mu_\rho = \frac{\mu}{\rho} \tag{3.2}$$

Bu denklemdeki I_0 değeri, zırh malzemesine gelen radyasyonu, *I* ise malzemeden geçtikten sonra zayıflatılan radyasyonu; t (g/cm^2) numunedeki kütle kalınlığını; μ_ρ (cm^2/g) ise kütle zayıflatma katsayısını ifade etmektedir [33,35].

Zırh malzemesinden geçtikten sonra başlangıç radyasyonunun yarı değerine düşmesi için gereken soğurucu malzemenin kalınlığına yarı değer kalınlığı (HVL) denir. HVL aşağıdaki denklemle hesaplanır [32,34].

$$HVL = \frac{In\ 2}{\mu} \tag{3.3}$$

İçerisinden geçtikten sonra başlangıç radyasyon şiddetini başlangıç değerinin onda birine düşürmek için gereken soğurucu malzeme kalınlığına onda bir değer kalınlığı denir ve aşağıdaki denklem kullanılarak hesaplanabilir [31].

$$TVL = \frac{In\ 10}{\mu} \tag{3.4}$$

Ortalama serbest yol, bir ortamla etkileşime girmeden (örneğin saçılmadan, emilmeden veya iletilmeden) önce o ortamda kat edilen ortalama mesafeyi ifade eder ve Eş. 3.5 kullanılarak belirlenir [33].

$$MFP = \frac{1}{\mu} \tag{3.5}$$

3.3. Radyasyon Zırhlama Parametrelerini Hesaplamada Kullanılan Programlar

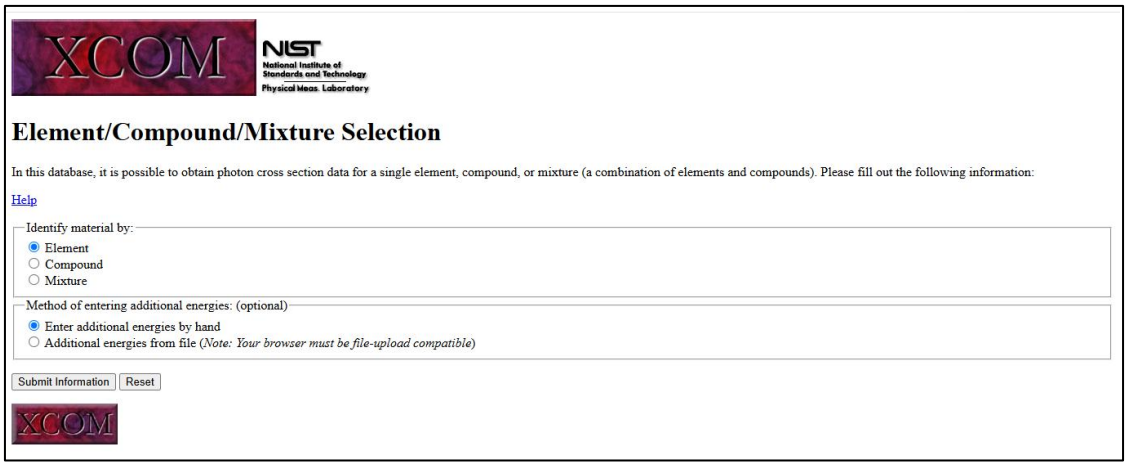
X-ışınları ve gama ışınlarının soğurulmasına ilişkin veriler birçok bilimsel, mühendislik ve tıbbi uygulama için gereklidir. Radyasyon parametreleri hesaplanırken kütle azalım katsayısı temel parametrelerden biridir. Buradan yola çıkarak ABD Ulusal Standartlar ve Teknoloji Enstitüsü (*National Institute of Standard and Technology - NIST*) tarafından 1 keV ve 20 MeV enerji aralığında çeşitli elementler için külte azalım katsayılarını içeren bir rapor hazırlanmış ve tablolar hâlinde verilmiştir [36]. Ancak manuel olarak radyasyon parametrelerinin hesaplanması oldukça zaman alıcı bir süreçtir. Bu nedenle radyasyon parametrelerinin hesaplanmasına yönelik çeşitli programlar geliştirilmiştir. Phy-x/PSD ve WinXCOM bu programlardan bazılarıdır.

3.3.1. WinXCOM

NIST tarafından 1 keV ile 100 GeV arasındaki enerjilerde herhangi bir element, bileşik veya karışım için kütle azalım katsayılarını foton etkileşim tesir kesitlerini hesaplamak için XCOM geliştirilmiştir [37].

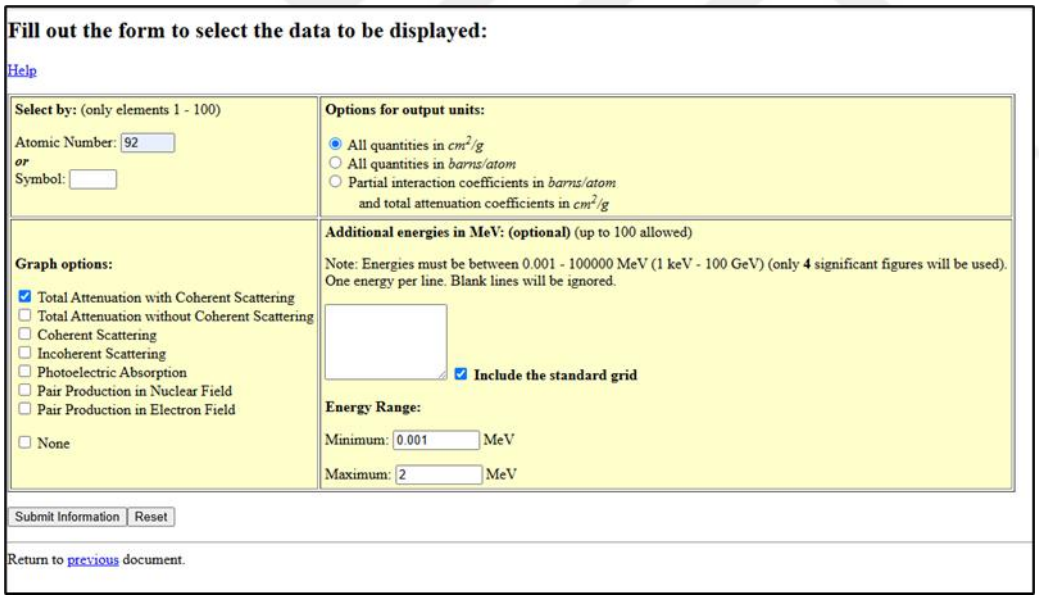
Daha sonra XCOM yazılımı Windows platformuna dönüştürülmüş olup WinXCOM adını almıştır. WinXCOM, bir element, bileşik veya karışım için belirli enerji aralığında kısmi veya toplam kütle azalım katsayılarını tablo ve grafik hâlinde sunan bir programdır. Program kütle azalım katsayılarının yanı sıra kohorent ve inkohorent saçılma, fotoelektrik etki ve çift üretimi için de tesir kesitlerini sunmaktadır [37].

Program web tabanlı bir program olup hâlihazırda kullanıcılar tarafından programa herhangi bir kayıt gerekmeden ücretsiz bir şekilde ulaşılabilmektedir. Resim 2.1'de WinXCOM programının ara yüzü yer almakta olup tüketilmiş uranyum için yapılan hesaplama örneği yer almaktadır.



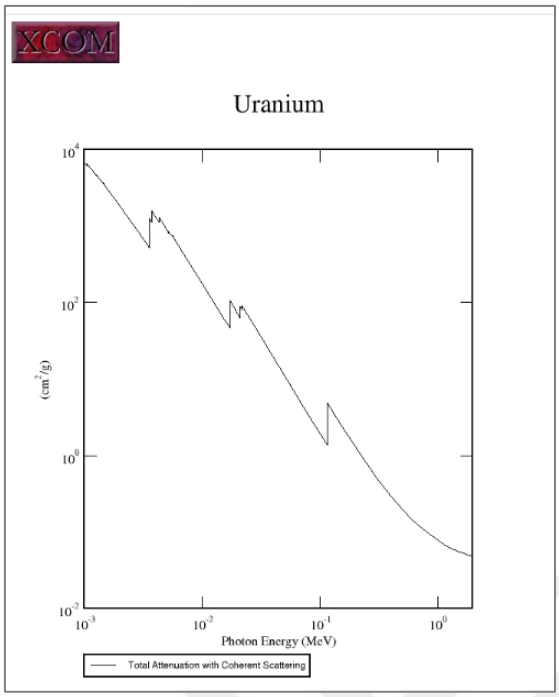
Resim 3.1 WinXCOM program arayüzü

Resim 3.1'de görüldüğü üzere ilk önce hesaplama yapılacak malzemenin formu seçilmelidir. Ardından Resim 3.2'de yer alan sayfada element için atom numarası veya sembol girilmeli ve enerji aralığı belirlenmelidir.



Resim 3.2. WinXCOM programında hesaplama için gerekli veriler

Resim 3.2'de yer alan veriler programa girildikten sonra program tarafından MAC değerleri çizelge (Resim 3.4) ile verilmekte olup ayrıca grafiksel (Resim 3.3) olarak sunulmaktadır.



Resim 3.3. WinXCOM programıyla elde edilen tüketilmiş uranyum MAC değerleri grafiği

Zoom in on energy range: (must be between 0.001 - 100000 MeV)

Note: If all data are not displayed in the graph, modify the energy range to view graphed data in the region of interest.
Energy range must cover at least one factor of ten (e.g., 100 to 1000 MeV).

Minimum: 0.001 MeV Maximum: 2 MeV

Change Energy Range

Atomic Number : 92

To download data in spreadsheet (array) form, choose a delimiter and use the checkboxes in the table heading. After downloading, save the output by using your browser's Save As feature.

