



**TUNGSTEN KATKILI METAL MATRİSLİ KOMPOZİT MALZEMELERİN
TASARLANMASI ÜRETİLMESİ, KARAKTERİZASYONU VE NÜKLEER
RADYASYON KORUYUCU ÖZELLİKLERİNİN BELİRLENMESİ**

Emine KUŞ BURAK

Lisansüstü Eğitim Enstitüsü Fizik Ana Bilin Dalı

TEZ YÖNETİCİSİ

PROF. DR. ABDULHALİK KARABULUT

Nisan-2024

AĞRI



T.C.

**AĞRI İBRAHİM ÇEÇEN ÜNİVERSİTESİ
LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ FİZİK ANABİLİM DALI**

Emine KUŞ BURAK

**TUNGSTEN KATKILI METAL MATRİSLİ
KOMPOZİT MALZEMELERİN
TASARLANMASI ÜRETİLMESİ,
KARAKTERİZASYONU VE NÜKLEER
RADYASYON KORUYUCU
ÖZELLİKLERİNİN BELİRLENMESİ**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

TEZ YÖNETİCİSİ

PROF. DR. ABDULHALİK KARABULUT

AĞRI- 2024

BEYANNAME

Bu tezdeki bütün bilgilerin etik davranış ve akademik kurallar çerçevesinde elde edildiğini ve tez yazım kurallarına uygun olarak hazırlanan bu çalışmada bana ait olmayan her türlü ifade ve bilginin kaynağına atıf yapıldığını bildiririm.

İmza

Emine KUŞ BURAK

Tarih

KABUL ONAY



BENZERLİK



İÇİNDEKİLER

BEYANNAME	i
KABUL ONAY	ii
BENZERLİK	iii
İÇİNDEKİLER	iv
ÖZET	vi
ABSTRACT	vii
TABLolar LİSTESİ	viii
ŞEKİLLER LİSTESİ	ix
DENKLEM LİSTESİ	xi
SİMGELER VE KISALTMALAR	xii
..... BİRİNCİ BÖLÜM	1
1.GİRİŞ	1
..... İKİNCİ BÖLÜM	4
2.KURAMSAL TEMELLER	4
2.1.Radyasyonun Tanımı ve Radyasyon Çeşitleri	4
2.1.1 Alfa parçacıkları	12
2.1.2. Beta Parçacıkları	14
2.1.3. X Işınları.....	15
2.1.4. Gama Işınları	18
2.1.5. Nötronlar	20
2.1.6. Radyasyonun Etkileri	24
2.2.Fotonların Madde İle Etkileşimi	26
2.3.Nötronların Madde İle Etkileşimi	32
2.4. Kaynak Özetleri.....	36
..... ÜÇÜNCÜ BÖLÜM	42
3. MATERİYAL VE YÖNTEM	42
3.1. Radyasyon Zırhlama	42
3.2. Radyasyon Korunma Yöntemleri.....	43
3.3. Radyasyondan Korunmanın Önemi	47

3.4. Radyasyon Çeşidine Göre Zırhlama Malzemelerinin Seçilmesi.....	47
3.5. Radyasyon Zırhlama Malzeme Parametreleri	49
3.5.1. Lineer Soğurma Katsayısı	49
3.5.2. Kütle zayıflatma katsayısı	50
3.5.3. Yarı Değer ve Onda-Bir Değer Kalınlığı	50
3.6. Metal Matrisli Kompozitler.....	51
3.7. Geant4 Simülasyon Programı.....	54
3.8. Nötron Doz Ölçümü	55
3.9. Kullanılan Nötron Kaynağı ve Dedektörü	57
3.10. Numuların Hazırlanması ve Üretimi	57
..... DÖRDÜNCÜ BÖLÜM	60
4. ARAŞTIRMA SONUÇLARI VE TARTIŞMA	60
4.1. Nötron Zırhlama Parametreleri	60
4.1.1. Nötron Radyasyon Dozu Ölçüm Sonuçları.....	62
4.2. Gama Radyasyonu Zırhlama Parametreleri	63
..... BEŞİNCİ BÖLÜM	74
5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER	74
KAYNAKLAR.....	75
ÖZGEÇMİŞ	81

ÖZET

YÜKSEK LİSANS TEZİ

TUNGSTEN KATKILI METAL MATRİSLİ KOMPOZİT MALZEMELERİN TASARLANMASI ÜRETİLMESİ, KARAKTERİZASYONU VE NÜKLEER RADYASYON KORUYUCU ÖZELLİKLERİNİN BELİRLENMESİ

Emine KUŞ BURAK

Tez Danışmanı: PROF. DR. ABDULHALİK KARABULUT

Bu çalışma, yüksek sıcaklıklara dayanıklı, gama ve hızlı nötron radyasyonunu zırhlama yeteneğine sahip yeni metal matrisli kompozit malzemelerin geliştirilmesi ve üretilmesini ele almaktadır. Alüminyum (Al), kobalt (Co), bor karbür (B_4C), krom (Cr), nikel (Ni), demir (Fe), tungsten (W), titanyum borit (TiB_2), titanyum karbür (TiC), alüminyum oksit (Al_2O_3), molibden (Mo) ve zirkonyum (Zr) gibi çeşitli malzemeler, toz metalurjisi yöntemi kullanılarak yeni metal matrisli kompozit malzemelerin tasarımı ve üretimi için kullanılmıştır.

Gama ışını kütle zayıflama katsayıları, lineer zayıflama katsayıları, yarı değer katmanı etkin atom numarası ve hızlı nötron toplam makroskopik kesiti gibi zırhlama parametreleri, teorik olarak GEANT4 kodu ve WinXCom programları kullanılarak hesaplanmıştır. Ayrıca, ^{241}Am -Be hızlı nötron kaynağı kullanılarak deneysel eşdeğer doz ölçümleri gerçekleştirilmiş ve numunelerin nötron radyasyonu absorpsiyon kapasiteleri belirlenmiştir. Sülfürik asit aşınma, basınç dayanımı ve sıcaklığa dayanıklılık gibi testler yapılarak numunelerin mekanik dayanım özellikleri de belirlenmiştir.

Elde edilen sonuçlar, 316LN nükleer paslanmaz çelik ile karşılaştırılarak, yeni metal matrisli kompozit malzemelerin hem gama hem de hızlı nötron radyasyonunu etkili bir şekilde absorbe edebildiğini göstermiştir. Bu yeni tip metal matrisli kompozit malzemelerin, nükleer uygulamalarda zırhlama amaçlı kullanılabileceği önerilmektedir.

Anahtar Kelimeler: Geant4, metal matris, gama, nötron, zırhlama.

ABSTRACT

MASTER'S THESIS

DESIGN, PRODUCTION, CHARACTERIZATION AND DETERMINATION OF NUCLEAR RADIATION PROTECTIVE PROPERTIES OF TUNGSTEN- DOPED METAL MATRIX COMPOSITE MATERIALS

Emine KUŞ BURAK

Tez Danışmanı: PROF. DR. ABDULHALİK KARABULUT

This study deals with the development and production of new metal matrix composite materials that are resistant to high temperatures and have the ability to armor gamma and fast neutron radiation. Various materials such as alimünyum (Al), cobalt (Co), boron carbide (B₄C), chromium (Cr), nickel (Ni), iron (Fe), tungsten (W), titanium boride (TiB₂), titanium carbide (TiC), alimünyum oxide (Al₂O₃), molybdenum (Mo) and zirconium (Zr) have been used for the design and production of new metal matrix composite materials using powder metallurgy method.

Armoring parameters such as gamma ray mass attenuation coefficients, linear attenuation coefficients, half-value layer effective atomic number and fast neutron total macroscopic cross section were theoretically calculated using GEANT 4 code and WinXCom programs. In addition, experimental equivalent dose measurements were performed using a ²⁴¹Am-Be fast neutron source and the neutron radiation absorption capacities of the samples were determined. The mechanical strength properties of the samples were also determined by performing tests such as sulfuric acid abrasion, compressive strength and temperature resistance.

The results obtained were compared with 316LN nuclear stainless steel, showing that the new metal matrix composite materials can effectively absorb both gamma and fast neutron radiation. It is proposed that these new types of metal matrix composite materials can be used for armoring purposes in nuclear applications.

Keywords: Geant4, metal matrix, gamma, neutron, armoring.

TABLÖLAR LİSTESİ

Tablo 1. Nötronların genel özellikleri (http://tr.wikipedia.org/wiki nötron)	20
Tablo 2. RoHS tarafından belirlenen kullanımı kısıtlanmış maddelerin tolere edilen maksimum konsantrasyon değerleri.....	43
Tablo 3. Akut Radyasyona Maruz Kalınma Durumunda Tedavi Yöntemleri	46
Tablo 4. MMK'ların Üstün Özellikleri ve Sınırlılıkları	52
Tablo 5. Numune Üretiminde Kullanılan Malzemelerin Kütle Birleşim Oranları	59
Tablo 6. 3mm malzeme kalınlığında 105 nötron için Ortalama serbest yol (MFP), Yarı kalınlık değeri (HVL), Geçen nötron sayısı ve Etkili uzaklaştırma tesir kesiti (cm-1).....	62
Tablo 7. Soğrulan doz miktarları ve oranları	62
Tablo 8. Kütle Zayıflama Katsayısı	64
Tablo 9. Lineer Azaltma Katsayısı LAC.....	66
Tablo 10. Yarı Değer Kalınlığı HVL	67
Tablo 11. Onda Bir Değer Kalınlığı TVL.....	68
Tablo 12. Ortalama Serbest Yol.....	69
Tablo 13. Etkin Atom Numarası Zeff	70
Tablo 14. Etkin Elektron Yoğunluğu Neff.....	72

ŞEKİLLER LİSTESİ

Şekil 1. Doğal Radyasyon Kaynakları (TAEK, 2017).	4
Şekil 2. Kozmik Işınlardan Alınan Radyasyon Dozunun Yüksekliğe Göre Değişimi (TAEK, 2010).	5
Şekil 3. Radyasyon Yayan Kaynaklar ve Yüzde Dağılımları (TAEK, 2017).	6
Şekil 4. Yapay Radyasyon Kaynakları ve Yüzdeleri (TAEK, 2010)	7
Şekil 5. Nükleer Kararlılık Eğrisi (Ceylan, 2019).	8
Şekil 6. Radyasyon Sınıflamaları (Bozbıyık, Özdemir ve Hancı, 2002)	9
Şekil 7. İyonlaştırıcı ve İyonlaştırıcı Olmayan Radyasyon Etkileri	10
Şekil 8. Alfa Bozunumu	11
Şekil 9. Beta Parçacık Oluşumu	13
Şekil 10 . X-ışının Yayım Mekanizması	15
Şekil 11. X-ışını Tüpüne Ait Görsel (Url-2, 2023)	16
Şekil 12. Elektromanyetik Dalga Spektrumu	16
Şekil 13. Elektromanyetik Radyasyonun Enerji Spektrumu (Seyrek, 2007)	17
Şekil 14. Atomdaki Nötronlar	22
Şekil 15. Fotoelektrik Olayın Şematik Gösterimi (Doğan, 2015)	25
Şekil 16. Foton-elektron saçılmasının Feynman Diyagramı	26
Şekil 17. Compton saçılımı (Aygün, 2010).	27
Şekil 18. Çift Oluşumu (Aygün, 2010)	28
Şekil 19. Fotoelektrik Olay, Compton Olayı ve Çift Oluşumun Baskın Olduğu Yerler (Aygün, 2010)	29
Şekil 20. Radyasyon Enerjisine göre Lineer Soğurma Katsayısındaki Değişim	29
Şekil 21. Nötronun Çekirdekten Lastik Saçılması (Aygün, 2010).	31
Şekil 22. Rayleigh Saçılma (Tannoudji vd., 1998)	32
Şekil 23. Nötronun Çekirdekten İnelastik Saçılması (Aygün, 2010)	33
Şekil 24. Nötron Yakalanması (Aygün, 2010)	34
Şekil 25. Farklı Radyasyon Türlerine Göre Zırhlama Malzemeleri (Sürücü ve Subaşı, 2021)	40
Şekil 26. Ters Kare Kanunu (Artıg, 2016).	43
Şekil 27. Zaman ve Mesafe Kuralına Göre Zırhlama Görseli	43

Şekil 28. Radyasyon Kaynaklarına İlişkin Zırhlama Malzemeleri	45
Şekil 29. Zırh Malzemesinin Kalınlığına Bağlı Olarak Foton Enerjisinin Değişimi	47
Şekil 30. Kompozit malzemelerin bileşenlerine göre sınıflandırılması (Schwartz,1984)	49
Şekil 31. Endüstriyel firmaların kullanıldığı metal matris malzemelerine ait kullanım oranları (Mortensen, 1990)	51
Şekil 32. MMK üretiminde kullanılan takviye elemanı türlerinin oranları (Mortensen, 1990)	51
Şekil 33. Dedektör Kaynağı	54
Şekil 34. Numunelerin Hazırlanma Sürecine İlişkin Görseller	55
Şekil 35. Presleme Makinesi Görselleri	56
Şekil 36. Fırınlama Süreci Görselleri	56
Şekil 37. Üretilen numuneler	57
Şekil 38. Toplam Makroskopik Kesit (cm-1)	58
Şekil 39. MeV enerjili nötronlar için ölçülen doz oranları	60
Şekil 40. Tüm numunelerin teorik kütle zayıflama katsayısı değerleri (Aygün, 2010).	62
Şekil 41. Tüm numunelerin teorik lineer zayıflama katsayısı değerleri	64
Şekil 42. Tüm numunelerin teorik yarı kalınlık (HVL) değerleri	65
Şekil 43. Tüm numunelerin teorik onda bir (TVL) değerleri	67
Şekil 44. Tüm numunelerin teorik ortalama serbest yol (MFP) değerleri	69
Şekil 45. Tüm numunelerin teorik ortalama serbest yol (MFP) değerleri	71
Şekil 46. Tüm numunelerin teorik etkin elektron yoğunluğu (Neff) değerleri	73

DENKLEM LİSTESİ

Denklem 1. Alfa Parçalanması.....	14
Denklem 2. Betanın Parçalanması	15
Denklem 3. Betanın Parçalanması	15
Denklem 4. Fotoelektrik Denklemi.....	28
Denklem 5. θ Fotonun Sapma Açısı	30
Denklem 6. Zaman Kuralına İlişkin Hesaplama	45
Denklem 7. Mesafe Kuralına İlişkin Hesaplama	45
Denklem 8. Lineer Zayıflatma Katsayısı	49
Denklem 9. Yarı Değer ve Onda- Bir Değer Kalınlığı	50
Denklem 10. Yarı ve Onda- Bir Değer Kalınlıklarının Belirlenmesi	50

SİMGELER VE KISALTMALAR

Simgeler

$\text{\AA}$	Angström ($10^{-10} m$)
α	Alfa parçacığı
ADS	Hızlandırıcı sürümlü sistemler
$B^+ - B^-$	Beta Parçacığı
Bq	Becquerel, radyoaktivite birimi
B	Manyetik alan
c	ışık hızı
C	Coulomb
d	Döteryum
e	Elektron
eV	Elektron volt
E	Enerji
EMR	Elektromanyetik Radyasyon
γ	Gama Parçacığı
Gy	Gray, absorblanmış doz birimi
I	Şiddet
h	Planck sabiti
keV	Kilo elektron volt
m	Elektron kütlesi
m_0	Elektronun durgun kütlesi
M	Nötronun çarptığı çekirdeğin kütlesi
MeV	Mega elektron volt
n	Nötron
NASA	Uluslar Arası Uzay Araştırma Merkezi
OTK	Onuncu tabaka kalınlığı
p	Proton
R	Röntgen, radyasyon siddet birimi

Sv	Sievert, eşdeğer doz birimi
SI	Uluslar Arası Birim Sistemi
t	Tridyum
μ	Mikro, alt birim (10^{-6})
τ	Lineer toplam soğurma katsayısı
UV	Ultraviyole ışınları
ν	Frekans
ξ	Enerji yüzdesi
v	Nötronun hızı
YBCO	Yttrium-baryum-bakır-oksit
YTK	Yarı tabaka kalınlığı
Z	Atom numarası
σ_t	Toplam tesir kesiti
θ	Kütle merkezi sistemindeki saçılma açısı
λ	Dalga boyu

BİRİNCİ BÖLÜM

1.GİRİŞ

Günümüzde, insanlar çeşitli kaynaklardan gelen radyasyona sürekli olarak maruz kalmaktadır. Bu radyasyon kaynakları, doğal yollarla olabileceği gibi endüstriyel faaliyetler, tıbbi uygulamalar ve nükleer enerji gibi insan müdahalesiyle oluşturulan yapay kaynaklardan da oluşabilir. Radyasyona maruz kalma, sağlık üzerinde potansiyel riskler taşıdığı günümüzde bilinmektedir.

Radyasyon, dalga şeklinde yahut parçacık formunda foton olarak adlandırılan olduğu kaynaktan yayılan enerji paketleridir. Bazı elementlerin kararsız olması, nötron ve proton dengesini sağlamak için sahip oldukları fazla enerjilerini kaybetmeye çalışarak kararlı bir duruma geçmeye çalışırlar. Bu süreçte enerjilerini farklı şekillerde kaybederek farklı elementlere dönüşürler ve bu süreçte ortaya çıkan enerjiye radyasyon denir. Bu radyasyon, elektromanyetik dalgalar şeklinde olup dalga boyları küçük olmasına rağmen enerjileri ve frekansları yüksektir. Radyasyon türüne ve enerjisine bağlı olarak radyasyona maruz kalmanın sağlık açısından ciddi zararları mevcuttur. Bu zararların azaltılması ya da tamamen ortadan kaldırılması için çeşitli çalışmalar yapılmaktadır.

Radyasyon zırhlama yöntemi ile radyasyonun insan sağlığı üzerindeki etkileri azaltılmaya çalışılmaktadır. Radyasyon zırhlama işlemi yapılırken radyasyon çeşidi, maruz kalma süresi, dozu gibi çeşitli değişkenler ele alınarak değerlendirilmektedir. Radyasyonun türü zırhlama yönteminin belirlenmesi için diğer değişkenlere göre daha önemli görülmektedir. Belirlenen radyasyon türüne göre zırhlama yöntemi seçilerek zararlı etkilerin azaltılması amaçlanmaktadır. Nötronlar diğer radyasyon türlerine göre zırhlaması zor olan nötr parçacıklardır. Coulomb kuvvetinden etkilenmeyen nötronlar, çekirdeğin içine kadar girerek ikincil radyasyon oluşturabilirler. Nötronlar yavaşlatmak için çeşitli malzemelere çarptırılabilirler, ancak havada çok saçılırlar ve tek enerjili nötron kaynakları sınırlıdır. Nötronların etki kuvveti yüksek olduğu için kurşun gibi ağır metallerle bu radyasyon türünün zırhlama çalışmaları oldukça fazladır. Zırh malzemeleri seçerken insan sağlığı ile uyumlu olması bir diğer dikkat edilmesi gereken değişkendir. Zırh malzemelerinin

toksik olmaması ve radyasyonla etkileşimde ikincil radyasyon üretmemesi önemlidir.

Radyasyondan korunma, radyasyonun potansiyel zararlı etkilerini azaltmak veya ortadan kaldırmak için alınan önlemleri ifade eder. Bu önlemler genellikle radyasyonun kaynağını azaltmayı, maruz kalma süresini kontrol etmeyi veya maruz kalma düzeyini azaltmayı içerir. Radyasyondan korunma yöntemleri anlatılırken süre, mekan ve mesafe üçlüsünden bahsedilmektedir. Bu üç değişkeni içeren radyasyondan korunma yöntemleri için çeşitli hesaplamalar ve denklemler geliştirilmiştir. Radyasyondan korunmak için, uygun koruyucu ekipmanları geliştirmek ve uygulamak için geniş kapsamlı bir yaklaşım gerekir. Tüm değişkenlerin titizlikle ele alınarak radyasyon korunma metot ve malzemelerin üretimi ciddi ve detaylı bir iş olarak görülmektedir.

Zırhlama malzemelerinde kullanılan metal matrisli kompozitlerin diğer türlere göre belirli avantajları mevcuttur. Yoğunluğunun düşük olması, ısı ve diğer değişkenlerde etkilenme hassasiyetlerinin düşük olması, madde iç yapılarının yenilebilir olması, darbe dayanıklılığı ve tokluklarının yüksek olması metal matrisli kompozitlerin olumlu özelliklerindendir. Bu olumlu özellikler zırhlama malzemelerinde metal matrisli kompozitleri daha tercih edilebilir konuma ulaştırmıştır.

Geant4 ise fizik alanında yoğun olmakla beraber mühendislik, tıp ve diğer önemli disiplinlerde kullanılabilen bir yazılım programıdır. Deneysel çalışmalarda çalışmanın simülasyonunu oluşturup araştırmacıya yol haritası sunan bu program kullanıcılarına kolaylık sağlamaktadır. İçinde yüklü olan paket programlar sayesinde doğru çalışma ortamı oluşturulabilmekte ve çalışmanın değişkenleri de geniş çaplı olarak ele alınabilmektedir.

Bu yüksek lisans tez çalışmasında, gama ve nötron radyasyonunu etkili bir şekilde soğuran yüksek kaliteli zırh malzemeleri üretilmesi amaçlanmıştır. Bu amaca göre nükleer enerji üretilen güç santrallerinde, hastalıkların teşhisi ve tedavisinde kullanılan bor nötron tedavi ünitelerinde, laboratuvar araştırmaları ve incelemelerinde, radyoaktif maddelerin taşınması ve depolanması gibi çeşitli alanlarda kullanılmak üzere, yüksek performanslı tungsten tabanlı metal matrisli kompozit malzemelerin tasarlanması ve üretilmesi hedeflenmiştir. Bu hedefi

gerçekleřtirmek iin yksek radyasyon soğurma kapasitesine sahip yeni tip tungsten tabanlı metal matrisli kompozit malzemelerin retilip ve retilen yeni kompozit malzemelerin ntron ve gama radyasyonlarını zırhlama parametrelerinin yarı deneysel Monte Carlo simlasyon tekniğı (GEANT4) ve deneysel yntemlerle belirlenmesi yolu izlenmiřtir.

Bu tezde, radyasyondan korunma konusunda bahsi geen farklı yntemler, teknikler ve uygulamalar ele alınmıř ve değıerlendirilmiřtir. Ayrıca, mevcut radyasyon korunma stratejilerinin analizleri yapılarak ve gelecekteki geliřmelere ynelik neriler sunulmuřtur. Bu arařtırma ile insan sağılığını korumak iin etkili radyasyon korunma stratejilerinin geliřtirilmesine katkı sağılamak temel hedef olarak saptanmıřtır.

Tez beř alt ve  ana blmden oluřmaktadır. Radyasyon tanımı, trleri, tarihesi, foton etkileřimi, madde etkileřimi gibi alanyazın taramasının yapıldığı ve ilgili kaynak zetlerinin sunulduğı kuramsal temeller blm, tezde kullanılan materyalleri tanıtan ve ilgili bařlıklar halinde yntemi anlatan materyal ve yntem blm ve yapılan deney alıřması ve verilerinin tablo ve grsellerle birlikte sunulduğı arařtırmanın bulguları blm yer almaktadır. Arařtırmadan elde edilen bulgulara istinaden sonu kısmı geliřtirilmiř ve ilgili neriler sunulmuřtur. Tezde tm bu blmler ilgili alt bařlıklar, tablo ve řekil yorumlamaları ile birlikte bir btn halinde sunulmuřtur.

İKİNCİ BÖLÜM

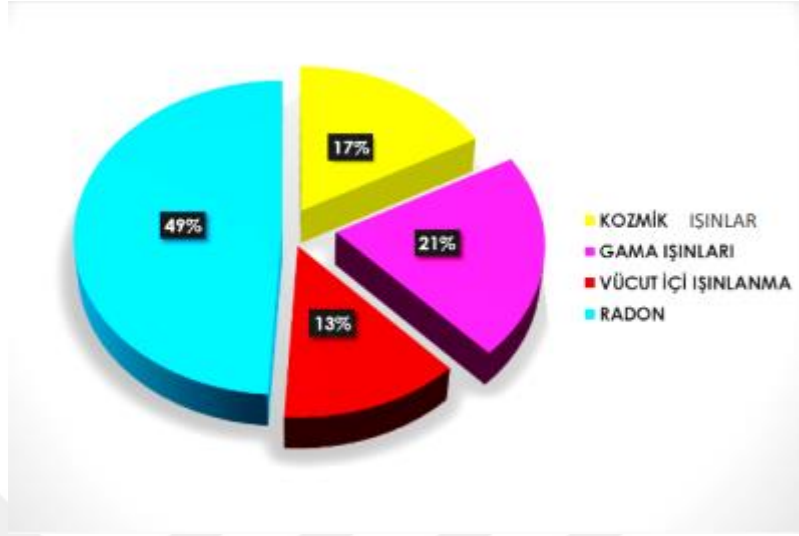
2.KURAMSAL TEMELLER

2.1.Radyasyonun Tanımı ve Radyasyon Çeşitleri

Radyasyon araştırmaları, 19. yüzyılda başlayarak 1985 yılında Wilhelm Conrad Röntgen'in yaptığı çalışmalar sonucunda X ışınları keşfedilmiştir. İnsan vücuduna giricilik etkiye sahip olan X ışınları, çeşitli hücre yapılarında farklılaşmalara sebep olabilmektedir. Keşfettiği X ışınlarını Röntgen, fotoğraf filminde renk kayması oluşturan daha önce bilinmeyen ışın olarak ifade etmiştir. 1898'de ise Pierre ve Marie Curie, radyumu keşfetmişlerdir. Yine yıl içerisinde, Becquerel tarafından radyoaktivite kavramı ortaya atılmıştır. Günümüzde radyasyon çalışmaları, ilerleyen teknolojiyle birlikte devamı da gelmektedir. (Demircioğlu ve Demircioğlu, 2024).

Çekirdeğinde birbirine eşit sayıda proton ve nötron içermeyen atomlar radyoaktif atom olarak adlandırılmaktadır. Bu eşitsizlik içerisinde ortaya çıkan fazla enerjiden bu atomlar kurtulmak ve daha kararlı bir yapıya dönüşmek istemektedirler (Gökoğlu vd.,2020). Bu bağlamda Radyasyon atomlardan enerji yayılımı ve atomlar arası enerji transferi olarak tanımlanabilmektedir. Bu atomların sahip olduğu enerji frekans ile doğru dalga boyu ile ters orantı ilişkisine sahiptir (Salomon,2018; Bushong, 1984). Radyasyon doğal ve yapay olmak üzere iki kategoride ele alınmaktadır. Doğada kendiliğinden var olan ve tüm canlıların maruz kaldıkları radyasyon doğal radyasyon, teknolojik gelişmelerin etkisi ile insan faaliyetleri sonucunda oluşana ise yapay radyasyon denilmektedir. Kozmik ışınlar, gama fonksiyonu, radon gazı gibi maddeler doğal radyasyona, nükleer santraller, telefon, bilgisayar, televizyon gibi teknolojik cihazlar ve tıbbi uygulamalar gibi madde ve

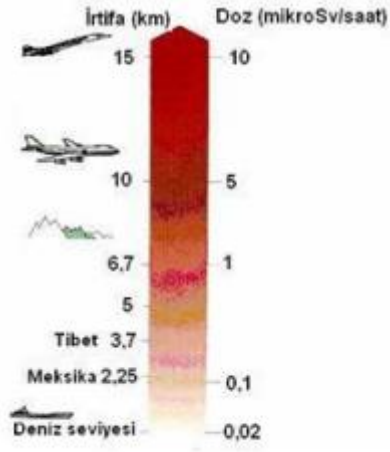
uygulamalar da yapay radyasyona örnektir (Hacıoğlu, 2017). Doğal radyasyon kaynakları Şekil 1’de sunulmuştur.



Şekil 1. Doğal Radyasyon Kaynakları (TAEK, 2017).

Doğal radyasyon olarak ifade edilen radyasyon türü 3 bölümde incelenmektedir. Bunlar; kozmik radyasyon, karasal radyasyon ve içsel radyasyondur.

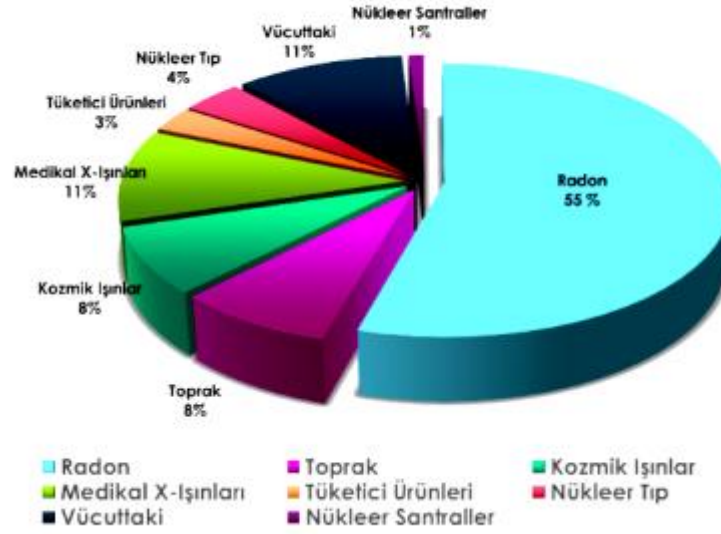
Kozmik Radyasyon; astrofiziksel olaylar sonucu üretilen bu radyasyona ait parçacıkların çoğu protonlardan oluşmaktadır. Bu parçacıklar dünyaya ve atmosferin üst tabakalarına ulaşabilmektedir. İnsan sağlığı açısından zararlı olan kozmik ışınlar düşük enerjili parçacıklar olarak güneş tarafından yayılır fakat bu parçacıkların güneş sistemini sınırlayacak enerjileri mevcuttur. Düşük enerjili bu yayılıma rağmen yıldızların oluşabilmesi bu durum için gösterilebilecek en iyi örnek olarak ifade edilmektedir. Bu ışınların %98’lik bölümünün pozitif yük miktarı fazla olan çekirdeklerden ile %2’nin ise negatif yüklü olan elektronlardan oluştuğu bilinmektedir. Kozmik ışınlardan alınan radyasyon dozunun yüksekliğe göre değişimi Şekil 2’de sunulmuştur.



Şekil 2. Kozmik Işınlardan Alınan Radyasyon Dozunun Yüksekliğe Göre Değişimi (TAEK, 2010).

Karasal Radyasyon; radyoaktif grubunda olup yeryüzünde var olan elementlerin bozulması sonucu ortaya çıkan radyasyon türünü ifade etmektedir. Dünyanın kendi varlığının bir radyasyon kaynağı olduğu anlamına gelmektedir. Yerküre mineral, kaya ve toprak gibi, bünyesinde radyoaktif çekirdek içermektedir. Yeryüzünde varlığını sürdüren birçok izotop radyoaktiftir ve ışı yaparlar. Bu ışıma ile birlikte yerkürenin kendisinin sebep olduğu radyasyon miktarının artmasına neden olurlar. Karbon-14, Potasyum-40, Uranyum-238 ve Toryum-232 izotopları kaya ve toprakta bulunan radyasyona sebep olmaktadır. Toprak ve suda Uranyum-238 ve Toryum-232 izotopları çok az miktarda dağılmış şekilde bulunurken bunların aksine Potasyum-40 ve Karbon-14 tüm organik maddelerde bulunur ve buna bitki ve hayvanlar dâhildir. Radyasyonun doz hızına etkisi olan başka bir durum ise fosfatın gübre olarak kullanılmasıdır. Karasal radyasyona doğrudan maruz kalabileceği gibi radyoaktif izotopların solunumu ve besin tüketimi gibi yollarla vücuda etki ettiği belirtilmektedir.

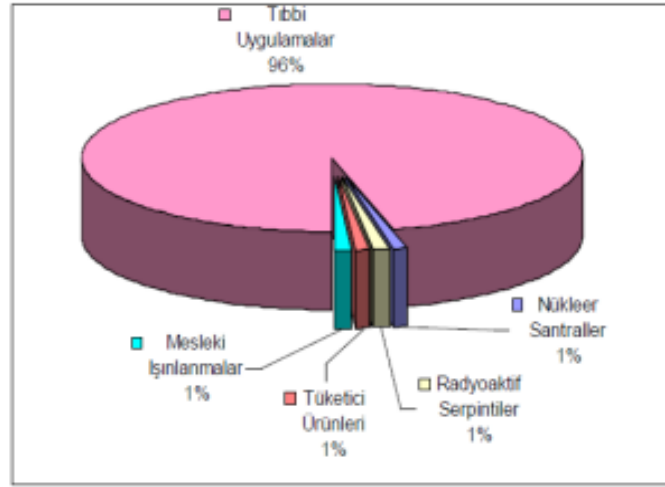
İçsel Radyasyon; Potasyum-40 ve Karbon-14 izotoplarının insan vücudu doğasında var olmasından dolayı içsel radyasyona insanlar varlığının doğaları gereği maruz kalırlar. Bireysel faktörlerle kişilerde bulunan doz miktarında değişimler görülmektedir. İç radyasyon kaynaklı miktarı ve seviyesi kozmik ve yerküre kaynaklı miktar seviyesinden oldukça düşüktür. Radyasyon yayan kaynaklar ve bunların yüzdelik dağılımları Şekil 3' te sunulmuştur.



Şekil 3. Radyasyon Yayan Kaynaklar ve Yüzde Dağılımları (TAEK, 2017).

Doğada kendiliğinden var olan bu doğal radyasyonların yanı sıra insan oğlunun ürettiği yapay radyasyonlarda varlığını sürdürmektedir. Bazı radyasyon kaynaklarının teknolojinin getirmiş olduğu yeniliklerle kullanılması yapay radyasyonların ortaya çıkmasını ve yayılmasını sağlamıştır. Teknoloji ile beraber kullanılan bu radyasyon kaynakları insanların yaptığı işlerin daha iyi, kolay ve düşük maliyetli olmasını ve hızlı yapılmasını sağlamıştır. Fakat bu yapay kaynaklı oluşan radyasyon türünün maruz kalınan doz miktarının ölçülebilir olması sebebiyle doğal radyasyon türlerine göre daha avantajlı sayılması söz konusu olmuştur. Yapay radyasyon doz miktarı kontrol edilebilir düzeydedir. Günümüzde var olan yapay radyasyon kaynaklarından bazıları şu şekilde ifade edilebilir:

- *Nükleer bomba çalışmaları sebebiyle oluşan radyoaktif serpintiler*
- *Nükleer kazalar esnasında ortaya çıkan serpintiler*
- *Nükleer reaktörlerin işletilmesi sırasında oluşan radyoaktif maddeler*
- *Bilim ve teknolojiye uygulanmakta olan iyonlayıcı radyasyon kaynakları*
- *Televizyon gibi iyonlaştırıcı ışık yayılmasına sebep olan cihazlar*
- *Duman veya yangın uyarıcıları gibi çeşitli aletlerde kullanılan radyoaktif kaynaklar* (Seven, 2011) yapay radyasyon kaynakları olarak belirtilir. Yapay radyasyon kaynakları ve yüzdeleri Şekil 4’te sunulmuştur.



Şekil 4. Yapay Radyasyon Kaynakları ve Yüzdeleri (TAEK, 2010)

Şekil 4’te görüldüğü üzere yapay kaynakları oluşturan bölümler beş başlıkta incelenmiştir. Bunlar; tıbbi uygulamalar, endüstriyel uygulamalar, nükleer serpinti, nükleer güç santralleri ve radyoaktif serpintilerdir.

Tıbbi uygulamalardan ortaya çıkan yapay radyasyon, hücre ve tümörlerin tedavisinde kullanılan görüntülemelerde ortaya çıkmaktadır. Görüntülemelerde işe yarayacak zararlı hücre ve tümörlerin sonlandırılma işlemlerinde kullanılan radyasyon tıp alanında teşhis ve tedavide önemli rol oynamaktadır (TAEK, 2017).

Makine aksamalarının, boru, buhar kazanları gibi her türlü endüstriyel malzemenin hatalı olup olmadığı X ve Gama ışınlarının kullanımı ile tespit edilebilmektedir. Yine bu bahsi edilen ışınlar kullanılarak birçok sanayi ürününün üretimi aşamasında seviye, yoğunluk gibi üretilen maddenin önemli değişkenlerinin ölçümleri yapılabilir (TAEK, 2017). Bu aşamalarda da yapay radyasyon meydana gelmektedir.

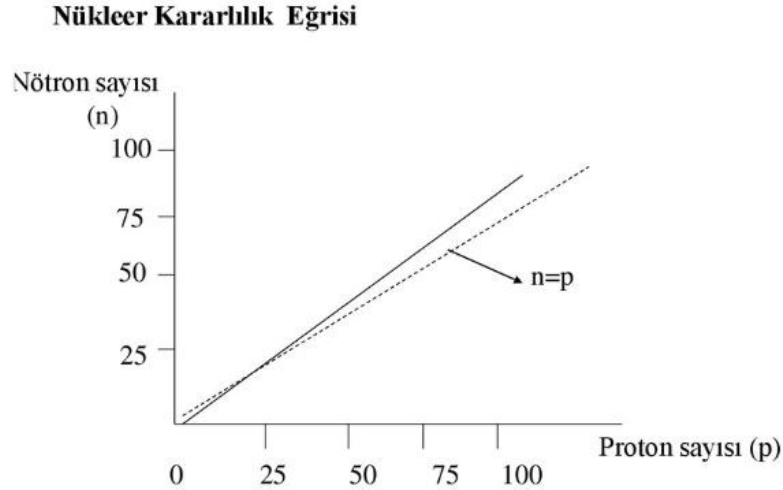
Yapay radyasyon kaynaklarından çevre kirliliğine sebep olan en büyük pay nükleer bomba denemeleri sonucunda oluşmaktadır. Nükleer bomba denemeleri sebebiyle atmosfere radyoaktif kaynaklar yayılmaktadır. Bu da çevre kirliliğini artıran bir unsur olarak ele alınmaktadır (TAEK, 2017).

Nötronların atomlara çarparak bölünmesini ifade eden fisyon ya da atomlarla birleşerek daha ağır atomlar meydana getirme süreci olarak ifade edilen füzyon

evrelerinde büyük miktarlarda nükleer enerji açığa çıkmaktadır. Bu enerji yapay radyasyon kaynakları arasında nükleer güç santralleri başlığı altında incelenmektedir (TAEK, 2017).

Televizyon, lamba filtreleri, televizyon gibi bazı tüketici ürünleri bünyelerinde az da olsa radyoaktif maddeler barındırmaktadırlar. Gübre ve kömürün yakıt olarak kullanılması esnasında 13 uranyum, radyum, potasyum-40 ve toryum içeren fosfatın kullanılmasıyla çevreye belli bir radyasyon dozu salınmaktadır (TAEK, 2017).

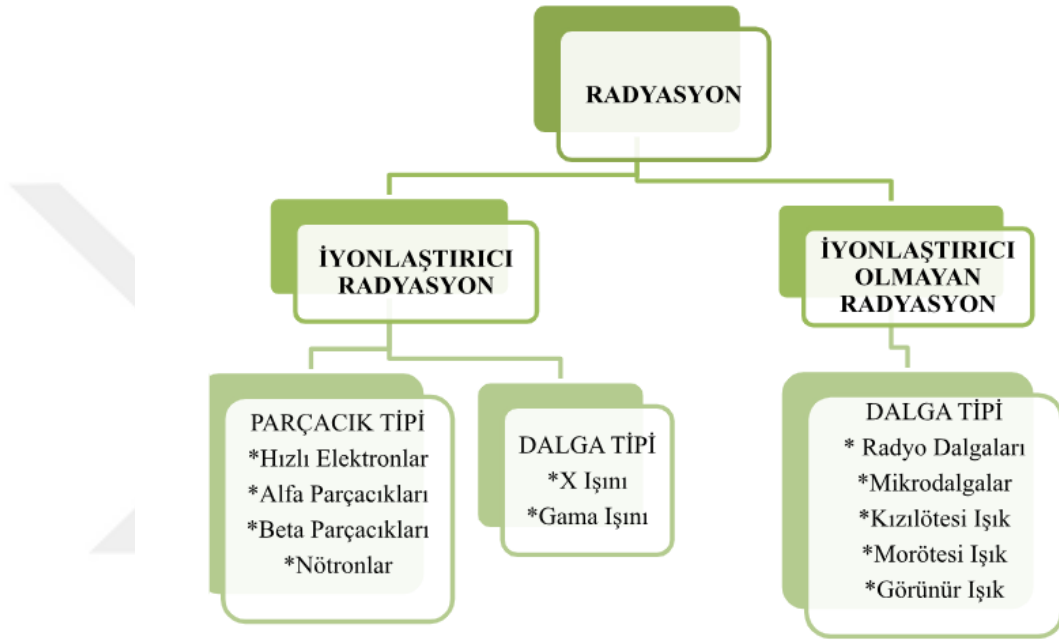
Radyasyonun asıl kaynağı kararsız olan çekirdeklerdir, çekirdek deki nötron ve proton oranının eşit ya da eşite yakın olmaması yani nötron sayısı ve proton sayısı arasında eşitlik olmaması atomların kararsızlık nedenidir. Bu kararsız atomlar, nötron ve proton dengesini sağlamak için fazla enerjilerini kaybederek kararlı hale geçmeye çalışırlar. Bu süreçte, enerjilerini farklı yöntemlerle kaybederek daha farklı elementlere dönüştürürler. Bu dönüşüm sürecinde ortaya çıkan enerji radyasyon olarak adlandırılır. Nükleer kararlılık eğrisindeki bu farklılaşma Şekil 5'te gösterilmektedir.



Şekil 5. Nükleer Kararlılık Eğrisi (Ceylan, 2019).

Şekil 5'te nötron ve proton sayısında eşitsizlikler görüldüğünde nükleer kararlılık eğrisinde sapmalar meydana gelmektedir. Nötron ve protonlarda görülen bu eşitlenme ve kararlı hale gelme çabası kararlılık eğrilerinde gösterilmektedir. Bu grafiklere bakarak kararlılıkları hakkında yorumlar yapılabilmektedir. Radyasyon iki

temel olmak üzere birçok basamağa ayrılabilir. Radyasyon sınıflamaları ile ilgili birçok tablo ve şekiller bulunmaktadır. Radyasyon çeşitlerine ilişkin sınıflama Şekil 6’da gösterilmektedir.



Şekil 6. Radyasyon Sınıflamaları (Bozbıyık, Özdemir ve Hancı, 2002)

Şekil 6’da da görüldüğü üzere Radyasyon temelde iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan olmak üzere iki kategoride ele alınmaktadır. Parçacık ve dalga tipi olmak üzere ikiye ayrılan atom veya molekülden elektron kopararak iyon oluşturan iyonlaştırıcı radyasyon diğeri ise iyon oluşumuna neden olmayan ve atom veya molekülden iyon oluşturmamayan iyonlaştırıcı olmayan radyasyondur. İyonize radyasyona göre daha düşük frekanslıdır ve canlılar için zararlı etkileri de aynı oranla daha az görülmektedir (Gökharman, Aydın ve Koşar, 2016).

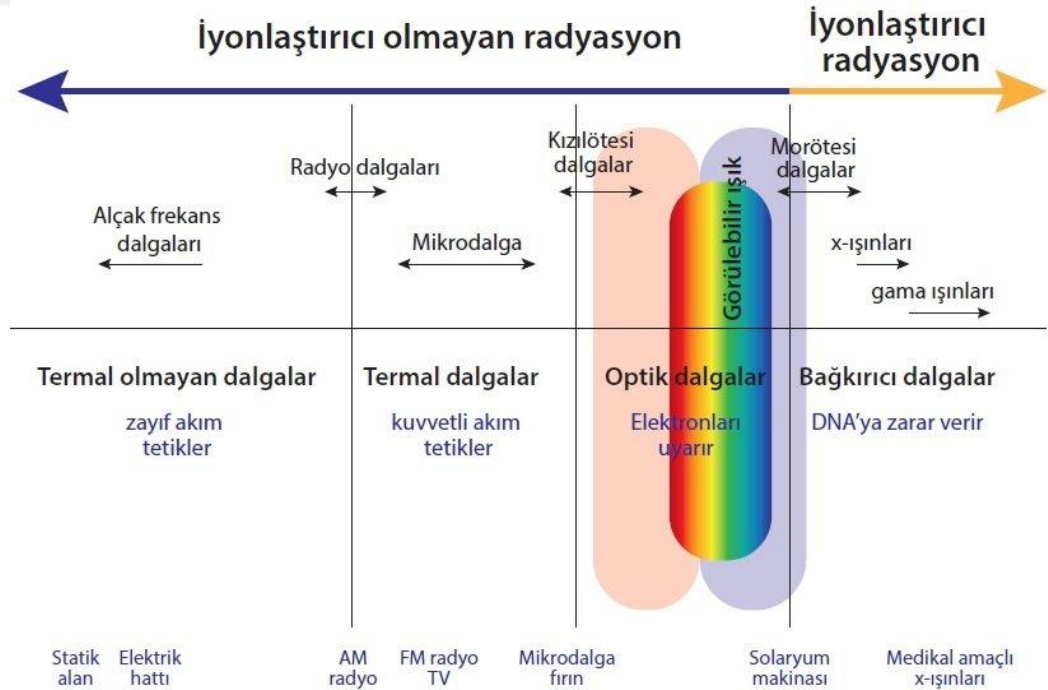
İyonlaştırıcı radyasyonlar, dalga tipi ve parçacık tipi olarak iki kategoride incelenir. Elektromanyetik dalgalar arasında γ ve X-ışınları bulunur, bu radyasyonlar, elektromanyetik dalgalar olup dalga boyları küçük enerjileri ve frekansları ise

yüksektir. Bu özellikleriyle, maddenin içine derinlemesine işleyebilir ve iyonizasyona neden olabilirler. Bu enerji veya parçacıklar, elektromanyetik dalgalar veya yüklü parçacıklar şeklinde olabilir ve bir kaynaktan çıkarak çevresine yayılırlar.

Elektromanyetik Radyasyon: Elektromanyetik dalgalar şeklinde yayılan enerjidir. Bu dalgalar, elektrik alan ve manyetik alanın birbirine dik ve aynı fazlı olarak dalgalanmasıyla oluşur. Dalga boyuna göre sıralayacak olursak elektromanyetik spektrumda radyo dalgaları, mikrodalgalar, kızılötesi ışık, görünür ışık, ultraviyole ışık, x-ışınları ve gama ışınları gibi çeşitli frekans aralıklarında bulunur.

Parçacık Radyasyonu: Yüklü parçacıkların hareketiyle taşınan enerjidir. Alfa parçacıkları, beta parçacıkları ve nötronlar gibi çeşitli parçacık türlerini içerir.

Her iki radyasyon tipi de çeşitli kaynaklardan gelir ve insan sağlığı üzerinde olumsuz etkilere sahip olabilirler. Maruz kalma süresi, yoğunluğu ve radyasyonun türü, etkileri üzerinde belirleyici rol oynar. Radyasyonun doğru bir şekilde anlaşılması ve uygun korunma önlemlerinin alınması hayati önem taşır. İyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan radyasyon etkilerine ilişkin görsel Şekil 7’ de sunulmuştur.



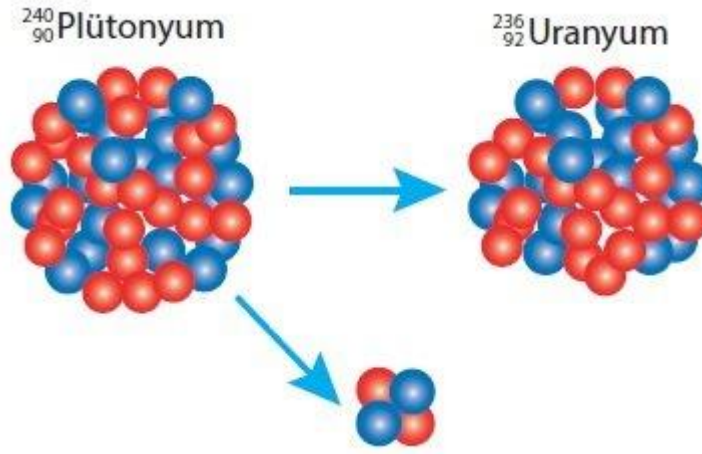
Şekil 7. İyonlaştırıcı ve İyonlaştırıcı Olmayan Radyasyon Etkileri

Şekil 7’de iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan radyasyon türleri, bunların kullanımı ile ortaya çıkan ışık biçimleri çeşitli aletler örnek gösterilerek verilmektedir. Bu tabloda dikkat çeken husus ortaya çıkan radyasyon etkileridir. Bağkırıcı dalgaların zararı diğerlerine göre daha ciddi olarak ele alınabilmektedir. Çünkü bu dalga türünün DNA’lar üzerinde zararlı olduğu görülmektedir. Radyasyonların insan sağlığını etkileyen önemli etkileri bulunmaktadır. Tüketim araçları, tıbbi uygulamalar ve endüstriyel alanlarda kullanılan materyal ve maddelerin ortaya koyduğu bu yapay radyasyonların ölçüm ve azaltılması daha kolay olarak değerlendirilmektedir.