Delimiter:

- space
- | (vertical bar)
- tab
- newline

Download data Reset

Edge	(required) Photon Energy	Scattering		Photoelectric Absorption	Pair Production		Total Attenuation	
		Coherent	Incoherent		In Nuclear Field	In Electron Field	With Coherent Scattering	Without Coherent Scattering
	MeV	cm²/g	cm²/g	cm²/g	cm²/g	cm²/g	cm²/g	cm²/g
	1.000E-03	1.357E+01	4.526E-03	6.613E+03	0.000E+00	0.000E+00	6.627E+03	6.613E+03
	1.022E-03	1.354E+01	4.659E-03	6.360E+03	0.000E+00	0.000E+00	6.373E+03	6.360E+03
	1.045E-03	1.352E+01	4.794E-03	6.115E+03	0.000E+00	0.000E+00	6.129E+03	6.115E+03
92 N_3	1.045E-03	1.352E+01	4.794E-03	6.507E+03	0.000E+00	0.000E+00	6.521E+03	6.507E+03
	1.153E-03	1.339E+01	5.428E-03	5.418E+03	0.000E+00	0.000E+00	5.432E+03	5.418E+03
	1.273E-03	1.325E+01	6.120E-03	4.514E+03	0.000E+00	0.000E+00	4.527E+03	4.514E+03
92 N_2	1.273E-03	1.325E+01	6.120E-03	4.577E+03	0.000E+00	0.000E+00	4.590E+03	4.577E+03
	1.354E-03	1.314E+01	6.597E-03	4.050E+03	0.000E+00	0.000E+00	4.063E+03	4.050E+03
	1.441E-03	1.303E+01	7.107E-03	3.585E+03	0.000E+00	0.000E+00	3.598E+03	3.585E+03
92 N_1	1.441E-03	1.303E+01	7.107E-03	3.656E+03	0.000E+00	0.000E+00	3.669E+03	3.656E+03
	1.500E-03	1.295E+01	7.453E-03	3.367E+03	0.000E+00	0.000E+00	3.380E+03	3.367E+03
	2.000E-03	1.230E+01	1.034E-02	1.853E+03	0.000E+00	0.000E+00	1.865E+03	1.853E+03
	3.000E-03	1.102E+01	1.595E-02	7.582E+02	0.000E+00	0.000E+00	7.693E+02	7.583E+02

Resim 3.4. WinXCOM programıyla elde edilen tüketilmiş uranyum MAC değerleri tablosu

Tez çalışmasında kapsamında tüketilmiş uranyum, renyum ve elgiloy katkılı renyum bileşiklerinin MAC değerleri sırasıyla yukarıda gösterildiği şekilde hesaplanmıştır.

3.3.2. Phy-x/PSD

Phy-x/PSD programı radyasyon zırhlama parametrelerinin hesaplamayı sağlayan çevrimiçi bir yazılımdır. Bu yazılım ile seçilen enerji aralığımda sonsuz sayıda malzeme için radyasyon zırhlama parametrelerini hesaplanabilmektedir [38].

WinXCOM ile sadece MAC değeri hesaplanırken, Phy-x/PSD programı ile MAC, LAC, HVL, MFP, atomik kesit alanı (*Atomic Cross Section - ACS*), elektron kesit alanı (*Electron Cross Section - ECS*), Zeff, Neff, etkin Compton katsayısı (*Effective Compton Coefficient - Ceff*), radyasyon yayılma faktörü (*Reflectivity - R*) ve eş değer atom numarası (*Equivalent Atomic Number - Zeq*) parametreleri hesaplanarak sonuçlar excel dosyası olarak sunulmaktadır. Bu programla MAC değerleri için NIST altyapısı kullanılmaktadır.

Phy-x/PSD programında kullanıcılar hem enerji aralığını hem de hangi parametrelerin hesaplanabileceğini seçebilmektedir. Program aracılığıyla hesaplamalar yapılırken sırasıyla aşağıdaki adımlar gerçekleştirilir.

- Programda öncelikli olarak radyasyon zırh malzemesi olarak kullanılacak malzemenin bileşimi ve yoğunluğu girilir. Birden fazla malzeme analiz edilmek istendiğinde sırasıyla malzemelerin bileşimi ve yoğunluğu girilir.
- Çalışılmak istenen enerji aralığı, tanımlanmış bazı radyoaktif izotoplar ve karakteristik X-ışınları seçilerek devam edilir.
- Hesaplama yapılacak parametreler seçilir.
- Son aşama olarak program tarafından hesaplamaların sonucu excel dosyası olarak verilir.

Tez çalışmasında kapsamında tüketilmiş uranyum, renyum ve elgiloy katkılı renyum bileşiklerinin (elgiloy katkısı %10-%50 arasında değişen) MAC, LAC, HVL, TVL ve MFP değerleri sırasıyla yukarıda ifade edildiği şekilde hesaplanmıştır

3.4. Hesaplama Sonuçları

Gamagrafi cihazlarında, Ir-192 yaygın olarak kullanılan radyoaktif kaynaktır. Ir-192'nin gama enerji aralığının 206 keV- 612 keV arasında olduğu bilinmektedir [39]. Bu nedenle bu

tez çalışmasında, radyasyon zırhlamasıyla ilgili tüm parametreler 0,2 MeV - 2 MeV arasında incelenmiş ve bu enerji aralığındaki değişimler grafiğe yansıtılmıştır.

Fotoelektrik etki, Compton saçılması ve çift üretimi, gama ışınlarının maddeyle etkileşme gerçekleştirdiği üç ana türdür. Çift üretim için eşik enerjisi 3 MeV ve üzeri enerjilerdir [6,7]. Ir-192'nin enerji aralığını göz önünde bulundurulduğunda fotoelektrik etki ve Compton saçılmasının 206 keV ile 612 keV arasında gerçekleşmesi beklenmektedir. Tez çalışmasında, uranyum, renyum ve elgiloy katkılı renyum bileşiklerinin gama radyasyon parametrelerinden MAC, LAC, HVL, TVL ve MFP değerleri Phy-x/PSD ve WinXCOM programları kullanılarak 0,2 MeV - 2 MeV arasında hesaplanmış ve sonuçlar incelenmiştir.

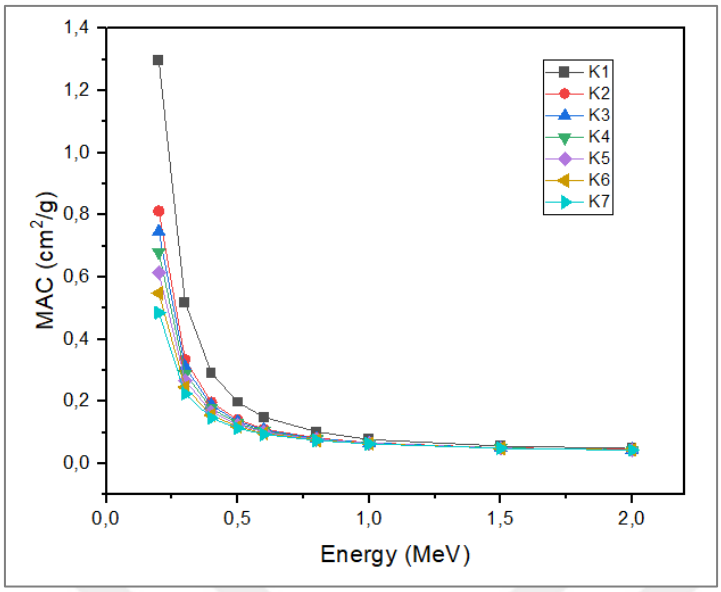
3.4.1. WinXCOM programı ile elde edilen sonuçlar

WinXCOM programı aracılığıyla, K1, K2, K3, K4, K5, K6 ve K7 numuneleri için 0,2 MeV – 2 MeV arasında MAC değerleri hesaplanmış ve Çizelge 3.3'te verilmiştir.

Çizelge 3.3. WinXCOM aracılığıyla elde edilen MAC değerleri

Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	1,298	0,812	0,746	0,680	0,614	0,548	0,485
0,3	0,519	0,334	0,311	0,289	0,267	0,245	0,224
0,4	0,292	0,197	0,187	0,177	0,166	0,156	0,146
0,5	0,197	0,141	0,135	0,129	0,124	0,118	0,113
0,6	0,149	0,111	0,108	0,104	0,101	0,097	0,094
0,8	0,102	0,082	0,080	0,078	0,077	0,075	0,074
1	0,077	0,067	0,066	0,065	0,065	0,064	0,063
1,5	0,056	0,050	0,050	0,050	0,049	0,049	0,049
2	0,048	0,045	0,044	0,044	0,044	0,044	0,043

WinXCOM aracılığıyla elde edilen değerler MAC değerlerine ait grafik Şekil 3.1'de gösterilmektedir.

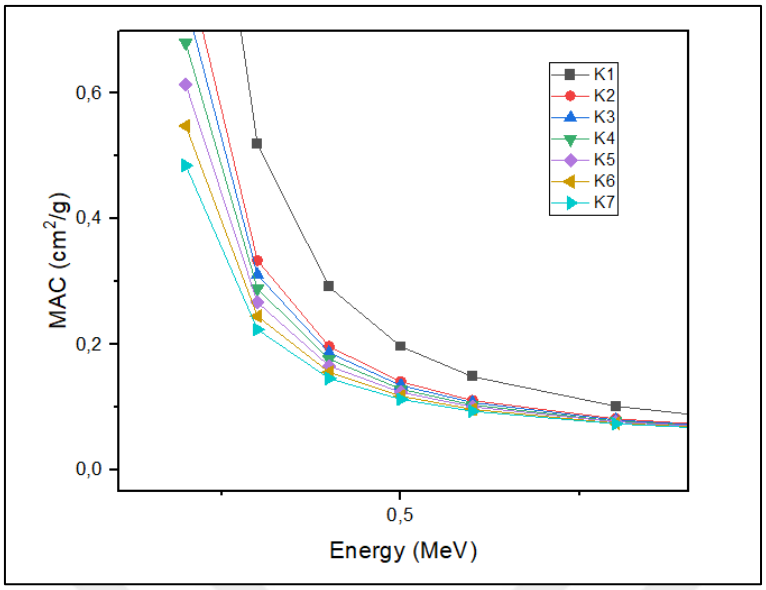


Şekil 3.1. WinXCOM aracılığıyla elde edilen MAC değerleri

MAC değerleri hem gama foton enerjileri hem de kimyasal bileşimlerle değişim göstermektedir [40]. Tüketilmiş uranyum, renyum ve elgiloy-renyum alaşımlarının MAC değerlerinin düşük enerji bölgesinde en yüksek değerlere sahip olduğu görülmektedir. En yüksek MAC değeri tüketilmiş uranyum (K1) için hesaplanmış olup bunu renyum (K2) takip etmektedir.