2.1.1 Alfa parçacıkları

Parçacık ve elektromanyetik temel olmak üzere beş çeşit iyonlaştırıcı radyasyon türünün olduğu ifade edilebilir. Parçacık radyasyonlar proton ve elektron gibi parçacıklardan oluşmaktadır. Elektromanyetik radyasyonu ise fotonlar oluşturmaktadır. Sözü edilen farklı çeşitlerdeki iyonlaştırıcı radyasyon alfa parçacıkları, beta parçacıkları, gama ışınları, X-ışınları ve madde parçacığı olan nötronlar olarak sıralanabilmektedir (Beyzadeoğlu, Özyiğit ve Ebruli, 2010).

Alfa parçacığı, pozitif yüklü olan ve iki proton ile nötrondan oluşan bir helyum çekirdeği olarak tanımlanmaktadır. Atom numarası büyük olan izotoplar ile doğal radyoaktif atomlarda genellikle çekirdeğin parçalanması esnasında alfa yayılımı görülmektedir. Bu olay sırasında, çekirdek enerjisi serbest bırakılır ve alfa parçacığı, yüksek enerji seviyelerinden dolayı diğer maddelerle etkileşime girmeye yatkındır. Alfa bozunumu Şekil 8’de sunulmuştur.



Şekil 8. Alfa Bozunumu

Alfa parçacıkları beta radyasyonlarına oranla geçtikleri ortamlarda oluşturdukları iyonlaşma miktarı daha fazladır. Fakat girişimcilik açısından değerlendirildiğinde beta radyasyonları alfa radyasyonlarına oranla 100 kat daha fazla giricidirler. Alfa parçacıklarını ince bir kağıt parçası durdurabilirken, beta radyasyonu ince bir levha ile durdurmak mümkündür. Gama radyasyon ve x ışınları ise hem alfa hem de beta radyasyona göre madde içine nüfuz etme özellikleri daha yüksek olan iyonlaştırma etkileri ise daha az olan iyonlaştırıcı radyasyon çeşitlerindendir (Gökoğlan vd., 2020)

Yerkürede kendiliğinden doğal oluşumları sebebi ile radyoaktif olan maddelerin yayılımını gösterdikleri alfa parçacıklarının enerjileri genellikle 9MeV'in altındadır ve bunları kâğıttan bir tabaka gibi çok ince bir madde kalınlığı ile durdurabilmek mümkündür. Niceliksel olarak daha büyük elektrik yükleri olması sebebiyle madde içinden geçişleri esnasında yoğun bir iyonlaşma yaşayan alfa parçacıkları bu iyonlaşma nedeniyle enerjilerini çabuk tüketirler (Bozdemir, 2006)

Alfa ışımasının büyük bir kısmı, üzerimizdeki elbiseler ve derinin üst tabakası epidermis olarak adlandırılan bölge durdurur. Solunum veya sindirim sistemleri ile yahut canlı doku içerisine uygulanmasıyla oluşan canlı doku üzerinde kalması durumunda bireysel olarak ciddi riske sebep olmaktadır (Beyzadeoğlu, Özyiğit ve Ebruli, 2010; Togay, 2002).

Alfa parçacıkları, bulundukları tür olan doğal radyoaktif maddeler tarafından yayımlanan ışıınımlar içerisinde en düşük giriciliğe sahip olanlardır. 1903'te Rutherford, alfa parçacıklarının yükünün kütleyle oranını belirlemek için radyumun

bozunması sırasında oluşan alfa parçacıklarının elektrik ve manyetik alanlarda sapmalarını ölçerek ilk deneylerini gerçekleştirdi. Bu ilk deneylerin zorluğuna rağmen, Rutherford'un sonuçları, günümüzde kabul edilen değere yaklaşık %25 oranında daha yüksekti. 1909'da Rutherford, alfa parçacıklarının gerçekte helyum çekirdekleri olduğunu gösterdiği deneysel çalışmalarını yayımladı. Rutherford'un deneyinde, alfa parçacıkları, havası boşaltılmış ince duvarlı bir odanın duvarlarından nüfuz ederek içeri girmektedir. Üzerinden birkaç gün geçtikten sonra gerçekleştirilen atomik spektroskopi ölçümleri neticesinde odanın içinde helyum gazının varlığı saptanmıştır.

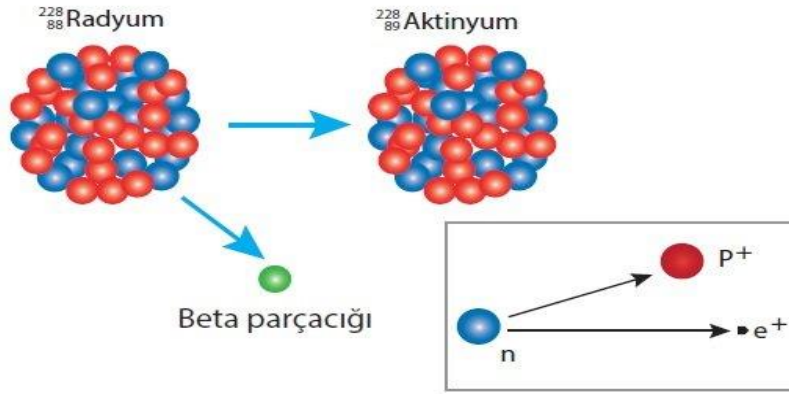
Ağır çekirdekler kararlı hale geçmek için alfa parçacığı yayımlarlar. Alfa parçacıkları, bir atomun çekirdeğinin parçalanması sırasında ortaya çıkan Helyum çekirdekleri olarak ifade edilir. Bir X çekirdeği alfa parçalanması yapar ise çekirdekten bir helyum kopar ve salınır. Çekirdeğin atom numarası $Z=2$, kütle numarası $A=4$ 'tür. Alfa parçalanmasını denklemi aşağıda belirtildiği şekli gösterebilir.



Denklem 1. Alfa Parçalanması

2.1.2. Beta Parçacıkları

Beta ışınları da alfa ışınları gibi bir atom çekirdeğinin parçalanması sonucu ortaya çıkar. Proton/Nötron oranının 1 e yaklaşması için atomun çekirdeğinden bir elektron ya da bir pozitron atılır. Çekirdeğin içerisindeki atom altı temel parçacık olan quark yapısının değişerek bir nötronun bir protona dönüşmesi sırasında bir elektron oluşur ve bu elektron atomun kendi yörünge elektronları değildir. Pozitronlar ise bu durumun aksine çekirdeğin içerisindeki bir protonun bir nötrona dönüşmesiyle oluşur. Beta parçacık oluşumuna ilişkin görsel Şekil 9'da sunulmuştur.



Şekil 9. Beta Parçacık Oluşumu

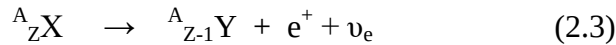
Beta parçacıkları, alfa parçacıkları ile karşılaştırıldıklarında onların yarısı kadar bir büyüklüğü ve nispeten daha fazla küçük olduğuna dair saptamalara ulaşılmaktadır. Bu durumda bir beta ile alfa parçacığı aynı enerjiye sahip olsa dahi, alfa parçacıklarına göre beta parçacığının hızlı hareket etmesine sebep olmaktadır. Sonuç olarak, beta parçacıkları, herhangi bir soğurucu madde içinde alfa parçacıklarına göre daha derinlere nüfuz edebilirler.

Bu bağlamda, nötronun protona dönüşmesi esnasında negatif (-) yüklü betalar yani negatron yayınlanır. Proton nötrona dönüşür iken ya pozitif (+) yüklü betalar yani pozitron yayınlanır ya da yörünge elektronlarından biri çekirdek tarafından kapılır. Çekirdekte oluşan elektronlar negatif (-) beta parçacıkları, pozitronlar ise pozitif (+) beta parçacıklar ifadesi kullanılır. Betaların ışıma denklemleri ise aşağıdaki gibidir. Beta'nın parçalanması



Denklem 2. Betanın Parçalanması

Beta (+) parçalanması (Proton Nötron)



Denklem 3. Betanın Parçalanması

2.1.3. X Işınları

X ışınlarının tarihi, 19. yüzyılın sonlarına dayanır. Alman fizikçi Wilhelm Conrad Röntgen, 1895'te çalışmaları sonucunda keşfetmiştir. Röntgen, katı maddelerin içinden geçerek fotoğraf plakalarını etkileyen bu ışınları keşfettiğinde, bu

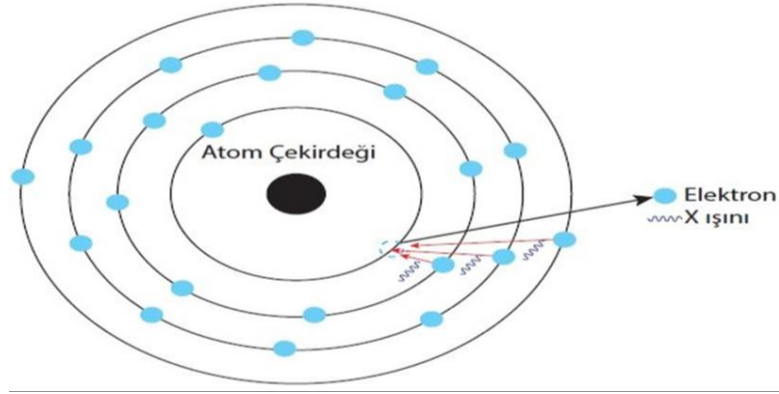
ışınlar hakkında pek bilgi sahibi değildi. Ancak, keşif, tıp, endüstri, arkeoloji ve diğer birçok alanda farklı uygulamalarda kullanıldı.

X ışınları, elektromanyetik spektrumun yüksek enerji bölgesinde yer alan bir çeşit elektromanyetik dalga radyasyondur. Yüksek enerjili elektronların kendi yörüngesinden daha düşük enerjiye sahip bir yörüngeye düşmesi sonucunda yayılan elektromanyetik radyasyonlardır. Bu yörünge geçişlerinin sonucunda, atomdan yörüngeler arası enerji farkına eşit enerji taşıyan bir foton salınır ve aynı foton X ışınları olarak adlandırılır. X ışınları, çeşitli medikal ve endüstriyel uygulamalarda kullanılmaktadır. Özellikle tıpta, röntgen cihazlarında yaygın olarak kullanılmaktadırlar.

X-ışınlarının dalga ve parçacık olmak üzere iki farklı özellik gösterdikleri ve çift karakterli oldukları ifade edilmektedir. Ayrıca doğal ve yapay olmak üzere iki tür olarak incelenebilmektedirler.

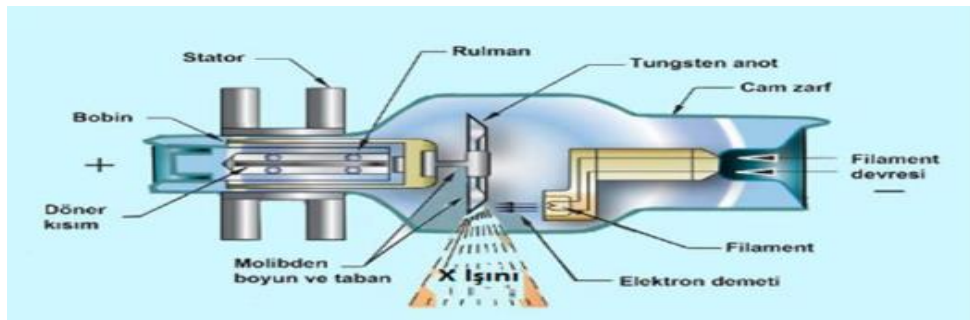
Doğal X-Işınları; bu ışınlar nükleer olaylardan kaynaklı ve atom çekirdeği ile ilgilidir. Nükleer olaylar olarak alfa bozunumu, beta bozunumu, iç dönüşüm ve kabuktan elektron yakalanması gibi olay süreçlerini kapsamaktadır. Atom içerisinde elektronlardan biri enerji katmanından ayrıştırılıp geldiğinde, daha yüksek frekanslı elektron parçaları bu boş kalan yere taşınım göstererek bu süreci tamamlamaktadırlar. Bu koparılma ve yerine geçme sürecinde açığa çıkan enerjinin bir kısmı X-ışını şeklinde dışarı salınmaktadır. Astronomik gibi doğal süreçlerden kaynaklı olan bu ışınlar insanları etkileyebilmektedir.

Yapay X-Işınları; Fotonlarla madde etkileşimi sonucunda oluşan ve radyoaktif kaynaklar ile hızlandırılmış parçacıklardan oluşmaktadır. Burada maddenin fotonla etkileşiminden dolayı sürekli X-ışınları ve karakteristik (çizgi) ışınları oluşmaktadır. Yapay X-ışınları ise X-ışını tüpleri gibi teknolojik cihazlardan yararlanılarak elde edilir. X-ışının yayım mekanizmasına ilişkin görsel Şekil 10' da sunulmuştur.



Şekil 10 . X-ışının Yayım Mekanizması

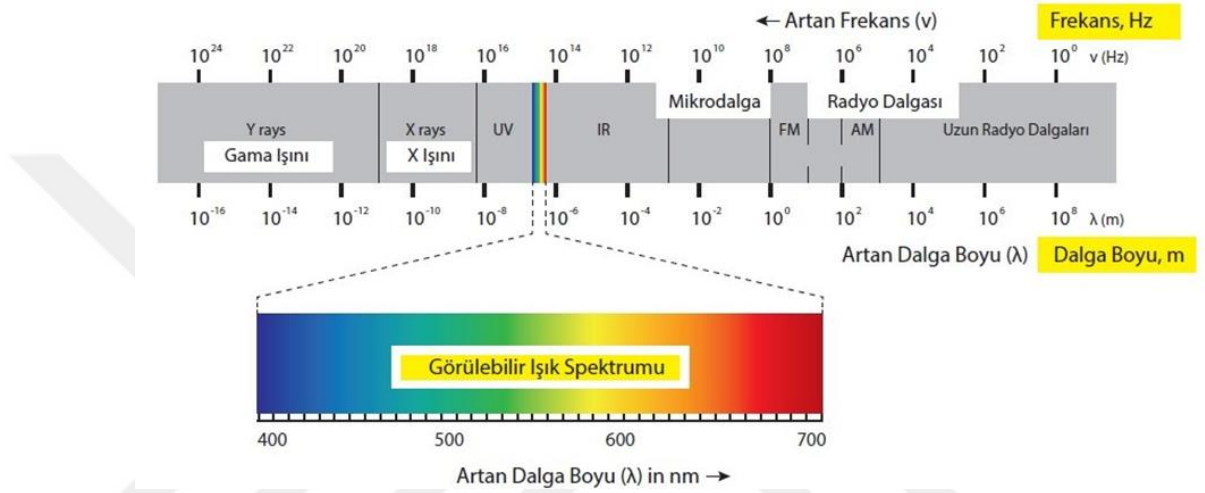
X-ışını tüpü adı verilen teknolojik cihazdan yararlanılarak X- ışınları elde edilir. Bu radyasyon türü havası alınmış tüp içerisinde katot uçtan çıkan elektronların yüksek gerilimle hızlandırılan büyük atom numarasına sahip anot iletenine çarpması sonucu elde edilen bir ışıdır. Kullanılan tüplerin havası alınmıştır. Bu ışının elde edilmesi sürecinde atomlar iç yörüngelerinde bulunan elektronların arasında elektronik geçişler meydana gelmektedir. Bu elektronik geçişler anot metaline çarpması sonucu oluşmaktadır. Bu geçişleri simgeleyen görsel Şekil 3’te verilmiştir. Tüp kullanılmasının ana amacı elektronlarda var olan kinetik enerjiyi elektromanyetik enerjiye dönüştürmektir. Termal enerjiye hedef madde elektronların uyarılması, çekirdeğin yörünge elektronları ile etkileşimi ise X- ışınlarının ortaya çıkmasına neden olmaktadır. Tüp içerisinde, anottan ortaya çıkan X-ışınları genellikle elektron geliş doğrultusunda 90 derece açıyla yayılır ve X ışınlarına hedef yön doğrultusunda ilerlemesi için katoda istenilen seviyede eğim verilir. X- ışını tüpüne ait görsel Şekil 11’de sunulmuştur.



Şekil 11. X-ışını Tüpüne Ait Görsel (Url-2, 2023)

2.1.4. Gama Işınları

Gama ışınları, atom çekirdeklerinden yayılan yüksek enerjili elektromanyetik radyasyon türüdür, atom çekirdeklerindeki radyoaktif bozunma süreçleri sonucunda meydana gelir. Atom çekirdeklerindeki yüksek enerji, atomun daha kararlı bir yapıya ulaşması için yüksek enerjili fotonlar şeklinde ortama yayılır. Bu serbest bırakılan enerji, gama ışınları olarak bilinir. Elektromanyetik Dalga Spektrumuna ilişkin görsel Şekil 12’de sunulmuştur.

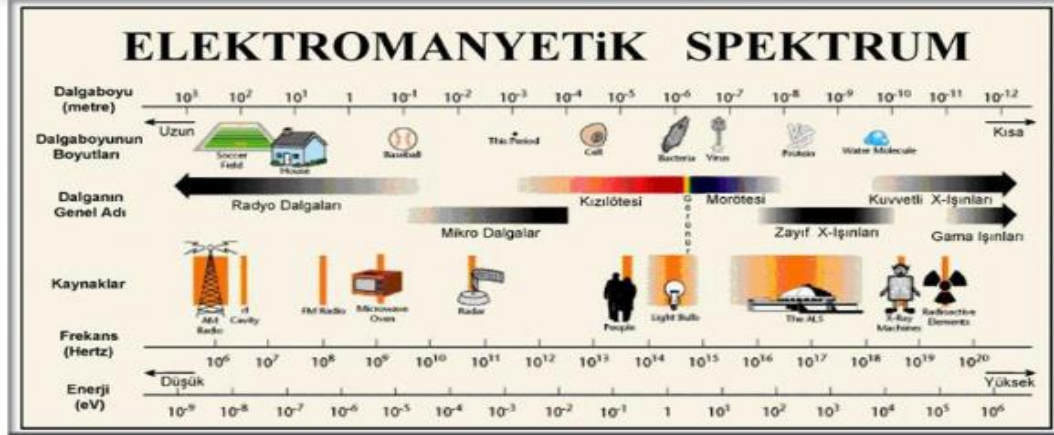


Şekil 12. Elektromanyetik Dalga Spektrumu

Genellikle nükleer bozunma süreçlerinin bir sonucu olarak ortaya çıkarlar. Örneğin, alfa veya beta bozunması gibi diğer radyoaktif bozunma süreçlerinde, çekirdeklerdeki enerji fazlalığı gama ışınları olarak açığa çıkar. Ayrıca, nükleer fisyon veya füzyon gibi yüksek enerjili nükleer reaksiyonlar da gama ışınlarının oluşumuna yol açabilir.

Gama ışınları, elektromanyetik spektrumun en yüksek enerjiye sahip bölgesinde yer alır. Bu nedenle, çok yüksek frekans ve enerji ile derinlere nüfuz etme yeteneklerine sahiptirler. Bu özellikleri, gama ışınlarının çeşitli endüstriyel, tıbbi ve bilimsel uygulamalarda geniş bir kullanım alanı sağlar. Bu ışınlar, radyoaktif bozunma süreçlerinin bir sonucu olarak ortaya çıkar ve genellikle atom çekirdeklerindeki dengesizliklerden kaynaklanır. Gama ışınları, X ışınlarından daha yüksek enerjiye sahip oldukları için giricilikleri de daha fazladır.

Gama ışınlarına ait dalga boyu elektromanyetik dalga spektrumunda “X” ışınları gibidir. Çünkü ışıktan veya radyo dalgalarından çok daha kısıdır. Gama ışınları ve X-ışınları arasındaki temel fark, “ γ ” ışınları çekirdekten yayınlanır, X-ışınları elektronik geçişlerden kaynaklanır. Enerji spektrumuna ilişkin görsel Şekil 13’te sunulmuştur.



Şekil 13. Elektromanyetik Radyasyonun Enerji Spektrumu (Seyrek, 2007)

Evrende en sıcak bölgelerde üretilen ışığın enerjik formları gama ışınlarını oluşturmaktadır. Aynı zamanda uzayda bulunan radyoaktif maddelerin patlama ve parçalanma gibi süreçlerle bozunmaları sonucunda oluşmaktadır. Kara delikler, pulsarlar, nötron yıldızları ve süpernovalar bütün evrenin gama ışın kaynağı olarak ifade edilmektedir. Gama ışınları evrende çok geniş mesafelerden yayılmak suretiyle yerküreye gelirken, yalnızca yerküre atmosferinde soğrulmaktadır. Işığın değişik dalga boyları atmosferi delerek farklı derinliklere ulaşabilmektedir (Akkoyun, 2006).

Gama ışınlarının kaynaklarına bakıldığında evrende birçok değişik işlemlerin bulunduğu görülmektedir. Bu işlemler şu şekilde ifade edilebilir (Akkoyun, 2006):

- Yüksek enerjili olan bir parçacığın, başka bir parçacıkla çarpışması,
- Bir parçacık ile onun karşıtı bir parçacığın birbirlerini yok etmesi,

Radyoaktif bozunma,

- İvmelendirilmiş yüklü parçacıklar şeklinde üç tür halinde gösterebilmektedir.

Gama ışınlarının tıbbi, endüstriyel ve bilimsel alanlarda birçok uygulaması vardır. Örneğin, kanser tedavisinde kullanılan radyoterapi yönteminde gama ışınları kullanılır. Ayrıca, endüstriyel yoğunluk ölçümlerinde, radyoaktif maddelerin tespitinde ve malzeme analizinde de yaygın olarak kullanılırlar.

Tez içeriğinde, gama ışınlarının oluşumu, özellikleri, etkileşimleri ve zırhlanması gibi konular detaylı bir şekilde incelenerek farklı malzemelerin gama ışınlarını absorbe etme yetenekleri üzerine yapılan araştırmalar da tez kapsamında önemli bir yer tutmaktadır. Bu çalışmalar, gama ışınlarının etkilerini azaltmak veya önlemek için kullanılabilecek etkili zırh malzemelerinin geliştirilmesine katkı sağlayabilir.

2.1.5. Nötronlar

Nötronlar, atom çekirdeklerinde bulunan kuark yapıları nedeniyle yüksüz parçacıklardır. Nötron radyasyonu, genellikle çeşitli nükleer reaksiyonlarda veya radyoaktif bozunma süreçlerinde ortaya çıkar. Bu tip radyasyon, özellikle yüksek enerjili nükleer reaksiyonlardan kaynaklanır. Örneğin, nükleer fisyon veya füzyon gibi süreçler sırasında meydana gelen nötronlar, çevrelerindeki maddelerle etkileşime girerek nötron radyasyonuna yol açarlar. Nötronların genel özelliklerini veren bazı bilgiler Tablo 1’de gösterilmektedir.

Tablo 1. Nötronların genel özellikleri (<http://tr.wikipedia.org/wiki/nötron>)

Sınıfı	Baryon
Bileşimi	Bir yukarı, iki aşağı
Ailesi	Fermiyon
Grup	Kuark
Etkileşimi	Yer çekimsel, Elektromanyetik, Güçsüz, Güçlü
Anti-parçacığı	Anti-nötron
Keşfi	James Chadwick (1932)
Sembol	N, n0
Kütle	$1,674\,927\,29(28) \times 10^{-27}$ kg
Ortalama Yarı Ömrü	885, 7(8) s (serbest)
Elektrik yükü	0 Coulomb
Elektrik Dipol Moment	$< 6,3 \times 10^{-26}$ e cm
Elektrik Polarizesi	$1,16(15) \times 10^{-3}$ f m ³
Manyetik Moment	-1,913 0427(5) Mn

Manyetik Polarizesi	$3,7(20) \times 10^{-4} \text{ fm}^3$
Spin	$\frac{1}{2}$
İzo-Spin	$\frac{1}{2}$
Parite	+1

Farklı nükleer reaksiyonlar sonucunda nötronlar elde edilebilirler. Nükleer reaksiyonlar sonucunda ortaya çıkan nötronların ölçümlerde genellikle yüksek enerjili olduğu görülmektedir. Yüksek enerjili olarak ölçümü geliştirilen bu nötronların farklı enerjilere dönüştürülebilmesi için madde atomları ile çarpıştırılma yöntemi kullanılabilir. Bu sayede daha düşük enerjili nötronlara ulaşılmış olunur. Nötronları enerjilerinin seviyelerine göre yapılan sıralama şu şekilde ifade edilebilir;

- | | |
|-----------------------------------|---|
| 1. Soğuk nötronlar | $E < 0,003 \text{ eV}$ |
| 2. Yavaş (termal) nötronlar | $E \cong 0,003 \text{ eV} - 0,4 \text{ eV}$ |
| 3. Yavaş (epitermal) nötronlar | $E \approx 0,4 \text{ eV} - 100 \text{ eV}$ |
| 4. Orta nötronlar | $E \cong 100 \text{ eV} - 200 \text{ keV}$ |
| 5. Hızlı nötronlar | $E \cong 200 \text{ keV} - 10 \text{ MeV}$ |
| 6. Yüksek Enerjili (Rölativistik) | $E > 10 \text{ MeV}$ |

Nötronlar, yüksüz oldukları için maddenin içinden geçerken atomları iyonlaştırmazlar; ancak çekirdeklerin nötronların çekirdekler tarafından soğurulması veya nötronların protonlar ve elektronlar veya anti protonlar ve pozitronlar olarak bozunması gibi ikincil süreçler sonucunda iyonlaşma meydana getirebilirler. Nötronlar, yüksüz olduklarından elektriksel kuvvetinden etkilenmedikleri için madde içinde derinlere nüfuz edebilirler ve maddenin içinden geçerken iyonlaşma için enerji harcamazlar. Bu durum, nötronların zırhlanmasını zorlaştırır ve geleneksel koruyucu malzemelerle kıyaslandığında farklı bir yaklaşım gerektirir.

Nötronların gelişimi ve var olan özelliklerinin belirlenebilmesi için tarihsel bir süreç ön plana çıkmaktadır. Fizikçiler atom çekirdeğinin keşfini takip eden 20 yıl boyunca var olan tüm elementlerin çekirdeklerinin elektronlardan ve hidrojen çekirdeklerinden oluştuklarını benimsemişlerdir. Helyum, 4 atom ağırlığına, 2 atom numarasına sahip bulunurken, $4-2=2$ elektron birimlik çekirdek yükü verebilmek

için, çekirdek 4 proton ve 2 elektrondan oluşmalıdır düşüncesi bulunmaktadır. Benzer şekilde 16 atom ağırlıklı olmakla birlikte 8 atom nolu oksijen çekirdeğinin 16 protondan, 8 elektrondan oluştuğu varsayılmaktadır. Bunların 4 alfa parçacığı şeklinde toplanabilecekleri ilgili dönem fizikçilerin de yaygın olan bir düşünce olmuştur.

20 yıl boyunca benimsenen bu düşüncenin doğruluğunun ispat edilebilmesi için çekirdeğin parçalanarak içinde neler olduğunun saptanması gerekmiştir. Bu gereklilikle ilk çekirdek parçalama çalışmalarına başlanmıştır. Bilinen ilk çekirdek parçalama olayı 1917 yılında Rutherford tarafından başlatılmıştır (Weinberg, 2002). Çekirdek parçalama çalışmaları ile yüksüz bir çekirdeğin parçacığına ulaşılması 1932 tarihinde Cavendish Laboratuvarında, James Chadwick tarafından yapılmıştır.

H. Becker ve W. Bothe 1932 yılından kısa bir süre önce alfa parçacıklarının hafif elementlerin bir ışık yaydıklarını bulmuştur. Bu çekirdeğin parçalanmasına ilişkin gelişmeleri etkilemiştir. Bulunan bu ışının çok daha fazla nüfuz edici olduğu görülmüştür. Dönemin bilim adamları bu ışınların X, Gama ve ışık gibi elektromanyetik ışınlar olduğunu düşünmüşlerdir. Daha sonra geliştirilen çalışmalarla Frederic ve Irene Joliot-Curie hidrojeni bol olan bir maddeye yüklendiğinde o maddeden proton çıkışlarının olduğunu gözlemlemiştir. Son raporlamasını yapıp Royal Society raporlarında yayınlamıştır. Bu yayınlamada bulunduğu bu yüksüz parçacığa şu anki adı da olan nötron ismini vermiştir. Rutherford da Chadwick de nötronun kendi başına temel bir parça olmadığı görüşüne hâkimdiler. Hyakim olan bu görüşe bakıldığında nötron ile bilgilerin kütle temelli olduğu düşünülmüştür. Sanki nötronun kütlesi elektron ve proton toplamına göre daha az gibidir. Ulaşılan bu düşüncelerin doğrulanması ve ispatlanması gereklidir. Chadwick yayınladığı makalede nötronun rolü ile ilgili teorilerine yer vermemiştir.

Nötronlarla ilgili olan problem kuantum mekaniğinin öncüsü olmuştur. Alman kuramcı W. Heisenberg tarafından ele alınarak üzerinde çalışmalar yapılmıştır. Heisenberg o dönemlerde ünlü bir dergide makale yazarı olan fizikçidir ve makalesinde çekirdeğin, proton, elektron ve nötronlardan oluştuğunu bu parçacıkların da elektron alışverişleriyle birbirine tutunduklarını ifade etmiştir. Bu görüşe göre bir nötrona elektron verildiğinde proton haline döner, bu proton ise bir başka proton tarafından tutulduğunda tekrar nötron haline gelir. Bu şekilde elektron

alışverişi gerçekleşmektedir. Bu görüşün neticesinde çekirdeğin proton ve elektrondan oluştuğu sonucu ortaya çıkmaktadır.

Çekirdeğin yapısı ile ilgili ulaşılan bu sonuca o dönemde itirazlar başlamıştır. 1929 yılına gelindiğinde Gerhard Herzberg ve Walter Heitle azot ve oksijen gibi iki atomlu moleküller üzerinde çalışarak atom sayısının çekirdekle alakalı olduğunu kanıtlamaya çalışmışlardır. Ayrıca bu atomların oluşumunda meydana gelen ışımalara dikkat çekmişlerdir.

Çekirdekleri çift sayıda temel parçacıklar içeren iki özdeş çekirdekli molekülde, özdeş olmayan çekirdek çiftinde var olan moleküller enerji düzeylerinin yarısı bulunmamaktadır. Çekirdekler özdeş olmakla birlikte, her birisi tek sayıda parçacık içermekte ise, bu enerji düzeylerinin diğer yarısı bulunmamaktadır. Bu kurala bakıldığında, oksijen çekirdeğinin çift sayılı parçacık içerdiği bulunmuştur. Bu durumun şaşılacak bir yanının bulunmamasına rağmen, 16 atom ağırlığıyla ve 8 atom numarasıyla, oksijen çekirdeğinin 16 proton, $16-8=8$ elektrondan meydana geldiği düşünülmüştür. Bu da toplam olarak $16+8=24$ parçacık ortaya çıkararak çift sayı vermektedir. Herzberg ve Heitler, azot çekirdeğinin de çift sayıda parçacıktan oluşması gerektiğini söylediğinde sürpriz ortaya çıkmıştır. Azot 14 atomdan oluştuğu ve 7 atom numarasını aldığına göre, çekirdeği yalnızca elektron ve protondan oluştuysa 14 protona ve $14-7=7$ elektrona sahip olmalarıdır. Bu da toplamda $14+7=21$ eder ki ortaya çıkan tek sayıdır. N_2 molekül spektrumundan çıkan neticeyle çelişmektedir. Bu durumda çözüm, aynı elektron ve proton gibi nötronu temel bir parçacık olarak kabul etmektir.

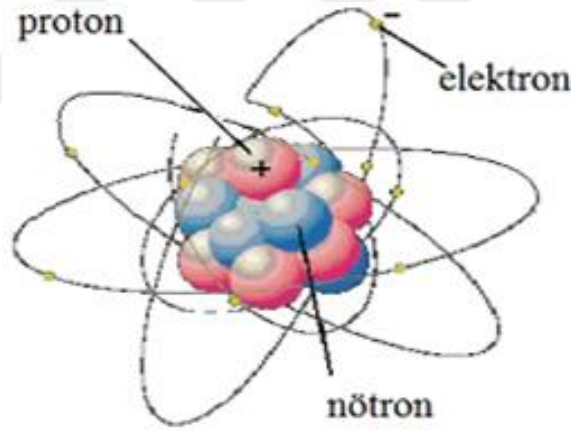
Son yıllarda nötronlarla ilgili çalışmalar niceliksel olarak artmış ve daha fazla önem kazanmıştır. Nötronlar kendilerinde elektrik yükleri taşımazlar. Bu sebeple çekirdek etrafında oluşan enerji ve elektrikten etkilenmezler. Bu sebeple nötronlar yapılan ilk çalışmalarda Rutherford'un işaret ettiği gibi ağır çekirdeklerin içine hızla nüfus edebilirler, kolayca ilerleyip ve çekirdek parçalanmalarına neden olabilirler.. Nötronların ağır çekirdekleri fisyonu uğrattıkları, 1938 yılında Fritz Strassmann ve Otto Hahn tarafından keşfedilmiştir. Her fisyon birden fazla nötron üretir, böylece çekirdek zincir tepkimesi mümkün olmaktadır. (Weinberg, 2002).

Nötron radyasyonunun etkilerini azaltmak için hidrojen içeren maddeler sıklıkla kullanılır çünkü hidrojen, nötronları soğurarak enerjilerini azaltabilir. Ayrıca,

bor, lityum gibi yüksek soğurucu özelliklere sahip malzemeler de nötronların soğurulmasına katkıda bulunabilir.

Nötron radyasyonu, endüstriyel, tıbbi ve bilimsel alanlarda çeşitli uygulamalarda kullanılmaktadır. Ancak, bu tür radyasyonun kontrol edilmesi ve etkilerinin azaltılması önemlidir. Bu nedenle, insanları, çevreyi ve malzemeleri koruyacak etkili zırh malzemelerinin geliştirilmesi büyük önem taşır.

Nükleer fizik ve enerjide, ağır çekirdeklerin fisyonunu başlatmak, elementlerin dönüşümünü gerçekleştirmek gibi amaçlarla kullanılır; katı maddelerin kusurlarını bulmak, nesnelerin içsel düzenini anlamak için kullanılır; tıpta tümörlerin ışınlanması ve radyoterapisi için kullanılır; jeolojide derin kayıt alımı için kullanılır, gümrük kontrollerinde radyoaktif malzemeleri ve diğer izinsiz nesneleri tespit etmek için kullanılır, vb. Bu amaçla, özel nükleer reaktörler ve yüklü parçacık hızlandırıcıları gibi çeşitli nötron radyasyonu kaynakları kullanılır.



Şekil 14. Atomdaki Nötronlar

2.1.6. Radyasyonun Etkileri

Radyasyonun etkilerinin ölçülmesi için radyasyonla ilgili bazı bileşenlerin özelliklerinin bilinmesi gerekmektedir. Öncelikle radyasyonun türü ve enerjisinin bilinmesi gereklidir. Bunun yanı sıra radyasyonun etki ettiği biyolojik dokunun da türünün bilinmesi etki ölçümü için gerekli olan koşullardandır. Biyolojik dokuya yüksek enerji geçişini sağlayabilen alfa parçacığı, proton ve nötron gibi parçacıklar beta parçacığı, X-ışını ve gamadan daha fazla zarar verebilmektedir.

Radyasyonun biyolojik etkisinin incelenebilmesi için hücresel ve doku ve organ etkileşimi olmak üzere iki alt sınıflama yapılabilmektedir.

2.1.6.1. Radyasyonun Hücresel Etkisi

İnsan vücudundaki hücrelerin yapısı çekirdek ve sitoplazmadan oluşmaktadır. Hücre çekirdekleri içerisinde DNA'lar ve bu DNA'lar içerisinde de kromozomların olduğu bilinmektedir. Radyasyon etkisi ile DNA düzeninde zararlı sonuçlar görülebilmekte DNA da var olan kromozomlar etkilenebilmektedir. Bu zararlı etkiler iyonize edilmiş radyasyon kaynaklı olduğu görülmektedir. Bazen DNA yapısının bir ipliğine bazen de iki ipliğine zarar verebilmektedir.

Radyasyon tarafından DNA üzerinde görülen zarar doğrudan ve dolaylı olmak üzere iki grupta incelenmektedir. İyonize parçacık veya fotonun Compton saçılması veya fotoelektrik etkileşimi sonucunda ortaya çıkan elektron ile etkileşime giren DNA'nın yapısının bozulması doğrudan etki olarak adlandırılmaktadır. Buna alternatif olarak hücrelerdeki su molekülleriyle radyasyon etkileşime girebilir ve su molekülünden elektron kopararak oluşturulan bir serbest radikal DNA ile etkileşime girebilir. Bu şekilde gerçekleşen etkileşim, radyasyonun dolaylı etkisi olarak adlandırılmaktadır.

Doğrudan ve dolaylı yaşanan bu etkileşimlerin DNA üzerinde yarattığı tahribat önemlidir. Eğer DNA'nın bu etkileşimler sonucunda bir ipliğinde zarar oluşmuşsa bunun kendini yenileme ihtimali varken iki iplikte oluşmuşsa kendini yenileme ihtimali de artarak hücre ölümü gerçekleşmektedir. Hücrenin ölümü veya tamirinin gerçekleşmediği durumlarda hücre mutasyona uğramaktadır. Bu uğradığı mutasyon, genetik zarara veya kansere sebep olmaktadır. Hücreyi radyasyona karşı daha hassas hale getiren hücre içinde birçok molekül mevcuttur. Örneğin oksijen, radyasyonun dolaylı etkisinde artışa sebep olmaktadır ve bunu DNA'nın zarar gören tek ipliğine serbest radikalin bağlanmasını sağlayıp tamir olmasını engelleyerek gerçekleştirmektedir. Bu olay çoğunlukla yüksek enerji geçişi sağlamayan, elektron, foton etkileşimleri sonucunda gerçekleşmektedir ve bu şekilde hücrede oksijen miktarının fazla olması DNA'nın gördüğü zararı artırmaktadır. Bunun yanı sıra, hücreyi daha korumalı hale getiren birçok molekül de mevcuttur. Proteinleri oluşturan aminoasitlerden biri olan sistesin buna bir örnektir. Oluşan serbest

radikallerle etkileşime girip DNA'nın zarar gören kısmına bağlanmalarını önlemektedir ve herhangi bir bağlayıcı ile etkileşime girmediğinden tek ipliği kırılmış DNA tamir olabilmektedir ve ölümü gerçekleşmemektedir (Podgorsak, 2010; Powsner, Palmer ve Powsner, 2013).

2.1.6.2. Radyasyonun Doku ve Organ ile Etkileşimi

İnsan vücudunda var olan dokularda sürekli olarak bir hücre yenilenme akışı mevcuttur. Bazı hücreler ölür bazı hücreler yenilenir. Eğer vücuttaki bu yenilenme sürecinde denge kaybı olursa hücre birikmesi gerçekleşir bu da kanser hastalığının ortaya çıkmasına sebep olmaktadır. İnsan vücudundaki bu dengenin bozulmasına sebep olabilen faktörlerden birisi de radyasyondur. Radyasyon ile etkileşime girdiğinde mutasyona uğrayan hücrelerin sürekli çoğalacak bir duruma gelmesi sonucunda vücutta birikip tümör oluştururlar. Radyasyon hücre birikmesine neden olarak dolaylı yoldan kanser oluşumunu tetiklese de aynı zamanda kanser tedavisinde de kullanılan yöntemlerden birisidir. İnsan vücudunun herhangi bir bölgesinde kanser oluşabilmektedir. Örneğin, tiroit dokusunda birçok farklı kanser oluşmaktadır. En yaygın olanı papiller tiroit kanseridir. Radyasyondan kaynaklanan kanserlerinin %90'ı bu tip kanserdir. Yavaş büyüyen bir kanserdir ve kadınlarda daha yaygındır. %80'inde tiroidin içinde birden fazla merkezli olarak dağılmaktadır. Tiroitte gerçekleşen kanserler bütün kanserlerin %1'e denk gelmektedir. Büyük çoğunlukla erken teşhis edilebilmektedir ve kanserin ölüm oranı %0,5'tir. Radyoterapi ile tedavi edilebilmektedir. Çoğunlukla radyoaktif iyot ($I-131$) kullanılmaktadır. Bu radyoaktif malzeme dışında, $Co-60$, 4-6 MV xışınları ve 9-15 MeV elektronlar da kullanılabilmektedir (Beyzadeoğlu, Özyiğit ve Ebruli, 2012).

2.2.Fotonların Madde İle Etkileşimi

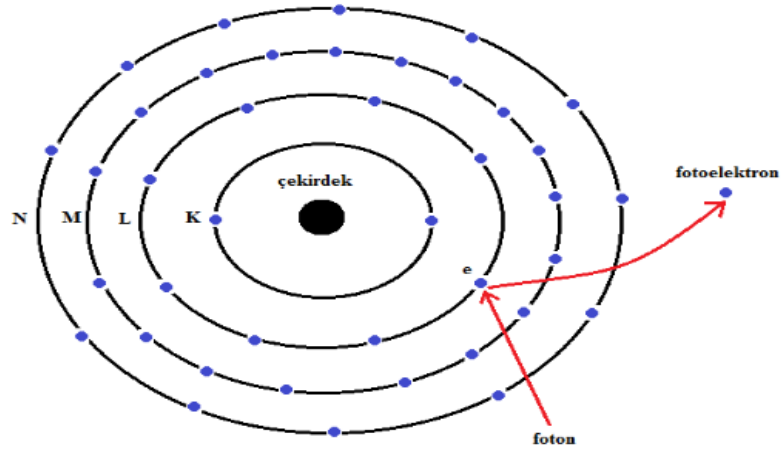
Foton, elektromanyetik dalgayı taşıyan en küçük enerji paketçigidir, şeklinde tanımlanabilir. Bir fotonun enerjisi, $E=hf$ bağıntısı ile hesaplanır. Burada h , Planck sabiti iken; f , fotonun frekansıdır. Elektromanyetik spektrumda ışığın yüksek frekanslarda (Gama ışını, X ışını gibi) dalga özelliğinden daha çok tanecik özelliği ön plana çıkar. Giricilikleri ve madde ile etkileşimi de artar. Elektromanyetik

radasyunun madde ile etkileşiminin en önemli üç olayı ise; Fotoelektrik Olay, Compton Saçılması ve Çift oluşumu olaylarıdır.

2.2.1.Fotoelektrik Olay

Fotoelektrik olay, iletken yüzeye düşen elektromanyetik ışığın, bu yüzeydeki elektronları serbest bırakarak fotoelektronların meydana gelmesine neden olan bir fiziksel olaydır. Bu olayın keşfi, Albert Einstein tarafından ışığın kuantum teorisine dayalı bir açıklamasıyla gerçekleşmiştir.

Fotoelektrik olayın x-ışınlarının düşük enerjili olanlarında daha fazla görüldüğü bilinmektedir. Fotonun soğrulması ise tıbbi görüntülemelerde diğer süreçlerden daha baskın olarak ilerlemektedir. Bu özellikleri ile birlikte fotoelektrik etkileşimin atom numarası arttıkça yükseldiği bilinmektedir. İnsan vücudunda yumuşak dokulara göre kemiğin sahip olduğu elementlerin atom numaraları daha fazla olduğu için foton kemik tarafından daha fazla soğrulmaktadır. Bu ikili arasındaki fark da X-ışınının insan kemiklerini görüntülemeye kullanılmasına sebep olmaktadır. Aynı zamanda, zırlama işlemlerinde kurşun gibi atom numarası yüksek malzemelerin kullanılması da yine bu sebebe dayanmaktadır(Martin, 2006; Beyzadeoğlu, Özyiğit ve Ebruli, 2012). Fotoelektrik olayın şematik gösterimi Şekil 15’de sunulmuştur.



Şekil 15. Fotoelektrik Olayın Şematik Gösterimi (Doğan, 2015)

Bir metal yüzeye düşen foton, metalde bulunan elektronlara enerji aktarır. Eğer düşen fotonun enerjisi, bir elektronu serbest bırakmak için gerekli olan enerji eşiği ‘iş fonksiyonu’(φ) üzerinde ise, elektron yüzeyden kopar ve sahip olduğu kinetik enerji ile hareket eder. Bu serbest elektronlara fotoelektronlar denir. Fotoelektrik olayın matematiksel ifadesi, Einstein tarafından geliştirilen fotoelektrik denklem ile verilir.

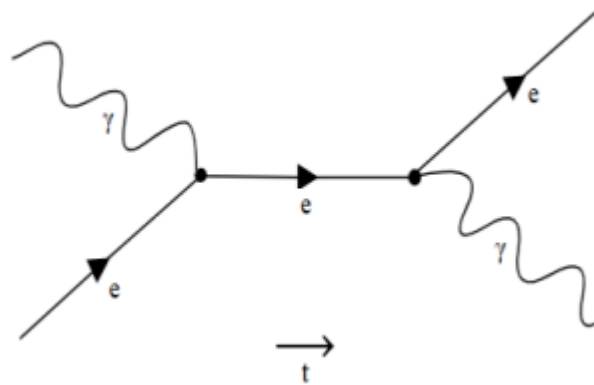
$$E = hf - \phi \quad (2.4.)$$

Denklem 4. Fotoelektrik Denklemi

Burada, E fotoelektronun kinetik enerjisi, h Planck sabiti, f ise ışığın frekansı ve φ fotoelektrik iş fonksiyonudur.

2.2.2.Compton Saçılması

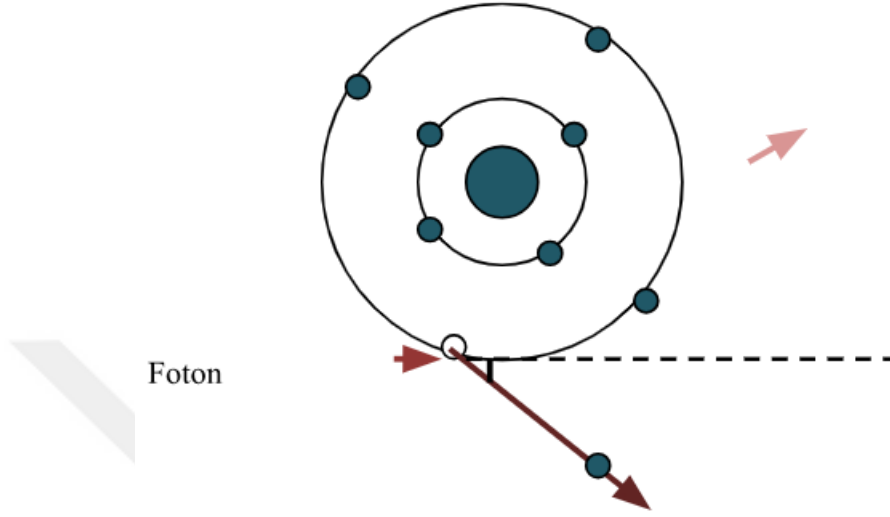
Fotonun ortamdaki elektronla etkileşimi sonucunda saçılması durumu için gelen fotona ve elektronun saçılması için gerekli olan enerjiye bağlı olarak birçok durum gerçekleşmektedir. Bu etkileşimin Feynman diyagramı Şekil 16’da verilmiştir. Foton ve elektronun etkileşiminin sonucunda saçılan fotonun enerjisinin azalıp azalmamasına bağlı olarak farklı türlere ayrılmaktadırlar.



Şekil 16. Foton-elektron saçılmasının Feynman Diyagramı

Compton saçılması, enerjisi yüksek olan fotonların tanecik gibi davranarak elektronla etkileştiği ve hem enerji hem de momentum aktarımı yaptığı fiziksel bir

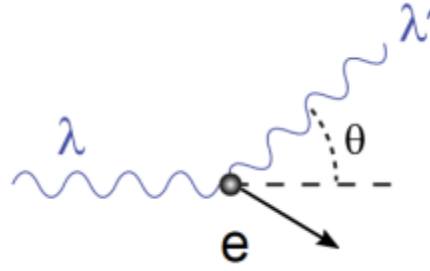
olaydır. A. H. Compton ilk kez 1923 de bu olayı tanımladığı için olaya Compton Saçılması denmiştir. Compton saçılması, inkohherent bir saçılma türündendir ve atomdaki serbest elektronla fotonun etkileşimleri sonucunda saçılmalarını ifade etmektedir. Compton saçılmasına ilişkin görsel Şekil 17’de sunulmuştur.



Şekil 17. Compton saçılımı (Aygün, 2010).