Elde edilen sonuçlar değerlendirildiğinde, düşük enerji bölgesinde ölçülen en yüksek MAC değerlerinin gama foton enerjisinin artmasıyla önemli bir azalma gösterdiği görülmektedir. Bu durumun sebebi, düşük enerji bölgesinde fotoelektrik etkinin baskın olmasından kaynaklanmaktadır. Gama foton enerjisi arttıkça, fotoelektrik etkinin baskınlığı azalmakta ve Compton saçılmasının oluşumu artmaktadır [40].

Enerji seviyesi 2 MeV'e yaklaştıkça MAC değerlerinin tüm numuneler için benzer değerleri gösterdiği görülmektedir. Ir-192 kaynağının enerji aralığı göz önünde bulundurularak MAC değerleri incelendiğinde elde edilen verilere ait grafik Şekil 3.2'de gösterilmektedir.



Şekil 3.2. 0.2-0.6 MeV arasında MAC değerlerinin değişimi

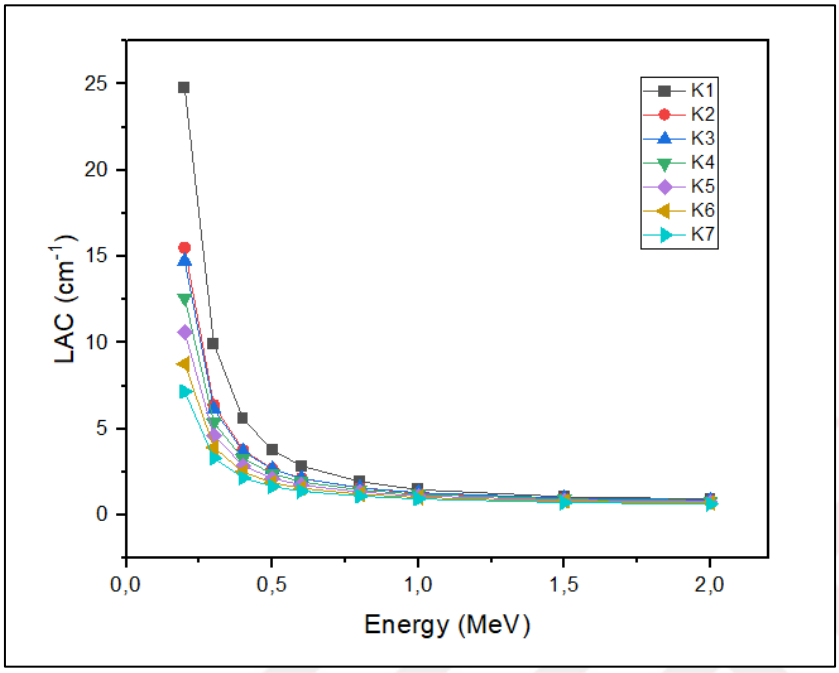
Şekil 3.2'de de görüldüğü üzere en yüksek MAC değerleri tüketilmiş uranyum için elde edilmiş olup tüketilmiş uranyumun ardından renyumun (K2), %10 elgiloy katkılı renyumun (K3) yüksek MAC değerlerine sahip olduğu görülmektedir.

WinXCOM programı aracılığıyla MAC değerlerinin hesaplanmasının ardından elde edilen veriler Eş. 3.2'den yola çıkılarak MAC değerleri her bir numune için yoğunlukları ile çarpılarak LAC değerleri elde edilmiştir. Elde edilen LAC değerleri, Çizelge 3.4'te verilmiştir.

Çizelge 3.4. WinXCOM aracılığıyla elde edilen LAC değerleri

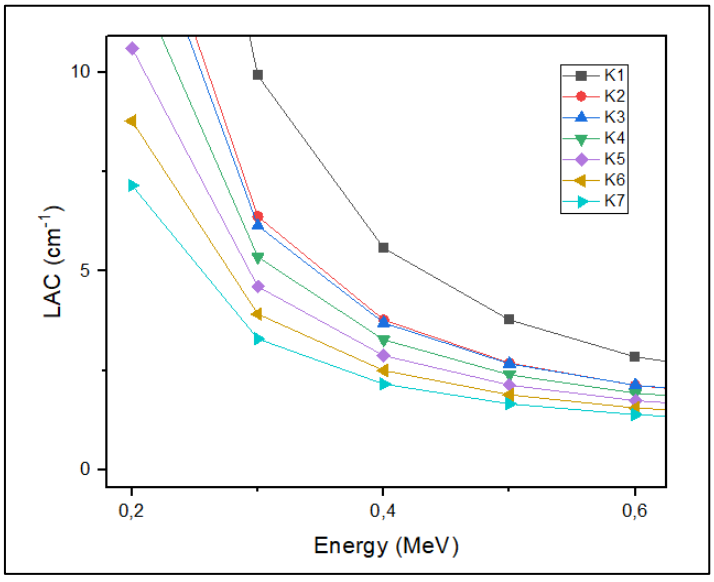
Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	24,792	15,507	14,742	12,591	10,604	8,777	7,158
0,3	9,919	6,377	6,145	5,358	4,613	3,922	3,30
0,4	5,581	3,774	3,701	3,276	2,877	2,502	2,161
0,5	3,774	2,691	2,672	2,397	2,137	1,891	1,663
0,6	2,846	2,127	2,132	1,934	1,744	1,561	1,391
0,8	1,941	1,562	1,586	1,458	1,333	1,211	1,096
1	1,474	1,277	1,307	1,211	1,116	1,023	0,934
1,5	1,067	0,962	0,991	0,926	0,859	0,794	0,729
2	0,931	0,852	0,877	0,817	0,758	0,699	0,642

WinXCOM aracılığıyla elde edilen değerler LAC değerlerine ait grafik Şekil 3.3'te gösterilmektedir.



Şekil 3.3. WinXCOM aracılığıyla elde edilen LAC değerleri

LAC değerleri incelendiğinde düşük gama foton enerjisinde yüksek LAC değerlerine sahip olduğu görülmektedir. Verilen enerji aralıkları göz önüne alındığında, fotoelektrik etkinin düşük enerji seviyelerinde baskın olduğu görülmektedir. Bu tez çalışmasında temel alınan aralığında LAC değerlerinin değişimi ise Şekil 3.4'te gösterilmektedir [32].



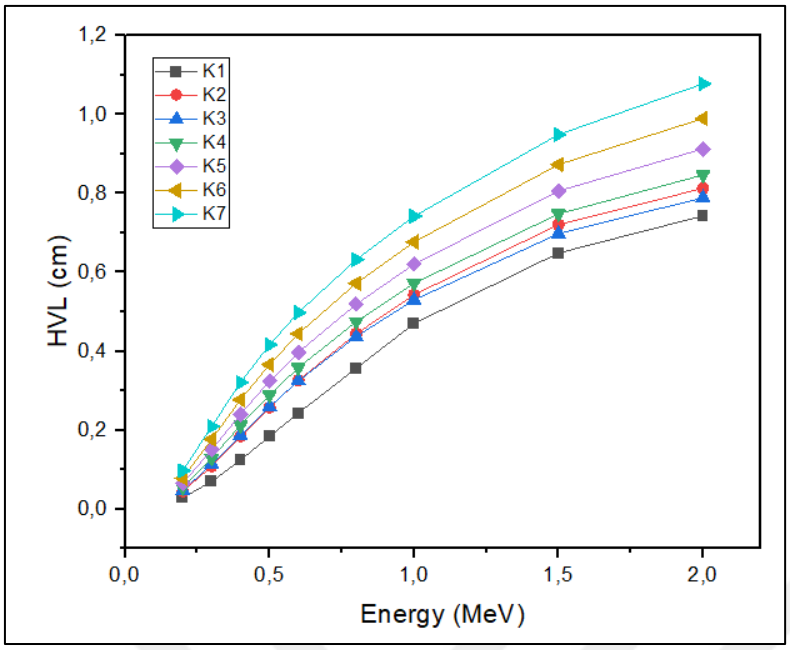
Şekil 3.4. 0.2-0.6 MeV arasında LAC değerlerinin değişimi

LAC değerleri incelendiğinde tüketilmiş uranyumun (K1) gama fotonlarını zayıflatma konusunda diğer örneklere göre daha iyi bir etkiye sahip olduğu görülmektedir. Tüketilmiş uranyumdan sonra, diğer örnekler arasında renyumun (K2), %10 elgiloy katkılı renyumun (K3) da gama fotonlarını zayıflatma konusunda iyi bir yeteneğe sahip olduğu söylenebilir. Gama foton enerjisi arttıkça, fotoelektrik etki azalmakta ve Compton saçılması baskın hâle gelmektedir. Bunun başlıca nedeni, gama fotonlarının bir kısmının fotonların malzemelerle etkileşimi nedeniyle malzemelerde zayıflatılması ve geri kalan fotonların saçılmasıdır. Bu zayıflama sonucunda LAC değerlerinde azalma olmasıdır.

MAC değerleri kullanılarak LAC değerlerinin elde edilmesinin ardından Eş. 3.3 kullanılarak HVL değerleri hesaplanmış olup elde edilen veriler Çizelge 3.5'te verilmiştir.