Bu olayda şekilde görüldüğü gibi elektron atomun yörüngesinde atoma bağlı haldedir ancak gelen fotonun enerjisi metalin iş fonksiyonu da dediğimiz elektronun bağlanma enerjisine göre çok fazla olduğunda, bağlanma enerjisi görmezden gelinebilir. Fotoelektrik olayda olduğu gibi burada fotonlar soğrulmaz, elektronlarla elastik çarpışmalar gerçekleştirirler. Bu çarpışmalar sonrasında tüm esnek çarpışmalarda olduğu gibi momentum ve enerji korunur. Dolayısı ile gelen foton enerjisinin bir kısmını elektrona aktarır. Bu yüzden çarpışma sonrası saçılan fotonun frekansı azalırken dalga boyu artar. Dalga boyundaki değişim enerji ve momentum korunumu ile aşağıda verilen denklem elde edilir. Burada θ fotonun sapma açısını ifade eder.

$$\lambda' = \lambda + \frac{h}{m_e c} (1 - \cos \theta)$$

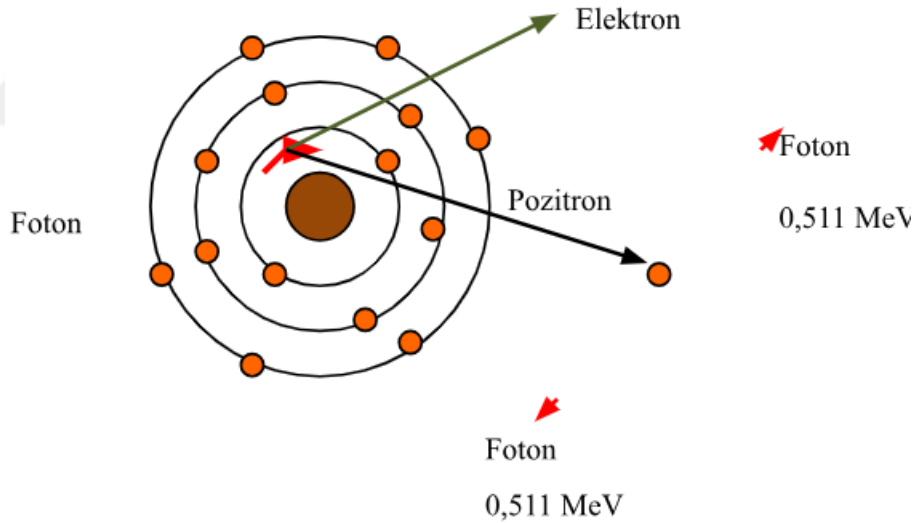


(2.5.)

Denklem 5. θ Fotonun Sapma Açısı

2.2.3.Çift Oluşumu

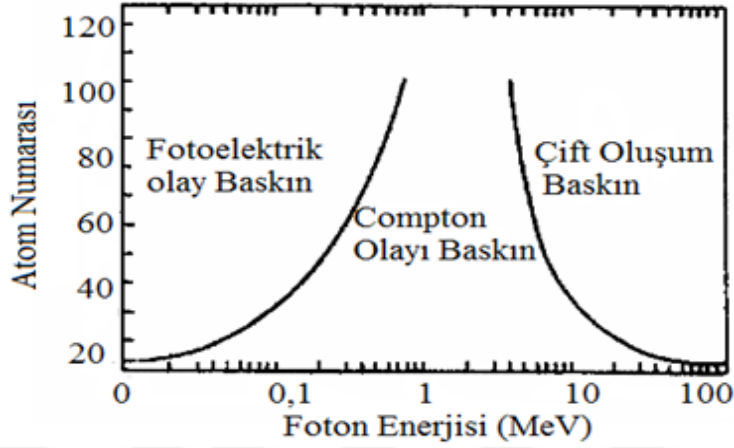
Yeterli miktarda enerjiye sahip fotonların, madde içinde soğurularak zıt yüklü iki parçacık oluşturması durumu çift oluşumu olarak adlandırılır. Bir başka ifade ile 1,022 MeV veya daha fazla enerjiye sahip bir fotonun (veya toplam enerjisi 1,022 MeV veya daha fazla olan iki foton) bir elektron ve pozitron üretmesi olayına çift oluşum denir. Çift oluşumuna ilişkin görsel Şekil 18’de sunulmuştur.



Şekil 18. Çift Oluşumu (Aygün, 2010)

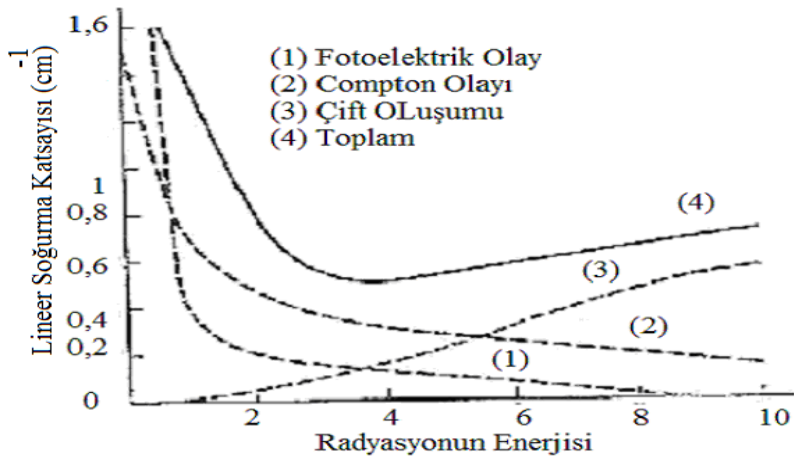
Çift oluşumunun tek bir fotonla gerçekleşebilmesi için fotonun herhangi bir yüklü alanın etkisine girmesi gerekmektedir. Bir atom için tek fotonla çift oluşum, elektron ve çekirdek olmak üzere iki farklı Coulomb alanında gerçekleşmektedir. Çift oluşumun gerçekleşmesi ihtimali fotonun enerjisinin artması ile doğrusal bir

ilişki içerisinde. Enerji artırma durumun gerçekleşme olasılığını da artırmaktadır. Yüksek atom numarasına sahip malzemeler içerisinde çift oluşum daha fazla gerçekleşebilmektedir (Leroy ve Rancoita, 2004). Fotoelektrik Olay, Compton Olayı ve Çift Oluşumun baskın olduğu yerlere ilişkin görsel Şekil 19’da sunulmuştur.



Şekil 19. Fotoelektrik Olay, Compton Olayı ve Çift Oluşumun Baskın Olduğu Yerler (Aygün, 2010)

Atom numarasına bağlı olarak Fotoelektrik olayın gerçekleşme ihtimali artmaktadır. Compton Olayı γ - ışınlarının enerjisine ve dalga boyuna bağlı olarak 0,1-10 MeV enerji aralığında olma durumu daha yüksektir.. Çift Oluşumu Olayı 1,02 MeV’lik enerjilerde olabilir fakat yüksek enerjilerde olma ihtimali artar (Krane 2001). Radyasyon enerjisine göre değişimlerin görseli Şekil 20’de sunulmuştur.



Şekil 20. Radyasyon Enerjisine göre Lineer Soğurma Katsayısındaki Değişim

Lineer soğurma katsayısı incelendiğinde, çift oluşumu esnasında katsayının doğru orantılı bir artış gösterdiği, compton ve fotoelektrik olaylarda ise gelen elektromanyetik dalganın enerjisindeki artışla ters orantılı gerçekleştiği görülmektedir. Çünkü çift oluşum olayında gelen radyasyon pozitif ve negatif elektrona evrilip yok olduğu görülür.

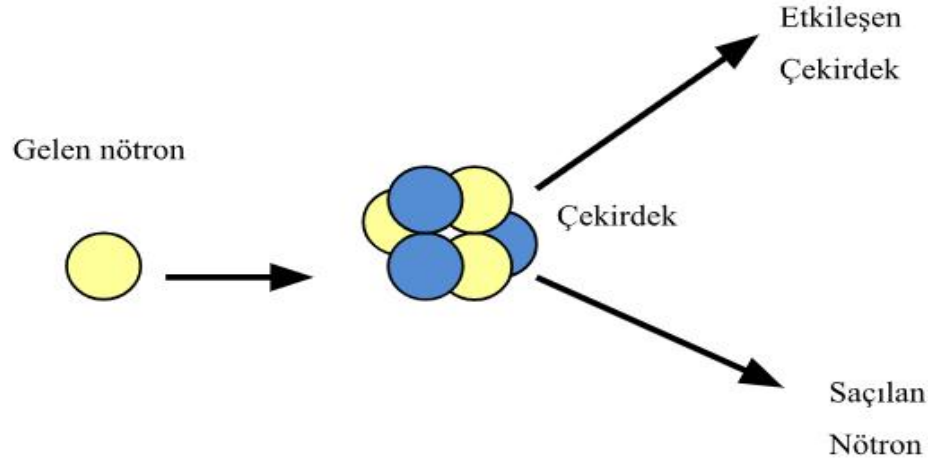
2.3.Nötronların Madde İle Etkileşimi

Nötronların madde ile etkileşimleri sonucunda saçılma, yakalanma ve reaksiyonlar görülmektedir. Elektromanyetik radyasyonun yayılması olayı saçılan foton enerjisine göre

- Elastik Saçılma
- İnelastik Saçılma olarak iki formda incelemek mümkündür. (Tannoudji vd., 1998).

2.3.1. Elastik Saçılma

Nötron bir çekirdeğe çarparak hareket enerjisinin bir miktarını ona verdikten sonra çarpışma yönünden başka yöne doğru saparak çekirdekten uzaklaşmaktadır (L'Annunziata, 2007). Bu eylemden sonra çekirdeğin ana yapısında herhangi bir değişiklik meydana gelmemektedir (Büyük, 2013). Elastik saçılmanın koherent ve Rayleigh gibi değişik isimleri de kullanılabilmektedir. Bu saçılma türünde gelen saçılma ile yayılım gösteren saçılmaların dalga genişliği aynıdır. Gelen ve saçılan radyasyonların toplam şiddetinin hesaplanabilmesi için her bir elektronun saçılan elektromanyetik dalgaların genliklerinin toplanması gereklidir. Bu saçılma; Rayleigh, Delbrück, Thomson ve nükleer rezonans saçılmaları olarak sınıflandırılır (Tannoudji vd., 1998).

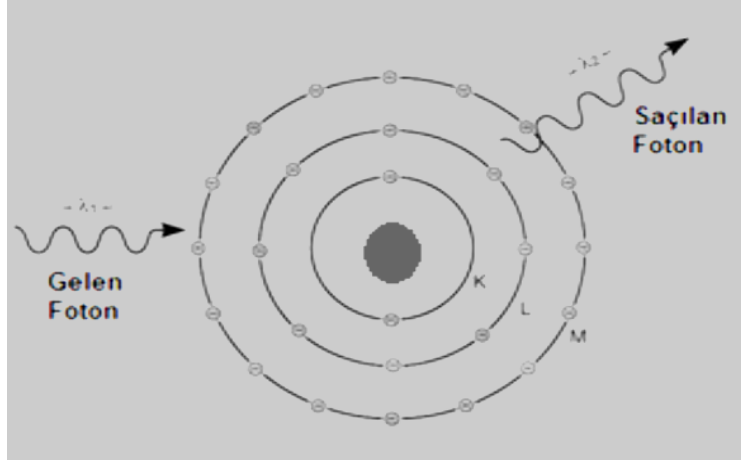


Şekil 21. Nötronun Çekirdekten Lastik Saçılması (Aygün, 2010).

Dört tür inelastik saçılmadan söz edilebilmektedir. Bunlar; Rayleigh, Delbrück, Thomson ve Nükleer Rezonans Saçılma.

2.3.1.1. Rayleigh Saçılma

Rayleigh saçılması ise koherent saçılma türlerinden birisidir, foton ile atoma bağlı bir elektronun etkileşimi sonucunda gerçekleşir. Bu etkileşim esnasında elektron uyarılmaktadır, fakat yörüngeden koparılmamaktadır. Fotonun saçılması ardından enerji azalması gözlemlenmektedir. Gelen foton bağlı bir elektron üzerine düşüp bu elektrondan yeteri enerji alamayarak çıkış yaptığı zaman Rayleigh Saçılma meydana gelmektedir (Tannoudji vd., 1998). Çoğunlukla bu saçılma düşük enerjili fotonlar tarafından gerçekleştirilir ve atom numarası yüksek malzemelerde daha fazla gerçekleşmektedir. Malzemenin radyasyonu azaltabilmesine etkisi çok düşüktür (Podgorsak, 2010). Rayleigh Saçılma görseli Şekil 22’de sunulmuştur.



Şekil 22. Rayleigh Saçılma (Tannoudji vd., 1998)

Bu saçılma türünün gerçekleşebilmesi gelen fotonun enerji aralığının 0.1- 0.5 MeV olmasına bağlıdır. Elektronun etkileşmeden sonra orijinal pozisyonuna dönmesi ile gerçekleşen saçılma Rayleigh Saçılma olarak tanımlanabilmektedir.

2.3.1.2. Delbrück Saçılması

Delbrück saçılması, elastik nükleer potansiyel saçılma olarak ifade edilebilir. Bu saçılma çekirdeğin etrafındaki Coulomb alanından fotonların saçılması olarak tanımlanmaktadır. Bu saçılma gerçekleşirken eylemsiz elektriksel alanda bir elektron-pozitron çift oluşumu gerçekleşir. Oluşan bu çift atomun geri tepme hareketiyle yok olurken gelen foton enerjisine eş değer farklı bir foton oluşturmaktadır. Bu olay hissedilmeyecek kadar küçük bir etki oluşturur ve yapılan deneylerde de net bir şekilde gözlenememektedir (Tannoudji vd., 1998).

2.3.1.3. Thomson Saçılması

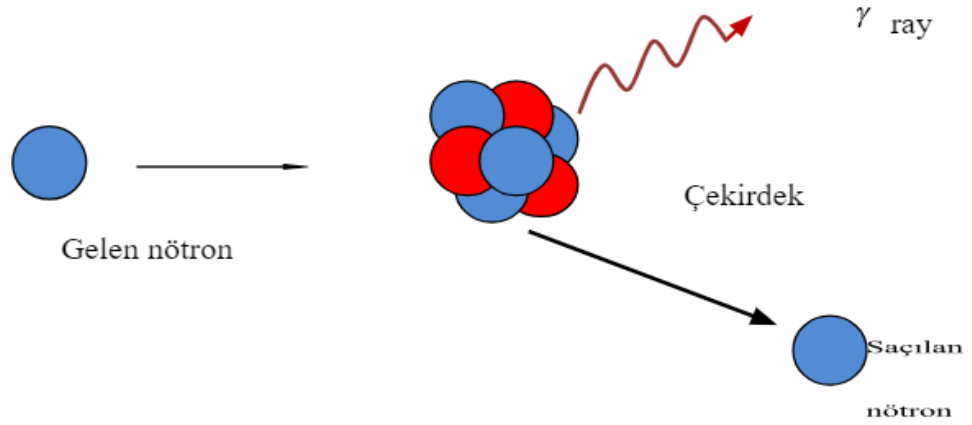
Çekirdek bir yük sistemi olarak düşünülüp gelen dalga ile çekirdek salınım işlemi gerçekleştirilmektedir. Fotonların oluşturduğu dalgaların enerjisi çekirdeğin enerjisinden küçük olduğundan bu salınım esnasında büyük hareketler gözlenmez. Eğer gelen dalga boyu çekirdeğin yarıçapından çok daha büyük olursa maksimum bir etkinin gözlenebilir olduğundan söz edilebilir (Tannoudji vd., 1998).

2.1.3.4. Nükleer Rezonans Saçılma

Bu elektromanyetik saçılma foton ve atom çekirdeği etkileşimi ile oluşmaktadır. İki nükleer enerji seviyesi arasındaki farka eşit enerjiye sahip olan bir fotonun soğurulması işlemi ile bu süreçte çekirdek uyarılır. Bu saçılma türünde uyarımı çekirdeğin bu durumdan kurtulma süreci takip etmektedir (Tannoudji vd., 1998).

2.3.2. İnelastik Saçılma

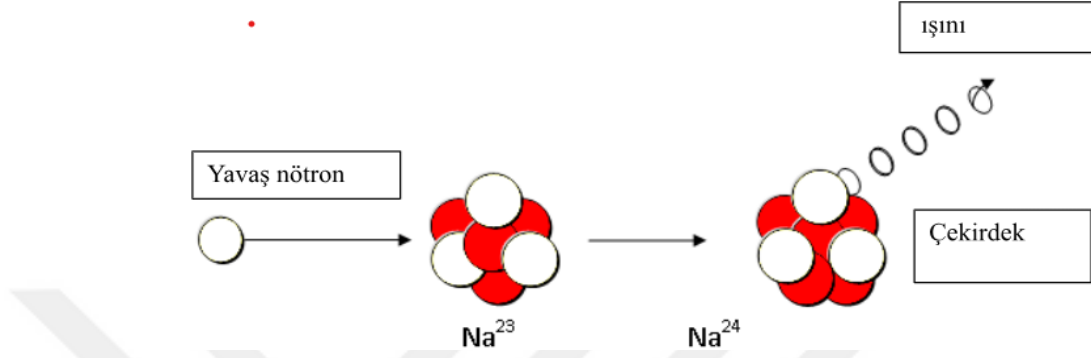
İnkoherent olarak da ifade edilen inelastik saçılma türünde gelen ve saçılan fotonlar arasında enerji farkı, bir başka ifade ile dalga boyları arasında farklar mevcuttur. Bu saçılmada frekanslar arası bir bağlantı yoktur ve yayılan dalgalar ile herhangi bir girişim gözlenmemektedir. Atomun her bir elektronu tarafından görülen saçılma şiddetinin hesaplanarak toplanması atom tarafından saçılan ışının toplam şiddetini ortaya çıkarmaktadır. İnelastik saçılma denildiğinde Nükleer saçılma, Compton saçılması ve Raman saçılması olmak üzere üç çeşit saçılmadan söz edilmektedir (Cooper vd., 2004; Tannoudji vd.,1998).



Şekil 23. Nötronun Çekirdekten İnelastik Saçılması (Aygün, 2010)

2.3.3. Nötron Yakalanması

$n + {}^A X \rightarrow \gamma + {}^{A+1} X$ şeklindeki reaksiyonlardır. Nötron yakalanması için tesir kesiti $\cong \frac{1}{v}$ ile değişir. v nötronun hızıdır. Bu sebeple düşük enerjilerde nötron yakalanma olasılığı yükselir.

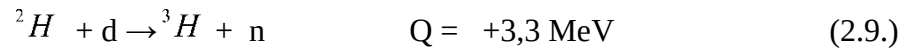
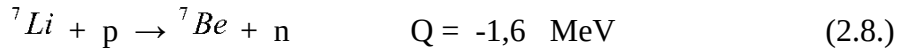
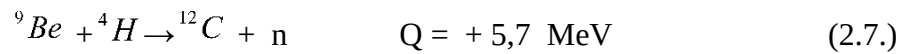
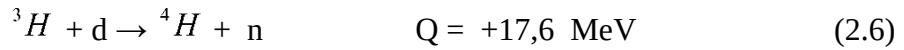


Şekil 24. Nötron Yakalanması (Aygün, 2010)

2.3.4. Nükleer Reaksiyonlar

eV ile keV mertebesinde enerjiye sahip nötronların çekirdek tarafından yakalanıp yüklü parçacığın yayınlanmasıdır. Oluşan reaksiyonlar (n, p), (n, d), (n, α), (n, t) gibi reaksiyonlardır.

Genelde aşağıdaki reaksiyonlar kullanılır.



2.4. Kaynak Özetleri

Ateş ve ark. (2014), çalışmalarında metal matrisli kompozit numuneler üretmişlerdir. Bu üretim esnasında basınçlı infiltrasyon tekniği kullanmışlardır. Numuneleri SiC tozlar içerisinde Al₂O₃ alaşımını emdirerek elde etmişlerdir. Matris malzemeye MG ilave ederek ısı iletkenlik üzerindeki etkilerini incelemişlerdir.

Araştırma sonucunda takviye miktarının artmasıyla ısı iletkenlikte azalma gözlemlenmiştir. Polat (2020), yürüttüğü çalışmada basınçlı infiltrasyon yöntemi ile alüminyum matris malzemesine seramik ve grafen takviyesi yaparak termal ve mekanik özelliklere etkilerini incelemiştir. Deney sonucunda takviye olarak seramik kullanımının ısı yalıtımını azalttığı, grafen kullanımının ise artırdığı saptanmıştır.

Gardea ve ark. (2014) çalışmalarında numunelerin termal iletkenliğini incelemişlerdir. Bu numunelerin termal iletkenliğine etki edeceği varsayılan kompozit karbon nanotüp/epoksiyle numune üretimi gerçekleştirmişlerdir. Araştırma sonucunda saf karbonda iletkenlik artış gösterirken florlanmış ve oksitli olanda iletkenliğin azaldığı görülmüştür. Tiwari ve ark. (2019) yaptıkları çalışmada takviye malzemesi olarak grafen kullanmışlar ve etkisini araştırmışlardır. Zhu ve ark. (2021), yaptıkları çalışmada alüminyum matris malzemesine vakum sıcak presleme yöntemiyle karbon fiber takviyeli kompozitlerin termal, mikroyapı özellikleri ve proses optimizasyonunu incelemiştir.

Clyne ve ark. (2019), kompozit malzemeler üzerine çalışmışlar ve sonucunda takviye elemanı ve matris malzemesi olarak kullanılan ara yüzlerin kompozit malzemenin özelliklerini etkilediğini saptamışlardır. Çünkü kompozit üzerine etki eden kuvvetlerin ara yüzey aracılığıyla takviye malzemesine aktarıldığı sonucuna ulaşmışlardır. Ravichandran ve ark. (2020), metal matrisli kompozit malzeme üretimine karşılaştırmalı döküm yöntemi etkisini çalışmalarında incelemişlerdir. Yaptıkları deneysel çalışmada sıcaklık, karıştırma hızı ve süresi gibi parametreleri ele alarak üretim aşamalarını incelemişlerdir. Karşılaştırma aşamasında bu farklı değişkenler ele alınarak gerilme değerleri ve sertlik değerlerine ilişkin veriler karşılaştırılmıştır.

Sajjadi ve ark. (2011), yapmış oldukları çalışmada matris malzemelerle karıştırmalı döküm tekniği kullanmışlardır. Üretilen malzemelerde sertlik, basınç dayanımı, gözeneklilik incelemesi yapmışlardır. Sonuç olarak takviye partiküllerinin numune içerisinde artması sertlik, basınç dayanımı ve gözeneklilik miktarını arttırdığı gözlemlenmiştir. Poltabtim vd. (2018), yaptıkları çalışmada Fe_3O_4 , W_2O_3 ve Bi_2O_3 karıştırılarak EPDM kauçuk malzemelerin donma karakteristiği, fiziksel özellikleri ve mekanik özellikleriyle gama ışını zırh özelliklerini incelemişlerdir. Yapılan malzemelerin değerlendirmeleri neticesinde en yüksek değerin bizmut

trioxide ait olduğunu görmüşlerdir. Bu sonuca ek olarak metal oksit içeriği fazlaştıkça malzemelerin yarı değer kalınlık sonuçlarında azalma olduğunu gözlemlemişlerdir.

Gong vd. (2018), yaptıkları çalışmada bor karbür, kurşun oksit ve benzofenon katkılanmış silikon kauçuk malzemelerin nötron ve gama zırhlama özelliklerini incelemişlerdir. Cs-137 ve Co-60 gibi gama ışını kaynakları bu çalışmada kullanılmıştır. Çalışma sonucunda elde edilen bulgularda artan kalınlık değerleriyle birlikte malzemelerin gama ışını geçirgenliğinde azama ve zırh özelliklerinde yükseliş görmüşlerdir. Ulaştıkları veriler ışığında Nötron ve gama zırhlama malzemelerinin esneklik, termal kararlılık ve radyasyon zırhlama gibi birçok kullanım alanlarının olduğunu belirtmişlerdir.

Büyük (2013), yaptığı araştırmalarda paslanmaz çelik ve bor çeliği malzemelerinin Cs-137 ve Co-60 gama kaynakları için gama zayıflatma özelliklerini incelemiştir. Yaptığı bu çalışmada kurşun ile yerine kullanılabilecek maddeleri karşılaştırmıştır. Araştırma sonucunda ise Cs-137 gama kaynağı için paslanmaz çeliğin lineer zayıflatma katsayısının bor çeliğinden daha yüksek olduğunu tespit etmiştir. Bu tespitinin yanı sıra paslanmaz ve bor çeliğinin beton ve alüminyum alaşımlarına göre daha yüksek gama zayıflatma kapasitesinin olduğunu belirtmiştir.

Gaylan vd. (2023), yaptıkları çalışmada kompozit malzemeler üretmişlerdir. Bu malzemelere alüminyum-Bor Karbür ($Al-B_4C$) katkısı yüklemişlerdir. Elde ettikleri malzemelerin yüksek sıcaklık dayanımları ve nötron radyasyonu soğurma yeteneklerini belirlemişlerdir. Kompozit malzemeler metal matris şeklinde üretilmişlerdir. Metal matris kompozitler $Al-xB_4C$ ($x = 5, 10, 15, 20, 25, 30, 40, 45$ ve 50 ağırlık yüzdesi) kimyasal formülüne uygun olarak toz metalurjisi yöntemi kullanılarak üretilmiştir. Araştırmada yapılan simülasyon ve deneysel ölçümler sonucunda kompozitlerin içerisinde B_4C yüzdesi arttıkça nötron soğurma kapasitelerinin arttığı belirlenmiştir.

Ekinci vd. (2022), gerçekleştirmiş olduğu çalışmada gama ışığının soğurma kapasitesini araştırmıştır. Bu soğurma kapasitesi için MgB_2 , AlB_{12} , B_{95} , B_4C ve B_{86} bor bileşikleri kullanılmıştır. Bu soğurma kapasitesi hem Phy-X/PSD programı ile teorik hemde Ag, Ba, Cu, Mo, Rb ve Tb radyoaktif nokta kaynaklarıyla deneysel

olarak belirlenmiştir. MgB_2 bileşiğinin kullanılan tüm malzemeler içerisinde gama ışınına karşı zırlama özelliğinin en iyi olduğu tespit edilmiştir.

Korkut vd. (2018), yaptığı çalışmada bor ve renyum katkılı yeni kompozit malzemeler tasarlayarak üretmiştir. Bu üretilen malzemelerin farklı kimyasal formülleri, yüksek sıcaklığa dayanıklılıkları ve mükemmel nötron soğurma yetenekleri mevcuttur. Üretilen malzemeler Re60–B40, Re58–B42, Re50–B50 ve Re40–B60 isimleriyle çalışmada yer almıştır. Çalışma hem deneysel hem de teorik olarak FLUKA ve GEANT4 simülasyon kodları kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Çalışma sonunda bu malzemelerin nötronları 316 LN paslanmaz nükleer çeliğinden daha yüksek oranda nötron radyasyonu soğurma kabiliyetine sahip oldukları rapor edilmiştir.

Pan vd. (2024), yürütmüş oldukları çalışmada metal matris kompozit malzemeler tasarlamış ve üretmişlerdir. Bu malzemeler Mn içerikli yeni $TiB_2/FeMnAl$ olarak üretilmiştir. Tüm kompozit $FeMnAl$ malzemeler içerisinde, sıcak haddeleme ve tavlama sonrasında TiB_2 parçacıklarının ostenit matris içinde homojen olarak dağılmış olduğu görülmüştür. Ağırlıkça %20 Mn içeren kompozitlerin 500 °C'de 560 MPa basınç altında çekme mukavemetlerinin daha iyi olduğu ve nötron radyasyonu soğurma yeteneklerine sahip oldukları araştırmanın sonucunda tespit edilmiştir.

Usta ve Karahan (2024), gerçekleştirmiş oldukları çalışmalarında metal matrisli kompozitler tasarlayarak üretimini gerçekleştirmişlerdir. Bu kompozitlerin içerisine bor nitrür yerleştirip çinko ve demir bazlı olarak tasarımını gerçekleştirmişlerdir. Elde edilen malzemelerin yapısal ve yüzey özellikleri sırasıyla XRD ve SEM görüntüleri ile incelenerek radyasyondan soğurma kapasiteleri radyoaktif Am-241, Sr-90, Na-22 ve Co-60 kaynakları kullanılarak belirlenmiştir. Elektrolite eklenen bor nitrür miktarının kristal yapıyı önemli ölçüde etkilediği ve bor nitrürün çinko-demir matrisine dahil edilmesi kaplamanın tane boyutunu değiştirdiği saptanmıştır. BN katkısının gözenekli olan yüzeyi pürüzsüz, çatlaksız ve kompakt hale getirdiği gözlemlenmiştir. Buna ek olarak malzemelerin içerdiği bor nitrür miktarı arttıkça radyasyon soğurma oranlarının da arttığı tespit edilmiştir.

Zhao vd. (2024), gerçekleştirmiş oldukları çalışmada yeni kompozit malzemeler üretmişlerdir. Bu malzemeler B_4C/Al üzerine 316 L paslanmaz çelik

kaplanarak üretilmiştir. Bu üretme işleminde soğuk püskürtme ve tavlama işlemi yapılmıştır. Yeni üretilen malzemelerin nötron zırhlama kapasitesi yüksektir. Tasarım sürecinde Monte Carlo simülasyonu kullanılmıştır. Bu simülasyonda zırhlama özellikleri belirlenmiştir. Ve yapıların mikro karakteristikleri EBSD testi ile belirlenmiştir.

Aygün (2021), gerçekleştirmiş olduğu çalışmada beş farklı süper alaşım malzemesi tasarlayarak üretmiştir. Bu alaşım malzemelerinin hem gama hem de hızlı nötron soğurma yetenekleri vardır. Ayrıca yüksek sıcaklığa dayanıklıdır. Üretim aşamasında nikel (Ni), demir (Fe), bakır (Cu), renyum (Re), krom (Cr), bor karbür (B₄C), bor (B), tungsten (W) ve tantal (Ta) malzemeleri ve toz metalurjisi yöntemi kullanılmıştır. Gama radyasyonu soğurma parametreleri hesaplanırken Geant 4 kodu, WinXCom ve Phy-X/PSD yazılımları kullanılmıştır. Deneysel çalışmalar gerçekleştirilmiş bu çalışmalarda 241Am-Be hızlı nötron kaynağı ile eş değer doz ölçümleri gerçekleştirilmiştir. Bu kaynakla eş doz ölçümleri gerçekleştirilmiştir. Aynı zamanda üretilen malzemelerin asit aşınması, basınç dayanımı, sıcaklık dayanımı ve kaynaklanabilirlik testleri yapılmıştır. Araştırma sonucunda elde edilen veriler 316 LN paslanmaz çeliğiyle karşılaştırılmış ve yeni üretilen bu süper alaşımların bu çelikten daha yüksek nötron ve gama radyasyonu soğurma kapasitesine sahip oldukları belirlenmiştir.

Sönmez M. (2009), gerçekleştirmiş olduğu çalışmada kompozit malzemeleri ele almıştır. Polimer kompozit malzemeler üzerine de yoğunlaşmıştır. Genel olarak çalışmada kompozit malzemelerin bilgilerini, alt türlerini, türlerin üretim yöntemlerini ele almıştır, aynı zamanda polimer kompozit malzemelere ilişkin bilgilere de yer vermiştir. Bu malzemelerin avantaj ve dezavantajlarını ele alarak ürün tasarımı ile ilişkilendirilmiştir. Çalışmasının saha araştırmasını gerçekleştirirken Türkiye’de farklı alanlarda polimer matrisli kompozitler ile çalışan iki farklı tasarımcı ve iki farklı firma yöneticisiyle görüşmüştür. Yaptığı bu görüşmelerden elde ettiği nitel verilere dayanarak polimer matrisli kompozitlerin Türkiye’de kullanımına ilişkin bilgileri, çeşitli sektöre dayandırarak tartışmıştır. Aynı zamanda görüşmüş olduğu firmaların malzemeyi seçme nedenleri ve belirttikleri avantaj ve dezavantajları da tartışmasında geliştirerek sunmuştur.

Shik vd. (2018), gerçekleştirmiş oldukları çalışmada PVC kompozit malzemeler tasarlayıp üretmişlerdir. Bu malzemelerin kurşun (PbO), bizmut (Bi_2O_3) ve tungsten oksit (WO_3) içerdiği görülmektedir. bu özelliklerle birlikte malzemelerin X-ışını zırhlama özelliklerini çalışmışlardır. Bi_2O_3 ve WO_3 karıştırılan PVC kompozit malzemelerin kütle zayıflama katsayılarını hesaplamışlardır. Bulunan sonuçlara göre kütle zayıflatma katsayısı en iyi Bi_2O_3 ve PbO katılan malzemeler olduğunu ortaya çıkarmışlardır.

Poltabtim vd. (2018), gerçekleştirdikleri çalışmada gama ışını zırhlama özelliğini araştırmışlardır. Bunun için Fe_2O_4 , W_2O_3 ve Bi_2O_3 karıştırılmış EPDM kauçuk malzemeleri kullanmışlardır. Malzemelerin lineer zayıflama katsayılarının değerlendirilmesi sonucuna göre en yüksek değerin bizmut trioksitide ait olduğunu görmüşlerdir. Bununla birlikte araştırmadan elde edilen sonuçlara göre metal oksit içeriği fazlaştıkça malzemelerin yarı değer kalınlık sonuçlarında azalma olduğunu gözlemlemişlerdir.

Han ve Demir (2009), yapmış oldukları çalışmada radyasyon enerjilerindeki farklılaşmaya göre farklı oranlarda krom, nikel ve demir alaşımların kütle zayıflatma katsayılarını hesaplamışlardır. Hesaplamalarda etkin atomik ve elektron numaraları tesir kesitleri belirtilmiş, bulunan değerlerin deneysel sonuçlar ile karşılaştırmasını yapmışlardır.

Singh vd. (2004) gerçekleştirmiş oldukları çalışmada gama radyasyon zırh malzemesi kullanımını araştırıp karşılaştırmalı bir analiz sunmuşlardır. Karşılaştırılan malzemeler kurşun-borat ve bizmut-kurşun-borat cam sistemleri olmuştur. Çalışmalarında deneysel ölçümlerden teorik sonuçlar ve hesaplamalar ortaya koymuşlardır. Çalışmadan elde ettikleri sonuçları yarı değer kalınlık hesaplarında kullanmışlardır.

ÜÇÜNCÜ BÖLÜM

3. MATERYAL VE YÖNTEM

3.1. Radyasyon Zırhlama

Radyasyonun geniş kullanım alanları mevcuttur. Geniş kullanım alanlarına rağmen radyasyonun etki ve zararları da oldukça fazladır. Radyasyonun zararlarından korunmak için sürekli geliştirilen çalışmalar yapılmaktadır. Radyasyon zararlarını azaltmak için temel alınan prensip ALARA (As-Low-As-Reasonably Achievable) olarak kodlanmıştır. Prensip mümkün olduğunca en az zarara, en düşük doza maruz kalma üzerine kurulmuştur. Radyasyon maruziyetinin azaltılması belli başlı noktalara dikkat edilmesine bağlıdır. Maruziyet süresinin azaltılması, radyasyon kaynağı ile aradaki mesafe, sürenin minimum sürede tutulması ve radyasyon kaynağının uygun malzeme ile zırhlaması gerekmektedir (Belgin, 2017).

Radyasyon kaynağı ile doza maruz kalan insanlar arasına malzeme koyularak dozun etkisinin azaltılmasına amaçlayan kurala zırhlama kuralı denilmektedir. Zırhlama sürecinde farklı radyasyon tiplerine özgü farklı zırhlama malzemelerinin kullanılması gereklidir. Çünkü radyasyon türlerinin emicilik özellikleri kullanılacak zırhlama malzemelerini de etkilemektedir. Bir kağıt parçası beta ışınlarını soğurabilecekken, gama ve X-ışınlarını soğurabilmek için kurşun ve beton plakalar gereklidir (Sürücü ve Subaşı, 2021). Farklı radyasyon malzemelerine göre zırhlama maddelerini içeren görsel Şekil 25’de sunulmuştur.



Şekil 25. Farklı Radyasyon Türlerine Göre Zırhlama Malzemeleri (Sürücü ve Subaşı, 2021)

Şekil 25’de görüldüğü gibi farklı radyasyon türlerinden birbirinden farklı zırhlama malzemeleri kullanılmaktadır. Zırhlama malzemesi tasarımlarında çelik, tuğla ve ağır agregalı beton gibi geleneksel malzemeler kullanılmaktadır. Bu geleneksel malzemelerin kullanımı yaygındır fakat bazı dezavantajlarını da beraberinde getirmektedir. Radyasyon zırhlama malzemeleri değerlendirildiğinde en değerli malzemenin Kurşun (Pb) olduğu görülmektedir. Fakat kurşunun toksit etkisinden dolayı zırhlama kullanımında bazı sağlık problemleri ortaya çıkmaktadır.

Zırhlamada kullanılan bu malzemelerin yarattığı sağlık problemlerinden ötürü 8 Haziran 2011 tarihinde e 2011/65/EU sayılı Avrupa Parlamentosu ve Konsey Direktifi (RoHS) açıklanmıştır. Bu direktifle birlikte bazı maddelerin elektrikli ve elektronik cihazlarda kullanımına sınırlama getirilmiştir. Açıklanan bu sınırlamalar ile elektrik enstitüsü ve birçok elektrikli cihazın yapımı etkilenmiş ve kurşunla beraber malzemelerin bazılarının kullanımına sınırlamalar getirilmiştir. Bu sınırlamalara ilişkin bilgiler Tablo 2’de sunulmuştur (Sürücü ve Subaşı, 2021).

Tablo 2. RoHS tarafından belirlenen kullanımı kısıtlanmış maddelerin tolere edilen maksimum konsantrasyon değerleri

Madde	Ppm(<)
Kurşun (Pb)	1000
Civa (Hg)	100
Kadmiyum (Cd)	100
Hekzavalent Krom	1000
Polibromlu Bifeniller (PBB)	1000
Polibromlu Difenil Eterler (PBDE)	1000

Kaynak: (Sürücü ve Subaşı, 2021).

Tablo 2 incelendiğinde bu direktifle ilgili bazı maddelerin kullanım miktarlarının düzenlendiği görülmektedir. Zırhlama konusunda ekonomik, hafif, toksik etkiler göstermeyen ve zırhlama özellikleri yüksek olan yapı oluşturma çalışmaları devam etmektedir.

3.2. Radyasyon Korunma Yöntemleri

Radyasyon maruz kalma miktarına göre biyolojik hiçbir etki yaratmayacağı gibi ölümcül sonuçlara da neden olabilmektedir. Radyasyon dozlarının hücrede hasara veya kansere yol açıp açmadığının bilinmesi önemlidir. Radyasyon kullanımının artması ile birlikte ortaya çıkan zararların da artmasıyla 1928 yılında

Londra'da 1. Uluslararası Radyoloji Kongresi ve bu kongrede radyasyon dozunun ölçümü ile ilgili belirli standartların oluşturulması gerektiği vurgulanarak bu alanda çalışmak üzere bir komite belirlenmiştir. Bu komisyon 1950 yılında yeniden toplanarak Uluslararası Radyolojik Korunma Komisyonu (ICRP) ismi ile ortaya çıkmıştır. Komisyon yaptığı çalışmalarla sınıflama sistemine son halini vererek 1990 yılında bu bildiriye yayınlamıştır. Bildirge stokastik (doz bağımsız) ve deterministik (doz bağımlı) etki olmak üzere somatik etkileri iki türde ele almıştır. Bu gruplandırma sonucunda kalıtsal etkileri stokastik olarak belirlerken determinist olanları belirli bir eşiği olan etkiler olarak belirlemiştir (Bozbıyık, Özdemir ve Hancı, 2002).

Maruz kalınan radyasyon nükleer patlama, radyasyon yağmuru gibi yollarla dağılan dış kaynaklı bir radyasyon ise buna karşı alınabilecek önlemler şu şekilde sıralanabilir:

- Radyasyon kaynağı çevresinde geçirilen zaman azaltılabilir,
- Kaynakla canlı arasında mesafe artırılabilir,
- Bir Kalkan madde kaynakla canlı arasına konulabilir.

Bir başka ifade ile dış radyasyon kaynaklarından canlı ve cansız çevreyi kollamak için süre, uzaklık ve zırhlama koşulları gibi denklemsel ifadeleri olan üç yöntem bulunmaktadır.

Zaman kuralı; Zaman çalıştığında radyasyonla doğrudan temasta bulunan kişiler için önemli bir kuraldır. Çünkü maruz kalma zamanla doğru orantılı olarak ilerleyen bir süreci ifade etmektedir. Süreye bağlı olarak radyasyon dozunda da artış görülecektir, yani maruz kalınan kişi ne kadar süre radyasyonla temas ederse bu süre orantısında radyasyon dozunda artış görülecektir. Doz alımının azlığı ya da çokluğu birincil olarak zaman kavramı ile ilişkilidir. Çalışanların maruz kalabilecekleri en üst seviyedeki radyasyon dozunun hesaplanmasında da zaman kavramı önemlidir. Bu miktar hesabı, maruz kalanların çalışma miktarlarını belirlemek için gerçekleştirilmektedir. Aynı zamanda maruz kalınan radyasyon seviyesini belli bir düzeyde tutabilmek için de kullanılmaktadır. Bu kurala ilişkin hesaplama denklem 3.1'de verilmiştir.

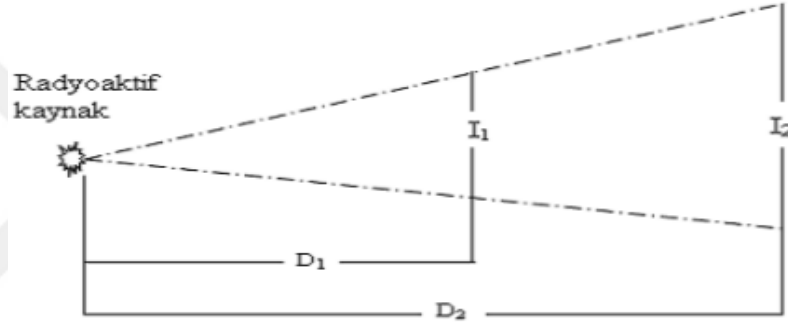
$$Doz = (Doz \text{ Şiddeti}) \times (Zaman) \quad (3.1.)$$

Denklem 6. Zaman Kuralına İlişkin Hesaplama

Mesafe Kuralı; radyasyon yayılımını gerçekleştiren kaynağa olan uzaklık maruz kalma eyleminin oranı ile ters orantı içerisinde. Mesafe arttıkça maruz kalma seviyesi azalmaktadır. Radyasyon alanının kaynağa olan uzaklığı arttıkça azalır. Tüm bu ifadeler şiddetin mesafenin karesi ile ters orantıya sahip olduğunu göstermektedir. Mesafe ölçümünde sonuç arttıkça şiddetin seviyesi azalmaktadır. Bu olaya ilişkin denklem kuralı 3.2’de gösterilmektedir.

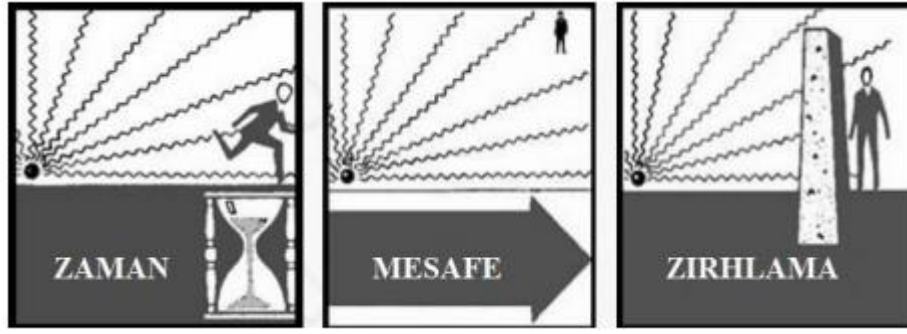
$$D1 \times d1^2 = D2 \times d2^2 \quad (3.2.)$$

Denklem 7. Mesafe Kuralına İlişkin Hesaplama



Şekil 26. Ters Kare Kanunu (Artığ, 2016).

Zırhlama Kuralı; Zırhlama malzemeleri bireylerin radyasyona maruz kalma dozları azaltmak için kullanılmaktadırlar. Beton, duvar, kurşun gibi malzemeler zırhlama malzemeleri olarak kullanılmaktadırlar. Zırhlama malzemesinin radyasyonu emen veya saçan bir malzeme olması, dozun miktarını azaltması gerekmektedir. Zırhlama amacı ile kullanılan malzeme veya maddenin yoğunluğunu etkilemekte ve artırmaktadır. Kaynaklar incelendiğinde radyoaktif kaynağın zırhlaması için iki farklı yöntemin kullanıldığı görülmektedir. Radyoaktif kaynağın zırhlaması kolimatörlerin kullanılması ve dış koruyucu bölmelerin eklenmesiyle yapılabilir. Zırhlama hesaplamalarında malzemelerin bir madde veya malzeme var olan radyasyonu emme yeteneği olarak ifade edilen onuncu tabaka kalınlığı değerleri kullanılır.



Şekil 27. Zaman ve Mesafe Kuralına Göre Zırhlama Görseli (Bora,2001)

Maruz kalınan radyasyon solunum, sindirim ve cilt yoluyla alınmışsa buna içten maruz kalma denilmektedir. Bu şekilde alınan bir radyasyon maruziyetinden sonra yapılabilecek fazla da bir şey kalmamaktadır. Bu noktada en önemli ve temel alınabilecek önlem olarak radyoaktif materyalin vücuda girmesini önlemektir. Biyolojik eliminasyon ve radyoaktif çürüme sonucu alınan radyonüklid vücuttan atılabilirler.

İçten maruz kalmayı önlemek için dikkat edilecek bazı hususlar vardır. Eldiven takılması, laboratuvar elbisesi giyilmesi, radyoaktif maddelerle çalışılırken bir şey yenilip içilmemesi ve uçucu bileşiklere karşı gaz maskesi kullanılması alınabilecek önlemler arasında yer almaktadır. Vücudun tamamının akut radyasyona maruz kalması halinde bazı tedavi yöntemleri uygulanmaktadır. Bu yöntemlere ve amaçlarına yönelik bilgiler Tablo 3’de sunulmuştur.

Tablo 3. Akut Radyasyona Maruz Kalınma Durumunda Tedavi Yöntemleri

Amaç	Yöntem
Kan içeriklerinin korunması	Sürekli dinlenme
Bakterilerle teması azaltmak	Çevre Sterilizasyonu
Enfeksiyonla mücadele	Antibiyotikler
Kan içeriğinin yenilenmesi	Yeterli kan hücre sayısının korunması
Paraenteral beslenme ya da GIS’in dinlendirilmesi	İntravenoz beslenme

Kaynak : (Bozbıyık, Özdemir ve Hancı, 2002).

Tablo 3’de tüm vücut akut radyasyona maruz kaldığında uygulanabilecek yöntemler ve bu yöntemlerin hangi amaçları taşıdığı sunulmuştur.

3.3. Radyasyondan Korunmanın Önemi

Teknolojinin hızla büyüüp gelişmesiyle birlikte hastanelerde, tarım alanlarında, nükleer tesislerde olmak üzere birçok alanda doğal ve yapay radyoaktif maddelerin kullanımları artmıştır. Uzaydan gelen kozmik ışınlar, vücudumuzda bulunan radyoaktif elementler, yaşadığımız evlerin yapı malzemelerinin içerdiği radyoaktif radon ve toron gazları, tarım alanlarında kullanılan fosfor içeren suni gübreler, yiyecek ve içeceklerimizdeki radyoizotoplar, hastalıkların teşhis ve tedavisinde kullanılan radyoaktif madde içeren cihazlar ve nükleer tesisler nedeniyle radyasyon hayatımızın içinde yer almaktadır (TAEK, 2017).

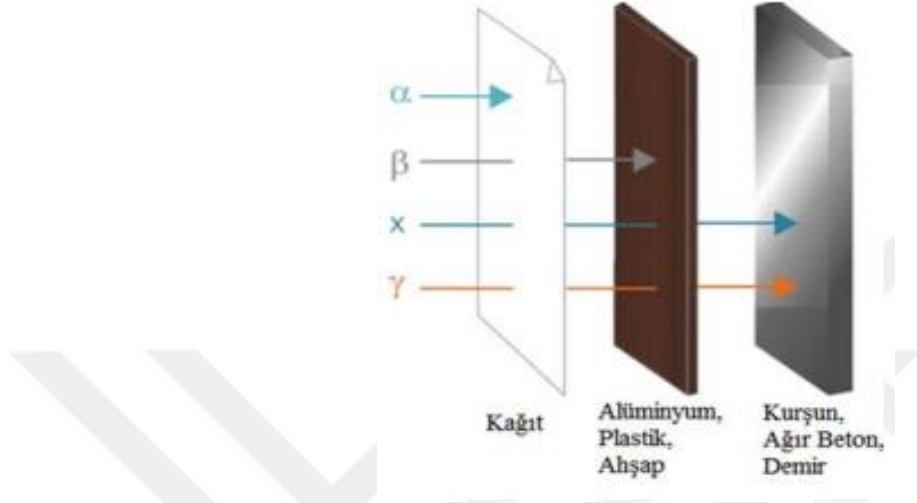
Radyoaktif maddelerin teknoloji ile birlikte bu denli hayatın parçası haline gelmesi do miktarının kontrol edilmesi gerekliliğine yol açmıştır. Hayatın bir parçası olan ve neredeyse zaruri olarak kullanılan bu alanlarda radyasyon dozunu en az seviyeye indirmek gerekmektedir. Radyasyon dozunu azaltmaya radyasyondan korunma bunun için kullanılan materyallere de zırhlama malzemesi denilmektedir. Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu (ICRP), Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA) ve benzeri bağımsız kuruluşlar, iyonlaştırıcı radyasyondan korunma ile ilgili olarak tavsiye niteliğinde yayınlar yapmaktadırlar.