Çizelge 3.5. WinXCOM aracılığıyla elde edilen HVL değerleri

Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	0,028	0,045	0,047	0,055	0,065	0,078	0,097
0,3	0,070	0,108	0,113	0,129	0,150	0,177	0,209
0,4	0,124	0,184	0,187	0,212	0,240	0,277	0,321
0,5	0,184	0,257	0,259	0,289	0,324	0,366	0,416
0,6	0,243	0,326	0,325	0,358	0,397	0,444	0,498
0,8	0,357	0,444	0,437	0,475	0,519	0,572	0,632
1	0,470	0,543	0,530	0,572	0,621	0,677	0,742
1,5	0,649	0,721	0,698	0,748	0,806	0,873	0,949
2	0,743	0,813	0,789	0,847	0,913	0,990	1,078



Şekil 3.5. WinXCOM aracılığıyla elde edilen HVL değerleri

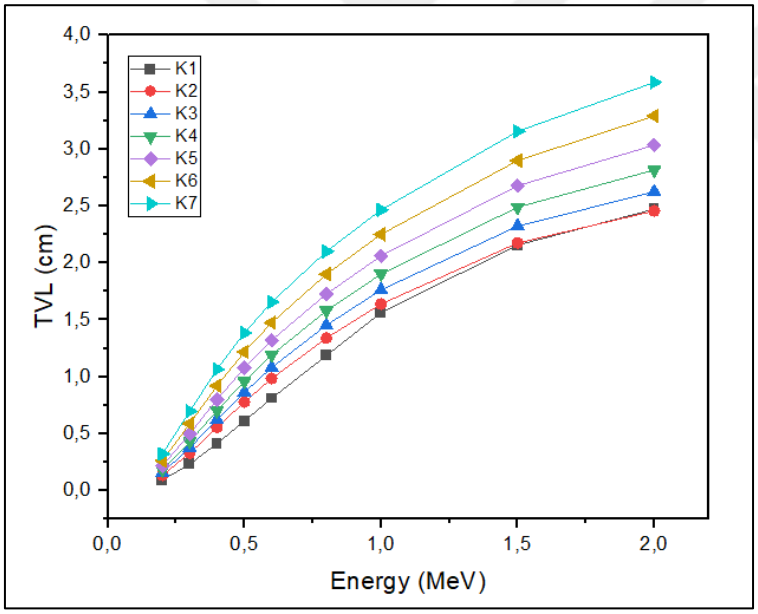
HVL değeri, gama foton enerjisini yarıya indirmek için gereken zırhlama malzemesinin kalınlığını verir. Düşük HVL değeri, gelen gama foton enerjisinin ince bir malzeme ile yarıya indirilebileceğini gösterdiğinden, düşük HVL değerlerine sahip malzemelerin iyi gama foton enerjisi zırhlama özellikleri gösterdiği söylenebilir [33,35,37]. Şekil 3.5 incelendiğinde, gama foton enerjisi arttıkça zırhlama malzemesinden gelen foton enerjisini yarıya indirmek için gereken kalınlığın da arttığı görülmektedir. Şekil 3.5, düşük enerji seviyelerinde tüketilmiş uranyumun en düşük HVL değerine sahip olduğunu göstermektedir. Tüketilmiş uranyumdan sonra sırasıyla %10 elgiloy katkılı renyumun (K3) ve saf renyumun (K2) düşük HVL değerlerine sahip olduğu görülmektedir.

TVL değeri, başlangıç gama foton enerjisini onda bir oranında azaltmak için gereken zırh malzemesinin kalınlığını göstermektedir. TVL değerinin de düşük olması, zırhlama malzemesinin iyi bir gama foton enerjisi zırhlama özelliği gösterdiğini ortaya koymaktadır. [41]. Eş. 3.4 kullanılarak tüm numuneler için TVL değerleri hesaplanmış ve elde edilen sonuçlar Çizelge 3.6'da verilmiştir.

Çizelge 3.6. WinXCOM aracılığıyla elde edilen TVL değerleri

Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	0,093	0,135	0,156	0,183	0,217	0,262	0,322
0,3	0,232	0,328	0,375	0,429	0,499	0,587	0,697
0,4	0,413	0,555	0,622	0,703	0,800	0,920	1,065
0,5	0,610	0,777	0,862	0,960	1,076	1,217	1,384
0,6	0,809	0,984	1,080	1,191	1,32	1,475	1,655
0,8	1,186	1,339	1,452	1,579	1,726	1,900	2,100
1	1,562	1,638	1,762	1,902	2,062	2,250	2,466
1,5	2,157	2,175	2,322	2,488	2,677	2,899	3,155
2	2,471	2,456	2,624	2,815	3,034	3,290	3,585

Çizelge 3.6'da verilen değerlere ait grafik Şekil 3.6'da gösterilmektedir.



Şekil 3.6. WinXCOM aracılığıyla elde edilen TVL değerleri

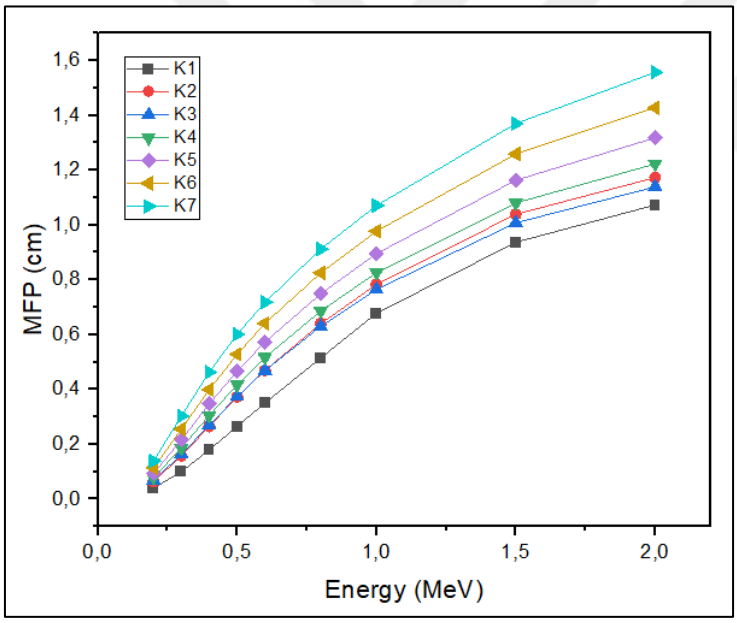
Şekil 3.6'dan da görüldüğü üzere düşük enerji seviyelerinde tüketilmiş uranyumun en düşük TVL değerine sahiptir. Ancak enerji seviyesi arttıkça saf hâlde bulunan renyumun tüketilmiş uranyum ile aynı TVL değerlerine sahip olduğu görülmektedir.

Son olarak WinXCOM aracılığıyla elde edilen LAC değeri kullanılarak Eş. 3.5 ile MFP değerleri hesaplanarak ve MFP değerleri için elde edilen veriler Çizelge 3.7'de yer almaktadır.

Çizelge 3.7. WinXCOM aracılığıyla elde edilen MFP değerleri

Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	0,040	0,064	0,068	0,079	0,094	0,114	0,139
0,3	0,100	0,157	0,163	0,186	0,216	0,255	0,303
0,4	0,179	0,265	0,270	0,305	0,347	0,399	0,463
0,5	0,265	0,372	0,374	0,417	0,467	0,528	0,601
0,6	0,351	0,469	0,469	0,517	0,573	0,641	0,718
0,8	0,515	0,640	0,630	0,686	0,749	0,825	0,912
1	0,678	0,783	0,765	0,826	0,896	0,977	1,071
1,5	0,937	1,039	1,008	1,080	1,163	1,259	1,370
2	1,073	1,173	1,139	1,223	1,318	1,428	1,557

Çizelge 3.7'de verilen değerlere ait grafik Şekil 3.7'de gösterilmektedir



Şekil 3.7. WinXCOM aracılığıyla elde edilen MFP değerleri

MFP, gama foton enerjisinin zırhlama malzemesine nüfuzunu gösteren bir parametredir. MFP, bir fotonun malzemedeki iki etkileşimi arasındaki ortalama boşluk olarak ifade edilebilir [33,34]. Hesaplamalar sonucunda, gama foton enerjisinin çalışma aralığı boyunca enerjideki artışla birlikte arttığı görülmektedir.

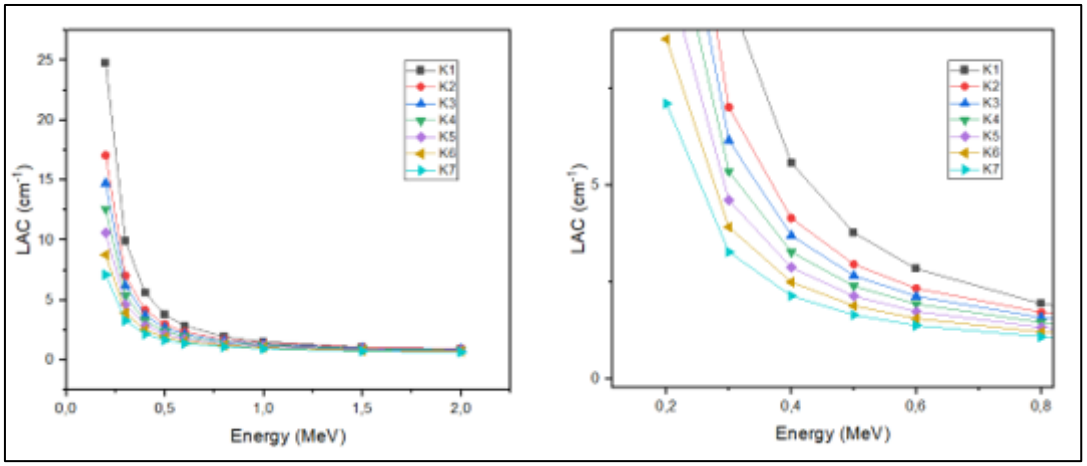
3.4.2. Phy-X/PSD programı ile elde edilen sonuçlar

Tez çalışması kapsamında K1, K2, K3, K4, K5, K6 ve K7 numuneleri için WinXCOM programına ilave olarak Phy-x/PSD programı aracılığıyla, LAC, MAC, HVL, TVL ve MFP değerleri hesaplanmıştır. Program aracılığıyla elde edilen sonuçlar sırasıyla aşağıda verilmektedir.

Çizelge 3.8. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen LAC değerleri

Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	24,792	17,060	14,742	12,591	10,604	8,776	7,110
0,3	9,919	7,017	6,160	5,359	4,613	3,921	3,278
0,4	5,581	4,152	3,701	3,276	2,877	2,502	2,146
0,5	3,775	2,960	2,672	2,398	2,138	1,891	1,652
0,6	2,846	2,340	2,133	1,934	1,744	1,561	1,381
0,8	1,941	1,719	1,586	1,458	1,333	1,212	1,089
1	1,508	1,405	1,307	1,211	1,116	1,023	0,927
1,5	1,067	1,059	0,992	0,926	0,860	0,794	0,725
2	0,932	0,938	0,877	0,818	0,759	0,700	0,638

Çizelge 3.8'de de görüldüğü üzere LAC değerlerinin düşük enerji bölgesinde yüksek değerlere sahip olduğu enerji seviyesi arttıkça keskin bir düşüşe sahip olduğu görülmektedir. LAC değerlerinin değişimine ait grafik Şekil 3.8'de gösterilmektedir.