Ülkemizde Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK), ICRP önerilerini de göz önüne alarak hazırladığı radyasyon güvenliğine ilişkin ilke, önlem ve hukuki sorumluluk sınırlarını belirleyen tüzük ve yönetmelikleri hükümete sunmakta, bunların yasallaştırılmasını sağlayarak uygulanmalarını da denetlemektedir. Türkiye Atom Enerji Kurumu (TAEK) kayıtlarına göre, 2015 yılı sonu itibarıyla ülke genelinde X-ışını cihazları, kapalı ve açık radyoaktif madde kullanılan cihazlar toplam 20570 kuruluştaki kullanılmaktadır. Radyolojik tekniklerin gelişmesi ile özellikle kanser olmak üzere bazı hastalıkların tedavi yöntemi olarak kullanımı artmıştır. Bu kullanım artışı ile birlikte özellikle yoğun kullanılan alanlarda radyasyon korunma önlemlerinin alınması ve zırhlama malzemelerinin bu noktada kullanılması gereklidir.

3.4. Radyasyon Çeşidine Göre Zırhlama Malzemelerinin Seçilmesi

Madde içerisinde radyasyon yolculuğuna başlarken atom ve moleküllerle etkileşir. Radyasyon enerjisini bu etkileşim sebebiyle maddeye aktararak kaybeder.

Bu sebeple radyasyon kaynağı ile nesne arasına bir zırhlama malzemesi yerleştirilerek radyasyon engellenebilir. Bu işlem zırhlama olarak adlandırılır. Zırhlama radyasyon türüne uygun yapılmalıdır. Farklı radyasyon kaynaklarının zırhlaması için kullanılan malzemeler Şekil 28’de verilmiştir.



Şekil 28. Radyasyon Kaynaklarına İlişkin Zırhlama Malzemeleri (Subaşı,2020)

Şekil 28’de bulunan radyasyon türlerinin özelliklerine detaylı bakılacak olursa;

Alfa (α) radyasyonu elektrik yüklü parçacıklar olup, ağır olduklarından madde içinde çok az yol katederler. Yüksek enerjili α parçacıkları hava ortamında sadece 3 cm kadar yol katederler. Bu nedenle α radyasyonu için özel bir zırhlama gerekmez.

Beta (β) radyasyonu, alfa radyasyonundan farklı olarak çok düşük kütleye sahip olmaları nedeniyle madde içerisine giricilik özelliği daha fazladır. Örneğin, Sr90 ve P32 gibi 0,6 MeV’lik ortalama bir enerjiye sahip β radyasyonu canlı dokusuna yüzeyinden 3 mm içeriye girebilir. Bu nedenle β radyasyonun zırhlaması gerekmektedir. B radyasyonun zırhlamasında düşük atom numaralı malzemeler kullanılması uygundur. Alüminyum ucuz ve kolay işlenebilir olması nedeniyle genellikle β parçacıkları için zırhlama malzemesi olarak tercih edilir.

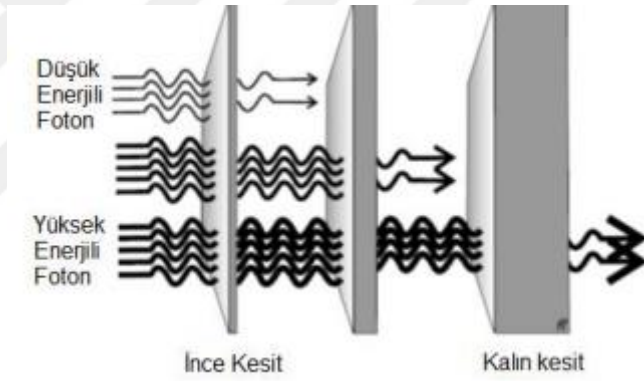
X ve gama (γ) radyasyonları madde içerisinde fotoelektrik olay, Compton saçılımı ve çift oluşumu gibi etkileşimlere neden olmaktadır. Bu tür radyasyonların zırhlamasında yoğun malzemeler (kurşun, baritli beton vb.) kullanılmaktadır (Osmanlıoğlu, 2014).

3.5. Radyasyon Zırhlama Malzeme Parametreleri

Radyasyon zırhlama parametreleri üç alt grupta incelenmektedir. Bunlar: Lineer soğurma katsayısı, kütle zayıflama katsayısı ve yarı değer ve onda-bir değer kalınlığıdır.

3.5.1. Lineer Soğurma Katsayısı

Elektromanyetik radyasyonun maddeyle etkileşimi sonucu madde içerisinde bir x yolu boyunca Şekil 2.17’de görüldüğü gibi fotonun şiddeti azalır. Bu fiziksel olay LambertBeer soğurma kanunu ile açıklanmaktadır. Malzemenin lineer zayıflatma katsayısı (μ , cm^{-1}) gelen fotonun enerjisine ve etkileşim yaptığı maddenin atom numarasına (Z) bağlıdır. Fotonun malzeme içerisinde zayıflamasıyla hesaplanan lineer zayıflatma katsayısı Denklem 3.3 ile hesaplanır (Wood, 1982).



Şekil 29. Zırh Malzemesinin Kalınlığına Bağlı Olarak Foton Enerjisinin Değişimi (Wood,1982)

$$I = I_0 e^{-\mu x} \quad (\text{cm}^{-1}) \quad (3.3)$$

Denklem 8. Lineer Zayıflatma Katsayısı

Denklemde yer alan değişkenlerden:

I : Etkileşim sonrası foton şiddetini,

I_0 : Başlangıçtaki foton şiddetini,

μ : Malzemenin lineer zayıflatma katsayısını,

x : Malzeme kalınlığını göstermektedir.

3.5.2. Kütle zayıflatma katsayısı

Fotonların soğurulmasında, zırhlama malzemenin kalınlığının yanı sıra yoğunluğu da soğurulma açısından önemli bir parametredir. Farklı yoğunluktaki zırhlama malzemelerinin karşılaştırılması yapılırken yoğunluğa bağlı olarak oluşabilecek farklılıkları ortadan kaldırmak için literatürde kütle zayıflatma katsayıları malzeme özelliklerinin belirlenmesinde sıkça kullanılmaktadır (Wood, 1982). Kütle zayıflatma katsayısı (μ_m , cm²/g) Denklem 3.4’de gösterildiği gibi malzemenin lineer zayıflatma katsayısının yoğunluğuna oranlanması ile hesaplanan malzeme özelliğidir (Wood, 1982).

$$\mu_m = \mu / \rho \quad (\text{cm}^2/\text{g}) \quad (3.4.)$$

Denklem 9. Yarı Değer ve Onda- Bir Değer Kalınlığı

Denklemde yer alan değişkenlerden:

μ_m : Kütle zayıflatma katsayısını,

μ : Lineer zayıflatma katsayısını,

ρ : Malzemenin yoğunluğunu göstermektedir.

3.5.3. Yarı Değer ve Onda-Bir Değer Kalınlığı

Yarı değer kalınlığı (YDK), gelen foton ışın şiddetini, yarısına düşürebilmek için gereken malzeme kalınlığıdır. Onda-bir değer kalınlığı (ODK) ise gelen foton ışın şiddetini, onda birine düşürebilmek için gereken malzeme kalınlığıdır. Yarı değer ve onda-bir değer kalınlıkları sırasıyla Denklem 3.5 ve 3.6’da gösterildiği gibi hesaplanmaktadır.

$$\text{YDK} = \ln 2 / \mu \quad (\text{cm}) \quad (3.5.)$$

$$\text{ODK} = \ln 10 / \mu \quad (\text{cm}) \quad (3.6.)$$

Denklem 10. Yarı ve Onda- Bir Değer Kalınlıklarının Belirlenmesi

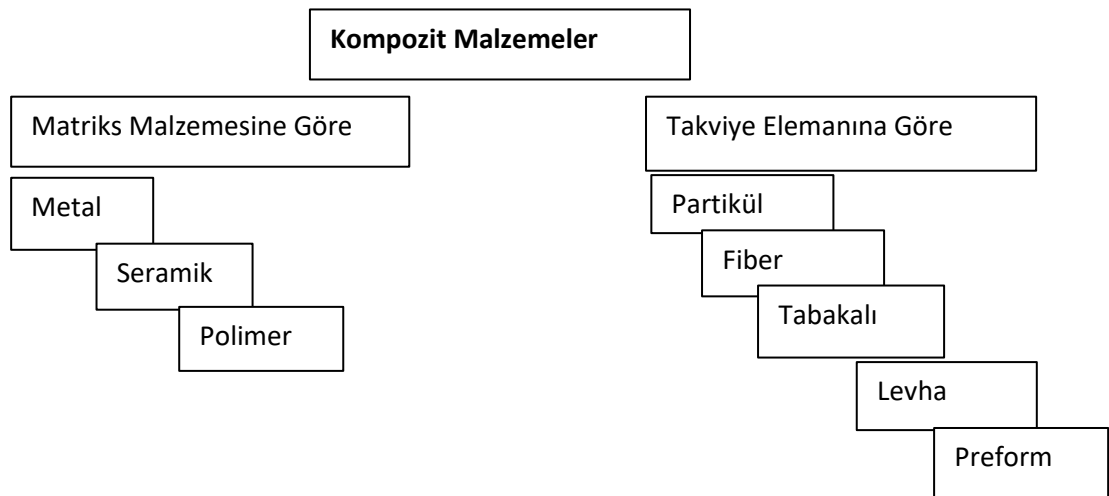
Denklemde yer alan değişkenlerden:

μ : Lineer zayıflatma katsayısını göstermektedir.

3.6. Metal Matrisli Kompozitler

Değişen dünya ve gelişen teknoloji ile birlikte artık geleneksel malzemeler tek başına yeterli olmamaktadır. 1900'li yılların ikinci yarısından itibaren kompozit malzemelerin üretimi, araştırılması ve geliştirilmesi günümüze kadar devam etmiş ve etmektedir. Askeri alan, denizcilik, havacılık ve otomotiv enstitüsünde hafif ve ısıya dayanıklı malzemelere artan ihtiyaç bu alanın gelişmesine sebep olmuştur. Boyutsal kararlılığa duyulan gereksinin ve yüksek sıcaklığa dayanıklılık kompozit malzemelerin araştırıp geliştirilmesinde çıkış noktası olmuştur (Sarıtaş, 1995).

Kompozit malzemeler birbirinden farklı iki veya daha fazla bileşenden oluşan fakat tek bir malzeme özelliği gösteren malzemelerdir (Broutman ve Agarval, 1980). Tek başlarına ayrı ayrı kullanıldıklarında istenileni sergileyemeyen fakat birleştiklerinde yeni bir özellik kazanabilen malzemelerdir. Bir veya daha fazla süreksiz fazın bir sürekli faz içerisinde dağıtılması yoluyla kompozit malzemeler üretilmektedir. Süreksiz faz kuvvetlendirici ve takviye edici malzeme, sürekli faz ise matris olarak adlandırılmaktadır. Takviyeleri bir arada tutmak ve şekilsel bütünlüğü sağlamak matrisin görevidir. Kompozit malzemeler ana dokusunu oluşturan matris türüne bağlı olarak polimer, metal ve seramik matrisli kompozitler olmaz üzere üç kategoride incelenmektedir (Kalemtaş, 2014). Kompozitlerin kullanılan matris malzemesinin cinsine ve takviye elemanın şekline göre sınıflandırılması yapılmaktadır. Bu sınıflandırma aşağıdaki Şekil 16'da sunulmuştur



Şekil 30. Kompozit malzemelerin bileşenlerine göre sınıflandırılması (Schwartz,1984)

Şekil 16'dan anlaşıldığı üzere kompozit malzemelerin iki bileşeni vardır. Birisi matriks malzemeler diğeri ise takviye elemanlarıdır. Matriks Malzemelerine göre Metal, Seramik ve Polimer olmak üzere üçe ayrılırken Takviye Elemanına Göre Partikül, Fiber, Tabakalı, Levha ve Preform olmak üzere beşe ayrılmaktadır.

1960'lı yılların başlarında metal matrisli kompozit (MMK) malzemeler geliştirilmeye başlanmıştır. Var olan mevcut malzemelerin kullanım sıcaklığının daha üzerine çıkabilecek ve daha yüksek spesifik mukavemet özelliği sergileyebilecek maddelere duyulan ihtiyaç MMK'ların ortaya çıkmasına sebep olmuştur. MMK'lar geniş bir malzeme grubunu oluşturmaktadırlar. Sermet, metalik köpük, partikül gibi malzemeler bu gruba örnektir. MMK kullanımının getirdiği avantajlardan bazıları şu şekilde sıralanabilir (Mazumdar, 2002; Akbulut, 1995):

- *Yoğunluğun daha düşük olması,*
- *Madde içyapılarının tekrar üretilebilir olması bu yapılara özelliklerin de dâhil olması,*
- *Esnek ve yüksek mukavemete sahip olması,*
- *Darbe dayanıklılığının ve tokluğun yüksek olması,*
- *Yüzey çatlaklarına karşı hassasiyetlerinin az olup yüzey sertliklerinin fazla olması,*
- *Sıcaklık değişikliklerine veya ısı şoka karşı düşük hassasiyet,*
- *Elektrik ve ısı iletkenliklerinin yüksek olması.*

MMK'ların bazı üstün özelliklerinin yanı sıra bazı sınırları da mevcuttur. MMK'ların bu özelliklerine ilişkin bilgiler Tablo 4'de sunulmuştur.

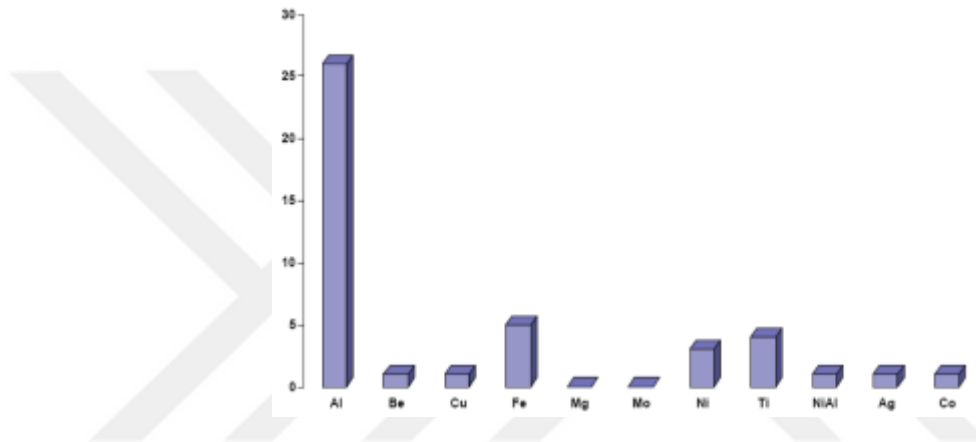
Tablo 4. MMK'ların Üstün Özellikleri ve Sınırlılıkları

MMK'ların Üstün Özellikleri ve Sınırlılıkları	
Üstün Özellikleri	Sınırlılıkları
Yüksek aşınma direnci	Fiber takviyesinde zor ve karmaşık üretim safhası
İyi yorulma direnci	Sünekliği metallere göre daha düşük
Düşük ısı genleşme katsayısı	Daha yüksek maliyetli üretim sistemi ve teçhizat kullanımı
Yüksek sıcaklarda mukavemet	Metallere oranla bu alandaki bilgi birikimi zayıflığı
Yüksek esneklik modülü	

Tablo 4'de görüldüğü üzere MMK'ların diğer metallere göre bazı önemli üstünlükleri varken bazı sınırlılıkları da mevcuttur. Daha yüksek mukavemet ve ısıya

dayanıklılık göstermesi üstün özelliklerinin başlıklarında yer alırken, üretim maliyetindeki pahalılık ve daha yeni bir alan olması sebebiyle alana dair bilgi birikiminin az olması da sınırlılıklarının başında gelmektedir.

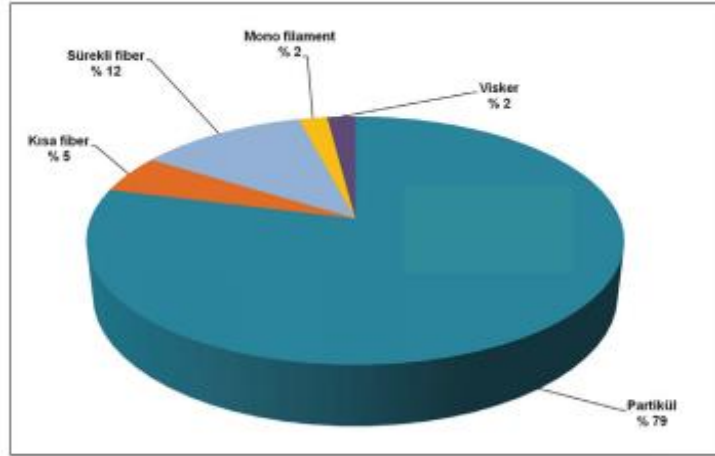
Metal matrisli kompozit malzemelerin üretiminde çinko (Zn), bakır (Cu), titanyum (Ti), alüminyum (Al), magnezyum (Mg) ve nikel (Ni) gibi metaller ve bu metallerin alaşımları matris malzemesi olarak kullanılmaktadır. Metal matrisli kompozit malzemelerinde kullanılan bu malzemelerin oranlarına ilişkin bilgiler Şekil 4'te sunulmuştur.



Şekil 31. Endüstriyel firmaların kullandığı metal matris malzemelerine ait kullanım oranları (Mortensen, 1990)

Şekil 31’ de görüldüğü üzere MMK üretimde en çok kullanılan madde Al ve Al alaşımlarıdır. Doğada oldukça fazla bulunan, ekonomik, işleme kolaylığına sahip ve hafif olan Al aynı zaman korozyon direnci ve takviye edilebilirlik gibi önemli özelliklere sahip bir malzemedir. Al ve alaşımlarını takviye elemanı olarak kullanarak geliştirmek aynı zamanda ergime sıcaklığı, ısıl kararlılık, çekme mukavemeti ve üretilebilirlik gibi özelliklerini geliştirmek anlamına da gelmektedir. Al ve alaşımlarının zaten madde olarak kendinde bulunan özellikleri takviye elemanı olarak kullanıldığında geliştirilebilme özelliğine sahiptir.

MMK’ların üretimi için takviye malzemesi olarak fiber, visker veya partikül gibi farklı şekillere sahip malzemelerin kullanılması söz konusudur. Bu takviye malzemesi olarak kullanılan malzemelerin dağılım bilgilerini içeren görsel Şekil 18’de sunulmuştur.



Şekil 32. MMK üretiminde kullanılan takviye elemanı türlerinin oranları (Mortensen, 1990)

Şekil 32’de görüldüğü üzere MMK üretimde en fazla kullanılan takviye elemanı partiküldür. Bunun nedeni; partikül takviyelerin üretimi ve kullanımının uzun fiberlere oranla daha kolay olması ve elde edilen kompozit yapıda özelliklerin yöne bağlı olarak değişim göstermemesidir (Takei, Hatta ve Taya, 1991).

3.7. Geant4 Simülasyon Programı

Geant4 (GEometri ANd Tracking), parçacıkların etkileşim süreçlerinin benzerini bilgisayar tabanlı olarak sunan ve Monte Carlo metodlarının kullanımıyla gerçekleşen bir yazılım paketidir. 1970’li yılların sonunda yazılım paketi olarak kullanılmaya başlanmıştır. 1993 yılında ise C++ olarak ifade edilen nesne programlama dili kullanılarak program fiziğin yüksek enerji alanında kullanılmaya başlanmıştır. Bu ilk kullanım CERN’de (Avrupa Nükleer Araştırma Laboratuvarı) tasarlanıp oluşturulmuştur. 1993 yılındaki bu yüksek enerji fiziğinde başlanan kullanım biçimi zamanla gelişerek diğer bilim dalları ve disiplinler tarafından da kullanılmaya başlanmıştır. Günümüzde geniş kullanım alanı olan bu uygulamayı fizik, tıp, mühendislik, sağlık fiziği gibi birçok bilim dalındaki çalışmalarda görmek mümkündür.

Alanyazın incelendiğinde programın tasarlama biçiminin de oldukça geniş bir alana yayıldığı görülmektedir. Parçacık hareketlerinin benzeşiminin oluşturulduğu programda, ortamın geometrik özelliğinden parçacık türleri ve hareketlerine kadar birçok değişken kullanılarak tasarılar oluşturulabilmektedir. İlgili alan yazında birçok

çalışmada bu yazılım programı kullanılıp geliştirilmiştir (Medhat ve Wang, 2013; Singh, Medhat ve Shimardi, 2015).

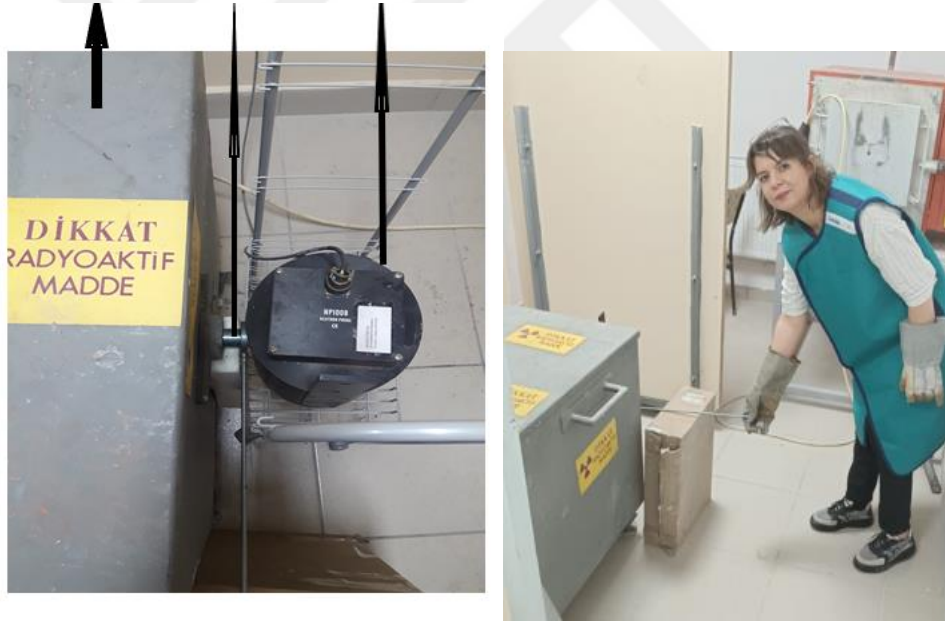
Geant4 simülasyon programı, adım adım parça taşınımını gerçekleştirmektedir. Bir parçacığın kinetik enerjisi tükenene veya bir etkileşime girerek kayboluncaya kadar bu taşınım işlemini yapabilir. Kullanıcı bu taşınım işleminin her bir adımına süreç içerisinde rahatlıkla ulaşabilir ve simülasyon sonuçlarına erişebilir. Programın sahip olduğu kütüphanenin dağarcığı oldukça yüksektir. Kütüphanesinde kullanıcılar için gerekli olabilecek fiziğe ilişkin birçok bilgi yer almaktadır. Program içerisinde bulunan kütüphane uygulaması sayesinde kullanıcılar parçacıklar ve ortamla ilgili birçok fiziksel terim ve bilgiye ulaşp kendi tasarımlarında etkileşimleri belirleyebilmektedir. Programda yer alan modeller kullanıcı ihtiyaçlarına göre farklı enerji aralıklarında işlem yapabilmektedir. Programda söz konusu olan bu farklı enerji aralıkları ile kurgulanmış modellere hadronik etkileşimlere ön işlemler, yüksek enerjili işlemler, yüksek enerji parametrelili elastik kademeli ve düşük enerji parametrelili modellemeleri örnek olarak verilebilir. Elektromanyetik etkileşimler olarak adlandırılanlara ise standart, standart ve düşük enerji modellemeleri örnek olarak verilebilir (Arslan, 2011).

Bu tez kapsamında da yöntem bölümünde Geant4 programı kullanılarak simülasyon ortamı oluşturulmuştur. Oluşturulan bu benzeşim tasarımında, örneğin 4, 5 MeV enerjili 106 nötron 5 cm kalınlığında nikel ile etkileştirilmişlerdir. Bu etkileşim sonucunda elde edilen tesir kesiti çıktı ekranından alınmıştır. Bu verilerden elde edilen bilgilere göre 336,646 nötron inelastik saçılmaya, 456,971 nötron elastik saçılmaya uğramıştır. Ayrıca 206,162 nötron ise nikeli geçmiş ve 221 nötron ise nikel tarafından yakalanmıştır. Meydana gelen bu etkileşimler neticesinde nikel için mikroskopik tesir kesiti değeri 0,31582 cm⁻¹ olarak elde edilmiştir.