Şekil 3.8. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen LAC değerleri

Elde edilen sonuçlar değerlendirildiğinde enerji seviyesinin yükselmesi ve Compton saçılmasının etkinliğinin artmasıyla LAC değerlerinin düştüğü ve tüketilmiş uranyumun

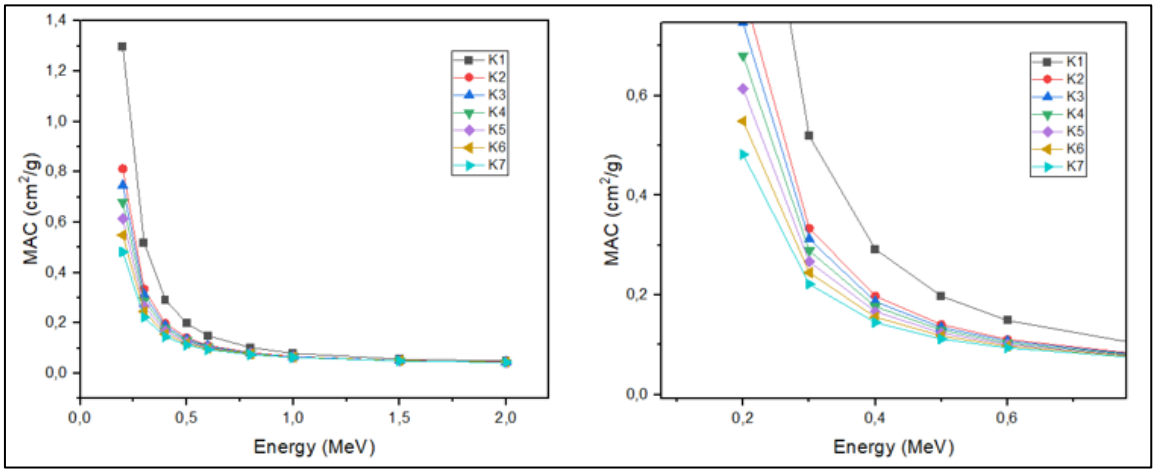
renyum ve elgiloy katkılı renyuma kıyasla daha yüksek LAC seviyesine sahip olduğu görülmektedir.

Programa aracılığıyla elde edilen MAC değerleri Çizelge 3.9'da yer almaktadır.

Çizelge 3.9. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen MAC değerleri

Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	1,298	0,812	0,746	0,680	0,614	0,549	0,482
0,3	0,519	0,334	0,312	0,289	0,267	0,245	0,222
0,4	0,292	0,198	0,187	0,177	0,167	0,156	0,145
0,5	0,198	0,141	0,135	0,130	0,124	0,118	0,112
0,6	0,149	0,111	0,108	0,104	0,101	0,098	0,094
0,8	0,102	0,082	0,080	0,079	0,077	0,076	0,074
1	0,079	0,067	0,066	0,065	0,065	0,064	0,063
1,5	0,056	0,050	0,050	0,050	0,050	0,050	0,049
2	0,049	0,045	0,044	0,044	0,044	0,044	0,043

Yukarıda yer alan MAC değerlerine ait grafik Şekil 3.9'da yer almaktadır.



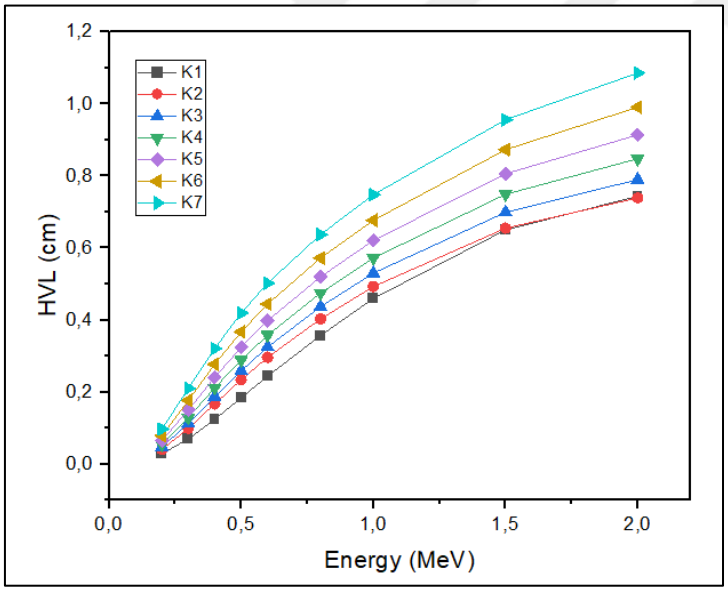
Şekil 3.9. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen MAC değerleri

Şekil 3.9'da da görüldüğü üzere MAC değerleri Şekil 3.1 ve Şekil 3.2'de yer alan MAC değerleri ile benzer ver bir grafik vermiştir. En yüksek MAC değerlerine tüketilmiş uranyumun sahip olduğu görülmektedir.

Phy-x/PSD programı aracılığıyla elde edilen HVL değerleri Çizelge 3.10'da verilmiş olup bu verilerden 0.5-2 MeV arasındaki değerlere ait grafik Şekil 3.10'da gösterilmektedir.

Çizelge 3.10. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen HVL değerleri

Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	0,028	0,041	0,047	0,055	0,065	0,079	0,097
0,3	0,070	0,098	0,113	0,129	0,15	0,176	0,209
0,4	0,124	0,167	0,187	0,212	0,241	0,277	0,321
0,5	0,184	0,234	0,259	0,289	0,324	0,367	0,419
0,6	0,244	0,296	0,325	0,358	0,398	0,444	0,502
0,8	0,357	0,403	0,437	0,475	0,520	0,572	0,637
1	0,460	0,493	0,530	0,572	0,621	0,677	0,748
1,5	0,650	0,655	0,699	0,749	0,806	0,873	0,956
2	0,744	0,739	0,790	0,848	0,914	0,991	1,086



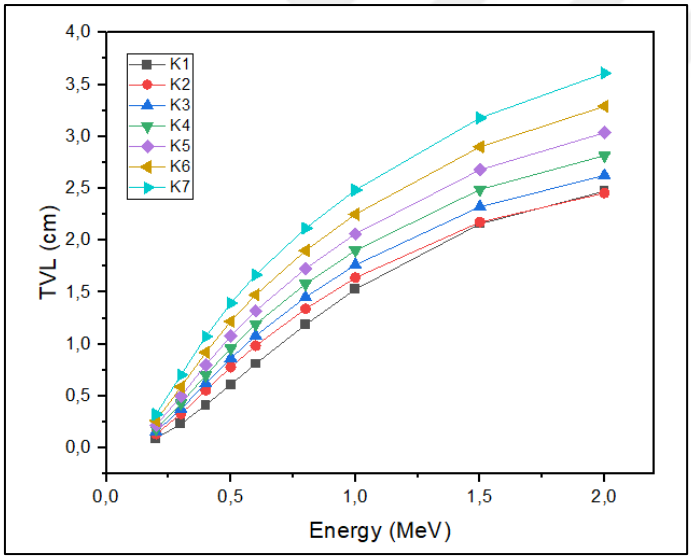
Şekil 3.10. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen HVL değerleri

Gama radyasyonu zırhlamasında kullanılacak bir malzemenin düşük HVL değerlerine sahip olması beklemekle birlikte yukarda da görüldüğü üzere tüketilmiş uranyumun düşük enerji seviyelerinde düşük HVL değerine sahip olduğu aşikardır ancak enerji seviyesi yükseldikçe renyumun tüketilmiş uranyumdan daha iyi zırhlama özelliği gösterdiği anlaşılmaktadır.

Phy-x/PSD programı aracılığıyla elde edilen TVL değerleri Çizelge 3.11'de yer almakta olup bu verilere ait grafik Şekil 3.11'de gösterilmektedir.

Çizelge 3.11. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen TVL değerleri

Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	0,093	0,135	0,156	0,183	0,217	0,262	0,324
0,3	0,232	0,328	0,374	0,430	0,499	0,587	0,702
0,4	0,413	0,555	0,622	0,703	0,800	0,920	1,073
0,5	0,610	0,778	0,862	0,960	1,077	1,218	1,394
0,6	0,809	0,984	1,080	1,191	1,321	1,475	1,667
0,8	1,187	1,340	1,452	1,579	1,727	1,900	2,115
1	1,527	1,639	1,762	1,902	2,062	2,250	2,483
1,5	2,158	2,175	2,322	2,488	2,678	2,900	3,177
2	2,472	2,455	2,624	2,815	3,035	3,290	3,609



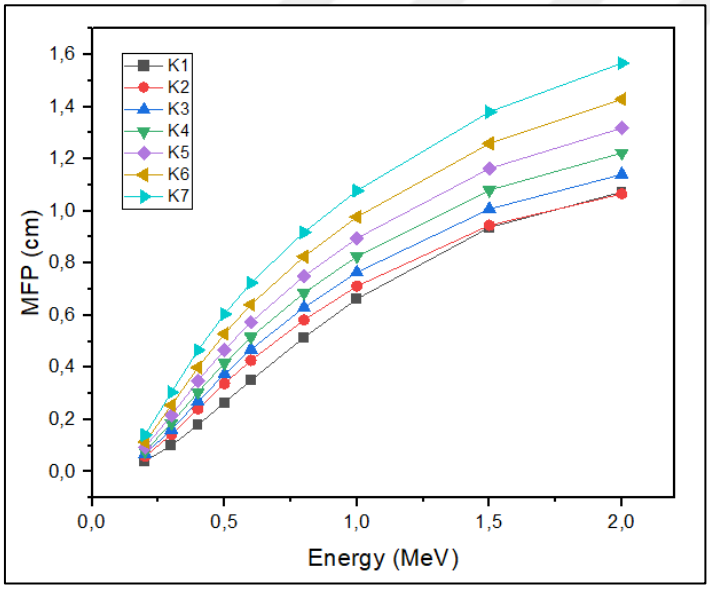
Şekil 3.11. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen TVL değerleri

Zırhlama malzemesinin iyi bir gama foton enerjisi zırhlama özelliği gösterdiğini ortaya koyan parametrelerden biri TVL değeridir. Çizelge 3.11 ve Şekil 3.11'den de görüldüğü üzere tüketilmiş uranyumun (K1) TVL değerleri düşük enerji ve yüksek enerji bölgesinde düşük değerlere sahiptir. Ancak renyumun (K2) da düşük enerji bölgelerinde tüketilmiş uranyuma yakın değerler gösterdiği ve enerji seviyesi 2 MeV'e yaklaştıkça renyumun (K2) tüketilmiş uranyumdan (K1) daha nispeten daha az değerlere sahip olduğu ifade edilebilir.

Tez çalışması kapsamında Phy-x/PSD programı aracılığıyla elde edilen verilerden son olarak MFP değeri incelenmiştir. Program aracılığıyla elde edilen MFP değerleri Çizelge 3.12'de yer almakta olup bu değerlere ait grafik ise Şekil 3.12'de gösterilmektedir.

Çizelge 3.12. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen MFP değerleri

Enerji (MeV)	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
0,2	0,040	0,059	0,068	0,079	0,094	0,114	0,141
0,3	0,101	0,143	0,162	0,187	0,217	0,255	0,305
0,4	0,179	0,241	0,270	0,305	0,348	0,400	0,466
0,5	0,265	0,338	0,374	0,417	0,468	0,529	0,605
0,6	0,351	0,427	0,469	0,517	0,574	0,641	0,724
0,8	0,515	0,582	0,630	0,686	0,750	0,825	0,918
1	0,663	0,712	0,765	0,826	0,896	0,977	1,078
1,5	0,937	0,945	1,008	1,080	1,163	1,259	1,380
2	1,073	1,066	1,140	1,223	1,318	1,429	1,567



Şekil 3.12. Phy-x/PSD aracılığıyla elde edilen MFP değerleri

MFP değerleri incelendiğinde, gama foton enerjisinin artışıyla birlikte tüm malzemelerde ortalama serbest yolun arttığı görülmektedir. Ancak tüketilmiş uranyumun en düşük MFP değerlerine sahip olduğu enerji seviyesi yükseldikçe renyumunda tüketilmiş uranyum ile aynı değerlere sahip olduğu görülmektedir.

3.5. WinXCOM ve Phy-x/PSD Programlarının Karşılaştırılması

Tez çalışmasında tüketilmiş uranyum, renyum ve elgiloy katkılı (%10-50) renyum bileşikleri için gama radyasyonu zırhlama parametrelerinden MAC, LAC, HVL, TVL ve MFP değerleri hem WinXCOM hem de Phy-x/PSD programları aracılığıyla hesaplanmıştır. Elde edilen veriler ve bu verilere ait grafikler Bölüm 3.4'te verilmiştir. WinXCOM programı ile MAC değerleri elde edilmiş olup Eş. 3.2, 3.3, 3.4, ve 3.5, kullanılarak LAC, HVL, TVL ve MFP değerleri hesaplanmıştır. Phy-x/PSD programı kullanılarak MAC, LAC, HVL, TVL ve MFP değerleri elde edilmiştir.

Bölüm 3.4.1 ve Bölüm 3.4.2'de elde edilen sonuçlar incelendiğinde elgiloy katıkılı renyum bileşiklerinde, elgiloy katkısı arttıkça gama radyasyonunu zırhlama kapasitesinin düştüğü değerlendirilmiştir. Bu nedenle, yapılan hesaplamalar sonucunda tüketilmiş uranyuma alternatif bir malzeme incelemesinde renyum ile %10 elgiloy - % 90 renyum karışımının ele alınabileceği değerlendirilmiştir. Bu kapsamda, tüketilmiş uranyum, renyum ve %10 elgiloy katkılı renyum karışımının programlar sonucunda elde edilen verilerinin karşılaştırılması sırasıyla Çizelge 3.13, 3.14 ve 3.15'te verilmektedir.

Çizelge 3.13. Tüketilmiş uranyum için WinXCOM ve Phy-x/PSD verilerinin karşılaştırılması

		WinXCOM					Phy-x/PSD				
Enerji (MeV)	Numune	MAC	LAC	HVL	TVL	MFP	MAC	LAC	HVL	TVL	MFP
0,2	Tüketilmiş Uranyum (K1)	1,298	24,792	0,028	0,093	0,040	1,298	24,792	0,028	0,093	0,040
0,3		0,519	9,919	0,070	0,232	0,100	0,519	9,919	0,070	0,232	0,101
0,4		0,292	5,581	0,124	0,413	0,179	0,292	5,581	0,124	0,413	0,179
0,5		0,197	3,774	0,184	0,610	0,265	0,198	3,775	0,184	0,610	0,265
0,6		0,149	2,846	0,243	0,809	0,351	0,149	2,846	0,244	0,809	0,351
0,8		0,102	1,941	0,357	1,186	0,515	0,102	1,941	0,357	1,187	0,515
1		0,077	1,474	0,470	1,562	0,678	0,079	1,508	0,46	1,527	0,663
1,5		0,056	1,067	0,649	2,157	0,937	0,056	1,067	0,65	2,158	0,937
2		0,048	0,931	0,743	2,471	1,073	0,049	0,932	0,744	2,472	1,073

Çizelge 3.14. Renyum için WinXCOM ve Phy-x/PSD verilerinin karşılaştırılması

		WinXCOM					Phy-x/PSD				
Enerji (MeV)	Numune	MAC	LAC	HVL	TVL	MFP	MAC	LAC	HVL	TVL	MFP
0,2	Renyum (K2)	0,812	15,507	0,045	0,135	0,064	0,812	17,060	0,041	0,135	0,059
0,3		0,334	6,377	0,109	0,328	0,157	0,334	7,017	0,098	0,328	0,143
0,4		0,197	3,774	0,184	0,555	0,265	0,197	4,152	0,170	0,555	0,241
0,5		0,141	2,691	0,257	0,778	0,372	0,141	2,96	0,234	0,778	0,338
0,6		0,111	2,127	0,326	0,984	0,469	0,111	2,340	0,296	0,984	0,427
0,8		0,082	1,562	0,444	1,339	0,640	0,082	1,718	0,403	1,340	0,582
1		0,067	1,277	0,543	1,638	0,783	0,067	1,405	0,493	1,639	0,712
1,5		0,050	0,962	0,720	2,175	1,039	0,050	1,058	0,655	2,175	0,945
2		0,045	0,852	0,813	2,456	1,173	0,045	0,938	0,739	2,455	1,066

Çizelge 3.15. %10 Elgiloy - % 90 Renyum bileşiği için WinXCOM ve Phy-x/PSD verilerinin karşılaştırılması

		WinXCOM					Phy-x/PSD				
Enerji (MeV)	Numune	MAC	LAC	HVL	TVL	MFP	MAC	LAC	HVL	TVL	MFP
0,2	%10 Elgiloy - % 90 Renyum (K3)	0,746	14,742	0,047	0,156	0,068	0,746	14,742	0,047	0,156	0,068
0,3		0,311	6,145	0,113	0,375	0,163	0,312	6,160	0,113	0,374	0,162
0,4		0,187	3,701	0,187	0,622	0,270	0,187	3,701	0,187	0,622	0,270
0,5		0,135	2,672	0,259	0,862	0,374	0,135	2,672	0,259	0,862	0,374
0,6		0,108	2,132	0,325	1,080	0,469	0,108	2,133	0,325	1,080	0,469
0,8		0,080	1,586	0,437	1,452	0,630	0,080	1,586	0,437	1,452	0,630
1		0,066	1,307	0,530	1,762	0,765	0,066	1,307	0,530	1,762	0,765
1,5		0,050	0,991	0,698	2,322	1,008	0,050	0,992	0,699	2,322	1,008
2		0,044	0,877	0,789	2,624	1,139	0,044	0,877	0,790	2,624	1,140

Elde edilen sonuçlar birbiriyle karşılaştırıldığında WinXCOM ve Phy-x/PSD programları kullanılarak elde edilen sonuçların birbiri ile uyumlu olduğu görülmüştür. Programlarda elde

edilen verilerin karşılaştırılması sonucunda üç numune için MAC, LAC, HVL, TVL ve MFP değerlerinin yaklaşık olarak aynı değerler olduğu görülmektedir. Oluşan farklılıkların %0,08 oranını geçmediği görülmekte olup bu farklılığın ondalık değerlerdeki yuvarlama farklılığından kaynaklandığı değerlendirilmektedir. Ancak Çizelge 3.14'e bakıldığında renyum için LAC, HVL ve MFP değerlerinin WinXCOM ve Phy-x/PSD programlarında nispeten farklı olduğu görülmektedir. Bu farklılığın yaklaşık %10 değer farklılığını da geçmediği görülmektedir.

4. SONUÇ ve ÖNERİLER

Bu tez çalışmasında, endüstriyel radyografi uygulamalarında kullanılan gamagrafi cihazlarının içerdiği radyoaktif kaynağın zırhlamasının cihazın zırh kısmında kullanılan tüketilmiş uranyuma alternatif olarak renyum ve elgiloy katkılı renyum bileşiklerinin kullanımının önerilmesi amaçlanmıştır. Bu amaçla, tüketilmiş uranyum, renyum ve %10-%50 arasında elgiloy katkılı renyum bileşiklerinin MAC, LAC, HVL, TVL ve MFP özellikleri, gamagrafi cihazlarında radyoaktif kaynak olarak en çok kullanılan Ir-192'nin enerji aralığı dikkate alınarak 0,5 - 2 MeV arasında hem Phy-X/PSD hem de WinXCOM ile hesaplanmıştır. İki program kullanılarak yapılan hesaplamalar karşılaştırılmış ve tüketilmiş uranyuma alternatif olarak kullanılabilecek malzeme önerisinde bulunulmuştur.

Tüketilmiş uranyum, uranyum zenginleştirme proseslerinde yan ürün olarak elde edildiğinden bol bulunan bir malzemedir. Yan ürün olarak elde edildiğinden dolayı atık olarak değerlendirilmesine ilave olarak belirli alanlarda da kullanımı mevcuttur. Bu kullanım arasında en yaygını radyasyon zırhlamasında kullanılmasıdır. Tüketilmiş uranyumun atom numarasının yüksek olması ve yoğun bir malzeme olması radyasyon zırhlamasında kullanımı için iyi bir alternatif olması imkânı sunmaktadır. Ancak, tüketilmiş uranyumun nükleer madde sınıfında yer alması tüketilmiş uranyum kullanımına ilave yükümlülükler getirmektedir. Nükleer silahların yayılmasının önlenmesini sağlamak için imzalanan uluslararası anlaşmalar doğrultusunda, tüketilmiş uranyum, özellikle UAEA ile bir tür güvence denetimi anlaşması imzalamış ülkelerde nükleer madde sayım ve kontrolüne tabidir. Bu nedenle de UAEA ve anlaşmayı imzalayan ülkenin düzenleyici otoritesi tarafından nükleer güvence denetimlerine tabidir. Tüketilmiş uranyum buna ilave olarak radyoaktif bir malzemedir. Radyoaktivitesinin yanı sıra kimyasal olarak toksik bir malzeme olduğu da bilinmektedir. Tüketilmiş uranyum radyoaktif olduğundan, elleçleme, taşıma ve depolama sırasında radyoaktif maddeler için alınması gereken önlemlerin tüketilmiş uranyum için de alınması gerekmektedir. Bununla birlikte, tüketilmiş uranyum zırh malzemesini işleyen, taşıyan, geri dönüştüren ve depolayan işçiler için radyasyon koruma kuralları uygulanmalıdır. Tüketilmiş uranyumun güvenli ve emniyetli bir şekilde depolanması, çalışanları ve halkı iyonlaştırıcı radyasyonun tehlikeli etkisinden korumak ve aynı zamanda nükleer silahların yayılmasının önlenmesine ilişkin çalışmalar için önemlidir.

Bu kapsamda, tüketilmiş uranyuma bahsi geçen dezavantajlarından dolayı alternatif olabilecek özellikle gama radyasyonu zırhlamasında kullanılabilecek bir malzemenin belirlenmesi amacıyla atom numarası ve yoğunluğu yüksek olan malzemeler incelenmiş ve son yıllarda kullanım alanı artan renyumun yüksek yoğunluğu ve atom numarası ile tüketilmiş uranyuma alternatif bir malzeme olabileceği değerlendirilmiştir. Literatürde renyumun radyasyon zırhlamasında kullanımına dair oldukça kısıtlı çalışma bulunmaktadır. Bu çalışmalarda da renyum katkılı süper alaşımların radyasyon zırhlama kapasitesinin arttığı gözlemlenmiştir. Bununla birlikte, renyumun radyoaktif olmaması ve bilinen bir toksik özelliğinin bulunmaması, güvenlik, emniyet ve nükleer güvence önlemleri gibi hususlarda uluslararası yasal yükümlülüklere tabi olmaması tüketilmiş uranyuma alternatif olarak değerlendirilmesinde göz önünde bulundurulmuştur.

Renyumun süper alaşımlara da katkılandığı bilinmektedir. Tez çalışmasında, renyumun dayanıklılığını ve işlenebilirliğini artırmak amacıyla saf renyuma %10, %20, %30, %40 ve %50 oranlarında elgiloy katkısının yapılması hâlinde gama radyasyonu zırhlama parametreleri hesaplanmıştır.

Çalışmada, tüketilmiş uranyum (K1), renyum (K2) ve %10 elgiloy - %90 renyum (K3), %20 elgiloy - %80 renyum (K4), %30 elgiloy- %70 renyum (K5), %40 elgiloy - %60 renyum (K6) ve %50 elgiloy - %50 renyum (K7) bileşikleri için gama radyasyon zırhlama parametrelerinden MAC, LAC, HVL, TVL ve MFP değerleri WinXCOM ve Phy-X/PSD programları aracılığıyla hesaplanmış ve değerlendirilmiştir.

Programlar aracılığıyla yapılan hesaplamalar sonucunda analiz edilen numunelerin gama radyasyon zırhlaması parametrelerinin değerlendirilmesi sonucunda, elgiloy katkısının renyumun zırhlama parametrelerine olumlu etki katmadığı, elgiloy katkısı arttıkça elde edilen sonuçların olumsuz etkilendiği görülmüştür. Gama zırhlama parametrelerinin incelenmesi açısından elde edilen sonuçlar aşağıda sıralanmaktadır:

- MAC değeri gama foton enerjisinin malzeme içindeki zayıflamasını, birim kütle başına başına gösteren bir değer olup hem gama foton enerjisine hem de soğurucu malzemenin kimyasal bileşimine bağlı olarak değişim göstermektedir. Normal şartlarda, düşük enerji bölgelerinde fotoelektrik etki baskın olacağından MAC değeri yüksektir. Gelen gama foton enerjisi arttıkça Compton saçılmasının etkisinin artmasıyla MAC değeri düşer. Bu

doğrultuda bakıldığında, 0,2 ve 2 MeV'de; K1 numunesinin MAC değerleri 1,298; 0,048 cm^2/g, K2 numunesinin MAC değerleri 0,812; 0,045 cm^2/g, K3 numunesinin MAC değerleri 0,746; 0,044 cm^2/g'dır. Bu sonuçlara göre düşük ve yüksek enerjide tüketilmiş uranyumun en yüksek MAC değerlerine sahip olduğu, renyumun ise nispeten tüketilmiş uranyuma yakın bir değere sahip olduğu görülmektedir.

- Gama foton enerjisinin malzeme içindeki zayıflamasını gösteren bir başka değer LAC değeridir. Bu değer, gama foton enerjisinin malzeme içindeki zayıflamasını, birim uzunluk başına göstermektedir. LAC değeri de MAC gibi normal şartlarda, düşük enerji bölgelerinde fotoelektrik etki baskın olacağından yüksektir ve enerji seviyesi arttıkça düşüş gösterir. Bu doğrultuda bakıldığında, 0,2 ve 2 MeV'de; K1 numunesinin LAC değerleri 24,792; 0,931 cm^{-1}, K2 numunesinin LAC değerleri 17,060; 0,938 cm^{-1}, K3 numunesinin LAC değerleri 14,742; 0,872 cm^{-1}'dir. Bu sonuçlara bakıldığında düşük enerjide tüketilmiş uranyumun en yüksek LAC değerlerine sahip olduğu, yüksek enerjilerde ise renyumun yüksek LAC değerine sahip olduğu görülmektedir.
- Radyasyon zırhlamasında malzeme seçiminde önemli parametrelerden biri de HVL değeridir. Normal koşullarda enerji seviyesi arttıkça HVL değerinin artması beklenmektedir. Ancak iyi bir zırh malzemesi için beklenen yüksek enerji seviyelerinde de düşük HVL değerlerine sahip olması beklenmektedir. Bu çerçevede bakıldığında, 0,2 ve 2 MeV'de sırasıyla; K1 numunesinin HVL değerleri 0,028; 0,744 cm, K2 numunesinin HVL değerleri 0,041; 0,739 cm, K3 numunesinin HVL değerleri 0,047; 0,790 cm'dir. Bu sonuçlar incelendiğinde renyumun yüksek enerji seviyelerinde tüketilmiş uranyumdan daha ince bir malzeme olabileceğini göstermektedir.
- Radyasyon zırhlamasında malzeme seçiminde diğer önemli parametrelerden biri de TVL değeridir. TVL için de durum HVL ile benzer şekilde enerji seviyesi arttıkça TVL'nin artmasıdır. Ancak iyi bir zırh malzemesi için yüksek enerji seviyelerinde de düşük TVL değerlerine sahip olması beklenmektedir. Bu bağlamda bakıldığında, 0,2 ve 2 MeV'de sırasıyla; K1 numunesinin TVL değerleri 0,093; 2,472 cm, K2 numunesinin TVL değerleri 0,135; 2,455 cm, K3 numunesinin TVL değerleri 0,156; 2,624 cm'dir. Sonuçlar renyumun gama radyasyonu zırhlamada yüksek enerji seviyelerinde tüketilmiş uranyumdan daha ince bir malzeme olabileceğini göstermektedir.
- Tez çalışması kapsamında incelenen son parametre ise MFP'dir. MFP, bir fotonun soğurucu malzeme içinde bir etkileşime girmeden önce ortalama olarak ne kadar yol aldığını göstermektedir. MFP, LAC ile ters orantılı olduğundan LAC'ın aksine gama

fotonunun enerjisi arttıkça artmaktadır. Beklenen durum, enerji arttıkça MFP'nin de artmasıdır, çünkü yüksek enerjili fotonlar daha az etkileşime girmektedir. Bu değer, zırh malzemesi seçiminde radyasyonun ne kadar derine nüfuz edebileceğini belirlemek için önemli bir parametredir. Bu kapsamda, 0,2 ve 2 MeV'de sırasıyla; K1 numunesinin MFP değerleri 0,040; 1,073 cm, K2 numunesinin MFP değerleri 0,059; 1,066 cm, K3 numunesinin MFP değerleri 0,068; 1,140 cm dir. MFP değerlerine bakıldığında yüksek enerji seviyelerinde renyuma gelen gama foton enerjisinin daha önce etkileşime gireceği ve bu nedenle daha iyi bir zırhlama etkisi göstereceği aşikardır.

Bu tez çalışmasında elde edilen veriler sonucunda analiz edilen numunelerden sadece saf renyumun gama foton enerji seviyesi arttıkça tüketilmiş uranyum gibi gama radyasyonunu zırhlamada güçlü özelliklere sahip olduğu değerlendirilmiştir. Bu kapsamda, tüketilmiş uranyum ve renyumun diğer özellikleri Çizelge 4.1'de verilerek karşılaştırılmıştır.

Çizelge 4.1. Tüketilmiş uranyum ve renyumun özelliklerinin karşılaştırılması

Özellikler	Tüketilmiş Uranyum	Renyum
Atom Numarası	92	75
Yoğunluk	19,1 g/cm^3	21.02 g/cm^3
Kimyasal Toksik Etkisi	Mevcut	Bilinen bir etkisi mevcut değil.
Radyolojik Etkisi	Mevcut	Mevcut değil
Ekonomik Değerlendirme	Stratejik ve düzenlemelere tabi bir malzeme olduğundan açık piyasada satışı bulunmamaktadır.	Nadir bulunan bir element olduğundan ekonomik değeri yüksektir.
Bulunabilirlik	Uranyum zenginleştirme proseslerinde yan ürün olarak bol miktarlarda elde edilmektedir.	Nadir elementler arasında yer almakta olup yılları içerisinde kullanım alanları artmaktadır.
Tabi olduğu yasal düzenlemeler	Nükleer silahların yayılmasının önlenmesi açısından uluslararası anlaşmalara tabidir. Ayrıca nükleer güvenlik ve emniyet uygulamalarına ve denetimlere tabidir.	Bilinen bir düzenleme bulunmamaktadır.

Çizelge 4.1'de de görüldüğü üzere tüketilmiş uranyum renyuma kıyasla, radyoaktif, kimyasal olarak toksik, yasal düzenlemelere tabi olan bir maddedir. Renyumun dezavantajı ise nadir bulunması ve bilinen ekonomik değerinin yüksek olmasıdır. Ancak tüm bu hususlar

göz önünde bulundurulduğunda renyumun zırhlamada tüketilmiş uranyuma alternatif olarak kullanılabileceği değerlendirilmektedir.

Bu çalışmanın devamı niteliğinde olabilecek ve böylece bu çalışmanın geliştirilmesine katkı sağlayacak bazı öneriler ise aşağıda yer almaktadır.

- Renyumun gösterdiği iyi gama radyasyonu zırhlama özelliklerinin süper alaşımlarla veya başka türlü bileşiklerle değerlendirilmesi yapılarak saf renyum yerine renyum katkılı malzemelerin gama radyasyon zırhlaması değerlendirilebilir.
- Tüketilmiş uranyum içeren gamagrafi cihazlarının portatif cihazlar olduğu değerlendirildiğinde renyum katkılı kompozit malzemelerin bu cihazlarda zırh malzemesi olarak kullanılması incelenebilir.

KAYNAKLAR

1. Yeasmin, S., Banik, S., Siraz, M. M. M., Pervin, S., Khandaker, M. U., ve Rahman, M. S. (2021). Study of whole-body occupational radiation exposure in the industrial radiography in Bangladesh. *Radiation Medicine and Protection,* 2(3), 117–120.

2. International Atomic Energy Agency. (1998). Lessons Learned from Accidents in Industrial Radiography. *IAEA*. Viyana, 1-2.

3. International Atomic Energy Agency. (1998). The Evolution of IAEA Safeguards. *IAEA*. Viyana, 1-20.

4. International Atomic Energy Agency. (2018). Safeguards Implementation Practices Guide on Establishing and Maintaining State Safeguards Infrastructure. *IAEA*. Viyana, 28-29.

5. Bleise, A., Danesi, P. R., Burkart, W. (2003). Properties, Use and Health Effects of Depleted Uranium (DU): A General Overview, *Journal of Environmental Radioactivity*, 64, 93-112.

6. Lamarsh, J. R., Baratta, A. J. (2001). *Introduction to Nuclear Engineering*. (Üçüncü. Baskı). New Jersey: Prentice Hall, 52-75.

7. Knoll, G. F. (2010). *Radiation Detection and Measurement*. (Dördüncü Baskı). New Jersey: John Wiley ve Sons Inc., 47-54.

8. Fabjan C. W., Schopper H. (Editörler). (2020). *Particle Physics Reference Library Volume 2: Detectors for Particles and Radiation*. Los Alamos: Springer, 5-42.

9. Yenumula, L., Acharya, R. V., Lingade, B. M., Borgohain, A., Maheshwari, N. K., Kumar, U., Selvam T, P., ve Dash, A. (2019). Radiographic Evaluation of Gas Tungsten Arc Welded Joints Used in Nuclear Applications by X- and Gamma-rays. *NDT & E International*, 102, 144–152.

10. Yıldız A., Pekey H. (2019). Knowledge and Behaviors of Industrial Radiography Workers about Radiation Protection. *Kocaeli Journal of Science and Engineering,* 2(2), 34-38.

11. International Atomic Energy Agency. (2011). Radiation Safety in Industrial Radiography Safety Standards Series No. SSG-11. *IAEA*. Viyana, 1-10.

12. International Atomic Energy Agency. (2023). Management of Depleted Uranium Used as Shielding in Disused Radiation Devices. *IAEA*. Viyana, 3-17.

13. Sajih, M., Livens, F. R., Alvarez, R., ve Morgan, M. (2010). Physicochemical Characterisation of Depleted Uranium (DU) Particles at a UK Firing Test Range. *Science of The Total Environment*, 408(23), 5990–5996.

14. International Atomic Energy Agency. (2022). IAEA Safeguards Glossary. *IAEA*. Viyana, 36-37.

15. European Comission Scientific Committee on Health and Environmental Risks. (2010). Opinion on the Environmental and Health Risks Posed by Depleted Uranium. *SCHER.* Brüksel, 6-10.

16. International Atomic Energy Agency. (2007). Management of Reprocessed Uranium Current Status and Future Prospects. *IAEA.* Viyana, 3-19.

17. International Atomic Energy Agency. (2008). Nuclear Material Accounting Handbook. *IAEA.* Viyana, 1-39.

18. İnternet: Nükleer Düzenleme Kurumu. (2024). Uluslararası Anlaşmalar ve Sözleşmeler Nükleer Silahların Yayılmasının Önlenmesi Antlaşması (NPT), https://www.ndk.org.tr/uluslararasi-anlasmalar-ve-sozlesme.html, Son Erişim Tarihi: 27.10.2025.

19. İnternet: United States Nuclear Regulatory Commission. (2022). Backgrounder on Dirty Bombs, https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/fs-dirty-bombs.html, Son Erişim Tarihi: 26.10.2025.

20. İnternet: International Atomic Energy Agency. (2008). ITDB, https://www.iaea.org/resources/databases/itdb.html, Son Erişim Tarihi: 26.10.2025.

21. Nadler, H. G. ve Starck, H.C. (2005). *Ullmann's Encyclopedia of Industrial Chemistry Rhenium and Rhenium Compounds*. (Beşinci Baskı). Weinheim: Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, 1-23.

22. Rylnikova M. V., Argimbaev K. R., Ligotsky D. N. (2021). Exploration of Rhenium Volcanogenic Deposit and Technology Development, *International Journal of Engineering*, 34(4), 1052-1065.

23. Shen L., Tesfaye F., Li X., Lindberg D. ve Taskinen P. (2021). Review of Rhenium Extraction and Recycling Technologies from Primary and Secondary Resources. *Minerals Engineering*, 161, 106719.

24. Wei, C., Qiao, H., Fang, J., Wang, X., Wen, J. ve Tong, P. (2025). Recovery of high-purity rhenium resources from W-Mo-Re alloy scraps by two-stage low-temperature oxidation volatilization. *Process Safety and Environmental Protection*, 197, 107056.

25. Ekinci, N., Kavaz, E., Aygün, B., ve Perişanoğlu, U. (2019). Gamma Ray Shielding Capabilities of Rhenium-Based Superalloys. *Radiation Effects and Defects in Solids*, 174(5–6), 435–451.

26. Çay, V. V., Ozan, S. (2005). Süperalaşımlar ve Uygulama Alanları. *Fırat Üniversitesi Doğu Araştırmaları Dergisi,* 3(2), 178–188.

27. Zhang, Z., Huang, H., Zhang, Z., Wang, Y., Zhu, B., ve Zhao, H. (2024). A review of the microstructure and properties of superalloys regulated by magnetic field. *Journal of Materials Research and Technology*, 30, 9285–9317.

28. Akman, F., Oğul, H., Turhan, M. F., ve Ağrılı, C. Ş. (2024). Interactions between X-/gamma rays and alloys used in dental braces: A study on theory and simulations. *Radiation Physics and Chemistry*, 215, 111376.

29. Philip, S. M., Darvell, B. W. (2016). Effect of heat treatment on the tensile strength of ‘Elgiloy’ orthodontic wire. *Dental Materials*, 32(8), 1036–1041.

30. Balat-Pichelin, M., Sans, J. L., Escape, C., ve Combes, H. (2017). Emissivity of Elgiloy and pure niobium at high temperature for the Solar Orbiter mission. *Vacuum*, 142, 87–95.

31. Alım, B. (2020). A comprehensive study on radiation shielding characteristics of Tin-Silver, Manganin-R, Hastelloy-B, Hastelloy-X and Dilver-P alloys. *Applied Physics A: Materials Science and Processing*, 126(4), 262.

32. Arpac, N., Aygun, M. (2022). Determination Of Radiation Shielding Parameters Of Cocrfenitialx Alloys By Using Recently Developed Phy-X/Psd And Epixs Softwares. *Journal of Amasya University the Institute of Sciences and Technology*, 3(1), 8–22.

33. Singh, S., Kumar, A., Singh, D., Thind, K. S., ve Mudahar, G. S. (2008). Barium–borate–flyash glasses: As radiation shielding materials. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, 266(1), 140–146.

34. Sayyed, M. I. (2017). Half value layer, mean free path and exposure buildup factor for tellurite glasses with different oxide compositions. *Journal of Alloys and Compounds*, 695, 3191–3197.

35. İnternet: National Institute of Standards and Technology. (2025). X-ray Mass Attenuation Coefficients. https://www.nist.gov/pml/x-ray-mass-attenuation-coefficients.html, Son Erişim Tarihi: 26.10.2025.

36. İnternet: National Institute of Standards and Technology. (2024) XCOM: Photon Cross Sections Database. https://www.nist.gov/pml/xcom-photon-cross-sections-database.html, Son Erişim Tarihi: 26.10.2025.

37. Gerward L., Guilbert N., Jensen K. B. ve Levring H. (2004). WinXCom—a program for calculating X-ray attenuation coefficients, *Radiation Physics and Chemistry*, 71, 653-654.

38. Şakar, E., Özpolat, Ö. F., Alım, B., Sayyed, M. I., ve Kurudirek, M. (2020). Phy-X / PSD: Development of a user friendly online software for calculation of parameters relevant to radiation shielding and dosimetry. *Radiation Physics and Chemistry*, 166, 108496.

39. QSA Global. (2024). Model 880 series operation and maintenance manual. *QSAG*. Burlington, 1-10.

40. Tellili, B., Elmahroug, Y., Souga, C. (2017). Investigation on radiation shielding parameters of cerrobend alloys. *Nuclear Engineering and Technology*, 49(8), 1758–1771.



Gazili olmak ayrıcalıktır