3.8. Nötron Doz Ölçümü

Şekil 33'de deneysel geometrisi verilen sisteme göre kaynak ile dedektör arasında hiç bir malzeme yokken kaynağın dozu (D0) ölçülerek belirlendi. Daha sonra her numune kaynak ile dedektörün arasına yerleştirilerek 20 dakika boyunca nötron bombardımanına tabi tutuldu ve dedektör tarafından ölçülen doz miktarı (DD) belirlendi. Numunelerin emdiği doz miktarı (DS), aşağıdaki denklem ile hesaplandı.

Nötron kaynak	Numune	dedektör
---------------	--------	----------



Şekil 33. Nötron Ölçüm Geometrisi

Şekil 33’de dedektör kaynak ve örneğe ilişkin görsel sunulmuştur. Sayacın dedekte ettiği nötronlar bilgisayar ortamında hesaplanmıştır.

3.9. Kullanılan Nötron Kaynağı ve Dedektörü

^{133}Ba 10mCi enerjili nokta kaynak kullanılmıştır. Ölçümlerde aşağıdaki özelliklere sahip DSG planar HPGe (high purity germanium) dedektörü kullanılmıştır.

Ölçüm süresi: 1200 sn (live time) (Standart sapma hesabı için her numune 3'er kez ölçülmüştür.)

Dedektör: DSG planar HPGe (high purity germanium)

Kristal uzunluğu: 10mm

berilyum pencere kalınlığı: 0,12mm

Kristal çapı : 16mm

Aktif alan : 200mm²

Çalışma voltajı: -1500V

Çözünürlük : 5.9 keV de ~182 eV

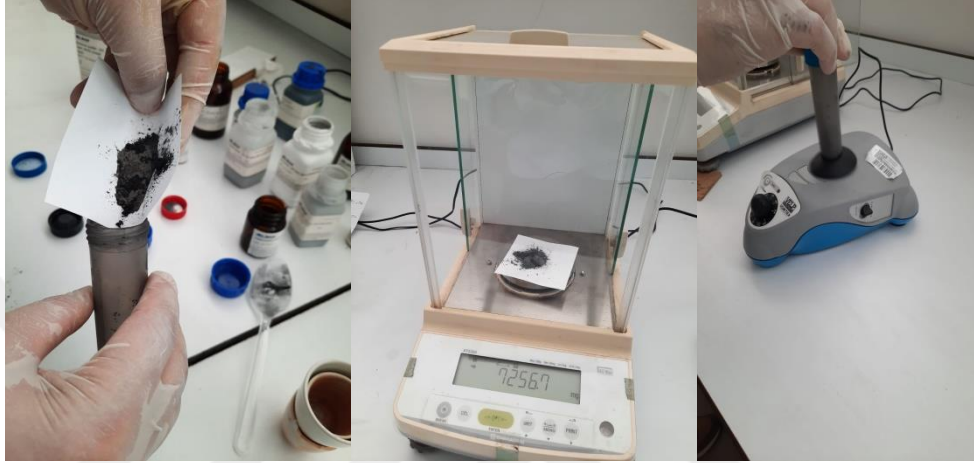
Yükseltici : Tennelec 244

3.10. Numelerin Hazırlanması ve Üretimi

Alüminyum (Al), kobalt (Co), bor karbür (B_4C), krom (Cr), nikel (Ni), demir (Fe), tungsten (W), titanyum borit (TiB_2), titanyum karbür (TiC) alüminyum oksit (Al_2O_3), molibten (Mo) ve zirkonyum (Zr) olarak belirlenen maddeler toz halinde ve nano boyutlarında yer almaktadır. Bu maddeler Monte Carlo simülasyonları ile belirlenen yüzdelere göz önünde bulundurularak homojen halde karıştırılmıştır. Karıştırma materyali olarak mikser karıştırıcı kullanılmıştır. Her bir madde için bu işlem 20 dakika olarak belirlenip gerçekleştirilmiştir. Bu karıştırma işlemi sonrasında elde edilen her bir numunenin ağırlığı 5 gram, toplam kütlesi de 2 cm çapında olarak belirlenmiştir. Diğer bir işlem basamağı olan baskılamaya geçilmeden önce toz karışımlarının içerisine %0,5 oranında parafin eklenerek yağlama adı verilen işlem gerçekleştirilmiştir. Bu basamaktaki amaç numuneler ile press makinesi arasındaki sürtünmeyi azaltmak ve kolay kaymasını sağlamaktır. Numunelerin yağlama işlemi esnasında tüm yüzeylerinin eşit yoğunlukta yağlanmasına dikkat edilmiştir. Daha

sonra homojen şekilde karıştırılan tozlar SPECAC model pellet pres makinesi kullanılarak pellet numuneler haline getirilmiştir. Pellet numuneler haline getirilen tozlar tavlama fırını kullanarak 1 saat süre boyunca fırınlanmıştır. Bu fırınlama işlemi sona erdiğinde, numuneler soğumaya bırakılmış ve son olarak radyasyon ölçüm deneyleri gerçekleştirilmiştir.

Numunelerin hazırlanma sürecine ilişkin görseller Şekil 34’de sunulmuştur.



Şekil 34. Numunelerin Hazırlanma Sürecine İlişkin Görseller

Şekil 34’de ölçümleri yapıp hazırlanan numuneler presleme yapılarak fırınlama işlemine geçilmiştir. Presleme makinasına ait görsel Şekil 21’de sunulmuştur.



Şekil 35. Presleme Makinesi Görselleri

Presleme işlemi tamamlanan numunelerin fırınlama işlemine geçilmiştir. Fırınlama sürecine ait görseller Şekil 36’da sunulmuştur.



Şekil 36. Fırınlama Süreci Görselleri

Numune üretiminde kullanılan malzemelerin kütle birleşim oranlarını içeren özet işlem tablosu Tablo 5’de sunulmuştur.

Tablo 5. Numune Üretiminde Kullanılan Malzemelerin Kütle Birleşim Oranları

Element	MMK1 ($\rho=11,70$ g/cm ³)	MMK2 ($\rho=9,43$ g/cm ³)	MMK3 ($\rho=12,06$ g/cm ³)	MMK4 ($\rho=11,70$ g/cm ³)	MMK5 ($\rho=10,29$ g/cm ³)	MMK6 ($\rho=10,02$ g/cm ³)	316LN $\rho=8,1$ g/cm ³)
Ni	25	55	10	20	20	35	
Cr	12	20	-	5	-	22	18,5
Fe	10	10	10	5	10	10	61,345
W	35	10	40	35	30	15	
Cu	-	-	-	5	5	5	

Co	-	-	20	15	-	10	
Mo	3	-	-	-	-	3	3
Zr	10						
B ₄ C	5	15	-	-	-	-	
Al ₂ O ₃	-	-	-	10	15	-	
TiB ₂	-	-	20	-	20	-	
TiC	-	-	-	5	-	-	
C							0,03
Ni							14,05
Mn							2
Si							1
P							0,045
S							0,03

MMK: Metal matrisli kompozit, 316LN (Referans Numune)

Tablo 5’de numunelerde kullanılan malzemelerin kütle oranları verildikten sonra numune görselleri Şekil 23’de sunulmuştur.



Şekil 37. Üretilen numuneler

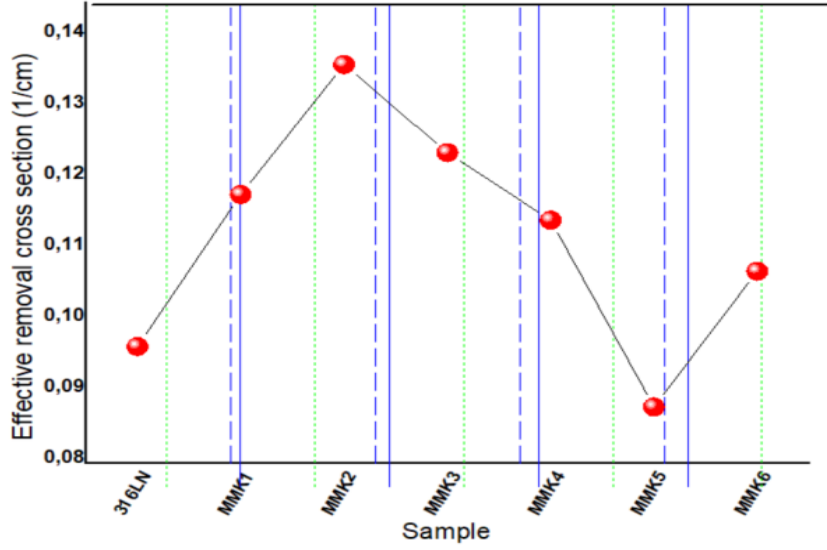
DÖRDÜNCÜ BÖLÜM

4. ARAŞTIRMA SONUÇLARI VE TARTIŞMA

Bu bölümde araştırma sonucunda elde edilen bulgular alt başlıkları halinde sunulmuş ve tartışılmıştır.

4.1. Nötron Zırhlama Parametreleri

Örneklerin hızlı nötron koruyucu yeteneğini belirlemek için, Toplam Makroskopik Kesit, Ortalama serbest yol ve iletim numarası değerleri Monte Carlo Simülasyon Geant4 kodu kullanılarak hesaplanmış ve elde edilen sonuçlar nötron zırhlamada yaygın olarak kullanılan 316LN tipi paslanmaz çelik ile karşılaştırılmıştır. Bulunan sonuçlar Tablo 7 ve Şekil 38’de verilmektedir.



Şekil 38. Toplam Makroskopik Kesit (cm-1)

Nötron radyasyonu ve herhangi bir materyal ile etkileşim olasılığı makroskopik tesir kesit ya da etkili uzaklaştırma tesir kesiti ile verilir. Büyük etkili tesir kesiti, numunenin nötron radyasyonu soğurma yeteneğinin daha iyi olduğunu gösterir.

Şekilde 4.1 de gösterildiği gibi, 5, metal matris kompozit örneği referans örnek olan 316LN tipi paslanmaz çelikten daha büyük toplam etkili uzaklaştırma tesir kesiti değerlerine sahiptir. Bununla birlikte, MMK2 numunesi diğer numunelerden daha yüksek tesir kesit değerine sahiptir, bunun nedeni MMK2 numunesinin yapısında bulunan Ni elementinin ve B₄C bileşiğinin yüksek yüzdesinden kaynaklanabilir. Çünkü Ni daha yüksek nötron kesit değerine sahip bir elementtir. Elde edilen teorik sonuçlar, MMK 1-2-3-4-6 örneklerinin ticari elde edilen ve nükleer uygulamalarda yaygın olarak kullanılan 316 LN paslanmaz çelikten daha yüksek hızlı nötron emilim gücünün olduğunu göstermiştir.

4.5 MeV enerji nötronları için ortalama serbest yol ve geçen nötron sayıları, Geant4 kodu kullanılarak tüm numuneler ve referans örneği 316LN paslanmaz çelik için hesaplanmıştır, Ortalama serbest yol ve geçen nötron sayısı değerleri, herhangi bir malzemenin zırhlama yeteneği hakkında bilgi verir. Bu değerlerin düşük olması zırh malzemesi için istenen bir özelliktir. Tablo 5'de verilen sonuçlara göre, tüm yeni MMK numuneleri, MMK5 hariç düşük bir geçen nötron sayısına ve 316LN paslanmaz çelikten daha küçük bir ortalama serbest yol değerine sahiptir. Bu

değerlerde MMK5 örneği hariç diğer MMK örneklerinin 316 LN'paslanmaz çeliğinden daha büyük nötron radyasyon zırlama kabiliyeti olduğunu göstermiştir.

Tablo 6. 3mm malzeme kalınlığında 105 nötron için Ortalama serbest yol (MFP), Yarı kalınlık değeri (HVL), Geçen nötron sayısı ve Etkili uzaklaştırma tesir kesiti (cm⁻¹)

Örnek	Ortalama serbest yol (mm)	Yarı kalınlık değeri (cm)	Geçen nötron sayısı	Etkili uzaklaştırma tesir kesiti (cm ⁻¹)
316LN	10,3± 0.016	7,18	90805	0,0964
MMK1	8,48 ± 0.085	5,88	88885	0,1178
MMK2	7,34 ± 0.086	5,09	87270	0,1361
MMK3	8,08 ± 0.086	5,60	88357	0,1237
MMK4	8,75 ± 0.085	6,09	89203	0,1142
MMK5	11,37 ± 0.086	7,88	91581	0,0879
MMK6	9,34 ±0.090	6,47	89847	0,1070

4.1.1. Nötron Radyasyon Dozu Ölçüm Sonuçları

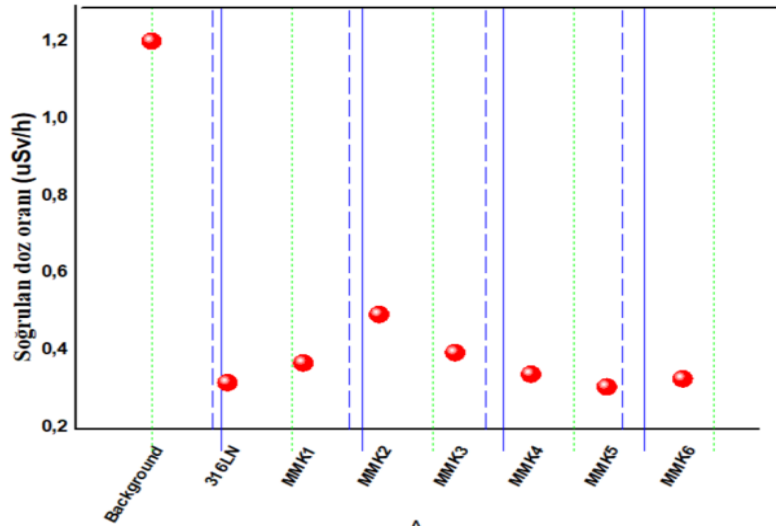
Tüm numunelerden ortalama 4.5 MeV enerji hızlı nötron kaynağı kullanılarak deneysel absorbe doz ölçümü gerçekleştirilmiştir. $D_s = D - D_0$ (3.3.) denklemi ile absorbe edilen doz oranı hesaplanmış ve sonuçlar Şekil 13'de ve Tablo 6'da gösterilmiştir.

Tablo 7. Soğrulan doz miktarları ve oranları

Numune	Soğrulan doz miktarı (μSv/h)	Soğrulan doz oranı (%)
Background	1,2056	-
316LN	0,3203	26,56%
MMK1	0,3714	30,80%
MMK2	0,4968	41,20%
MMK3	0,3980	33,01%
MMK4	0,3421	28,37%
MMK5	0,3093	25,65%
MMK6	0,3301	27,38%

Tablo 7’de üretilen altı metal matriks numunenin soğurduğu doz miktarları ve doz oranları verilmiştir. MMK2 numunesinin en yüksek soğrulan doz miktarına sahip olduğu görülmektedir.

Tablo 7’de verilmiş olan numunelerin soğurma sonuçları detaylı bir şekilde incelendiğinde, MMK2, diğer örneklerle kıyasla 0,4968 ($\mu\text{Sv} / \text{h}$) değerinde bir soğurma yaparak en iyi nötron kalkanı olma kapasitesine sahiptir. Kaynaktan gelen dozu numuneler MMK1 (30,80%), MMK2 (41,20%), MMK3 (33,01%), MMK4 (28,37%), MMK5 (25,65%), MMK6 (27,38%) oranlarında soğururken, referans olarak seçilen 316LN nükleer paslanmaz çelik ise (26,56%) oranında soğurmuştur. Bu sonuçlara göre MMK5 numunesi hariç diğer tüm numuneler 316 LN paslanmaz çeliğinden daha yüksek oranlarda nötron radyasyonu soğurmuştur. Üretilen numuneler ise $\text{MMK2} > \text{MMK3} > \text{MMK1} > \text{MMK4} > \text{MMK6} > \text{MMK5}$ şeklinde bir sıralamaya sahip olarak soğurma performansı göstermişlerdir. Numunelerin doz oranlarına ilişkin grafik şekil 39’da sunulmuştur.



Şekil 39. MeV enerjili nötronlar için ölçülen doz oranları

4.2. Gama Radyasyonu Zırhlama Parametreleri

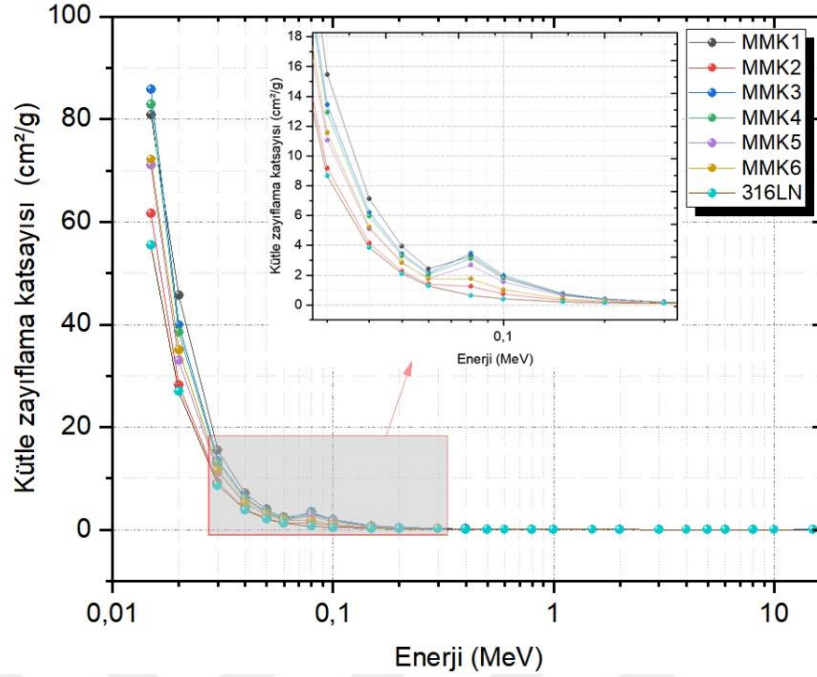
Kütle zayıflama katsayısı, doğrusal zayıflama katsayısı, yarı değer katmanı, ortalama serbest yol ve etkin atom numarası gibi parametrelerin bilinmesi bir malzemenin gama radyasyonunu perdeleme özelliğini belirlemek için gereklidir. Bu çalışmada altı farklı metal matriks numunesi için parametreler teorik olarak

hesaplanmıştır. Numunelerin teorik değerler, gerekli denklemler kullanılarak ve WinXCom yazılım programı (Gerward ve ark. 2004) kullanılarak 0,015 MeV ile 15 MeV enerji aralığında saptanmıştır. Kütle zayıflama katsayılarına ilişkin bilgiler Tablo 8’ de verilmiştir.

Tablo 8. Kütle Zayıflama Katsayısı

Enerji MeV	MMK1 cm ² /g	MMK2 cm ² /g	MMK3 cm ² /g	MMK4 cm ² /g	MMK5 cm ² /g	MMK6 cm ² /g	316NL cm ² /g
0,015	80,853	61,608	85,718	82,865	70,972	72,142	55,401
0,020	45,707	28,161	39,885	38,501	32,952	35,060	26,936
0,030	15,470	9,181	13,434	12,923	11,065	11,547	8,661
0,040	7,126	4,144	6,203	5,951	5,106	5,231	3,860
0,050	3,920	2,261	3,430	3,285	2,828	2,852	2,086
0,060	2,424	1,400	2,135	2,043	1,767	1,758	1,283
0,080	3,273	1,239	3,449	3,104	2,679	1,756	0,630
0,100	1,876	0,736	1,981	1,787	1,551	1,023	0,391
0,150	0,707	0,322	0,745	0,679	0,600	0,417	0,203
0,200	0,381	0,205	0,399	0,369	0,333	0,248	0,149
0,300	0,188	0,130	0,194	0,185	0,173	0,144	0,111
0,400	0,130	0,104	0,133	0,129	0,124	0,110	0,094
0,500	0,104	0,090	0,105	0,103	0,101	0,093	0,084
0,600	0,089	0,081	0,090	0,089	0,087	0,082	0,077
0,800	0,072	0,069	0,072	0,072	0,072	0,069	0,067
1,000	0,062	0,061	0,062	0,063	0,062	0,061	0,060
1,500	0,049	0,049	0,049	0,050	0,050	0,049	0,049
2,000	0,043	0,043	0,043	0,043	0,043	0,043	0,043
3,000	0,038	0,037	0,038	0,038	0,037	0,037	0,036
4,000	0,036	0,034	0,036	0,036	0,035	0,035	0,033
5,000	0,035	0,032	0,035	0,035	0,033	0,033	0,032
6,000	0,035	0,031	0,035	0,034	0,033	0,033	0,031
8,000	0,035	0,031	0,035	0,035	0,033	0,033	0,030
10,000	0,037	0,031	0,036	0,035	0,033	0,033	0,030
15,000	0,040	0,032	0,039	0,038	0,035	0,035	0,031

Tüm numunelerin teorik kütle zayıflama katsayısı değerlerine ilişkin bilgiler Şekil 40’da sunulmuştur.

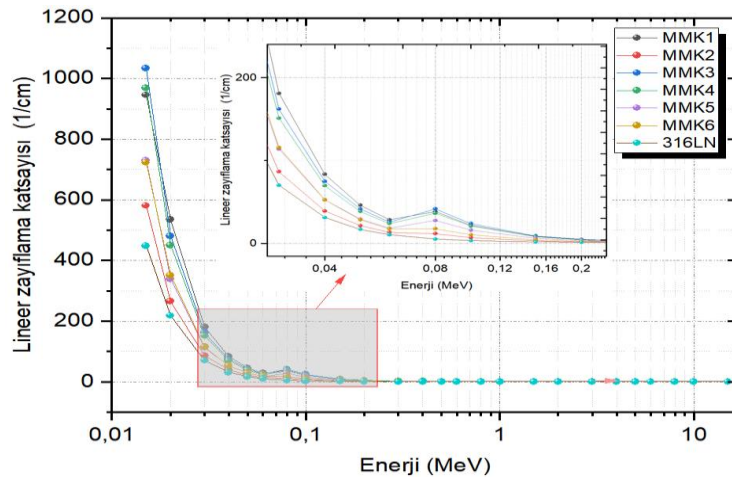


Şekil 40. Tüm numunelerin teorik kütle zayıflama katsayısı değerleri (Aygün, 2010).

Şekil 40' da teorik kütle zayıflama katsayısı değerlerinin gelen foton enerjisine göre değişimini göstermektedir. Ayrıca bu değerler Tablo 8'de tablolanmıştır. Şekil 26 ve Tablo 8'de tüm MMK örneklerinin hesaplanan kütle zayıflama katsayılarının referans numune olarak alınan 316LN nükleer paslanmaz çeliğinden yüksek olduğu açıkça görülmektedir. Ayrıca Şekil 26'da fotoelektrik etkinin baskın olduğu düşük enerji bölgesinde gelen foton enerjisi arttıkça tüm numunelerin kütle zayıflama katsayısı değerlerinin hızla düştüğü, Compton saçılımının baskın olduğu diğer enerji bölgesinde ise bu değerlerin olduğu görülmektedir. Bu enerji bölgelerinde etkin kesitler sırasıyla $Z^4-5/E^{3.5}$ ve $1/E$ ile orantılı olarak değiştiği için kademeli olarak azalır. Kütle zayıflama katsayısı değeri yüksek olan numuneler gama radyasyonunu daha iyi soğurur. Şekil 40'a göre MMK3 numunesi diğer numunelere göre en yüksek kütle zayıflama katsayısı değerine, MMK2 numunesi ise en düşük değere sahiptir. Tüm metal matriks kompozitler için gelen 25 farklı foton enerjisinin bir fonksiyonu olarak diğer bir parametre olan LAK (Lineer Azaltma Katsayısı) değerindeki değişim Tablo 9 ve şekil 41'de gösterilmektedir.

Tablo 9. Lineer Azaltma Katsayısı LAC

Enerji MeV	MMK1 1/cm	MMK2 1/cm	MMK3 1/cm	MMK4 1/cm	MMK5 1/cm	MMK6 1/cm	316NL 1/cm
	945,97	580,96	1033,75				
0,015	8	8	3	969,521	730,306	722,866	448,749
	534,77	265,55					
0,020	6	8	481,011	450,457	339,074	351,298	218,180
	180,99						
0,030	5	86,574	162,010	151,199	113,856	115,704	70,154
0,040	83,373	39,081	74,803	69,630	52,542	52,413	31,268
0,050	45,865	21,325	41,361	38,435	29,101	28,575	16,893
0,060	28,361	13,202	25,746	23,902	18,183	17,611	10,390
0,080	38,290	11,683	41,600	36,320	27,570	17,591	5,107
0,100	21,945	6,941	23,897	20,908	15,956	10,251	3,164
0,150	8,267	3,034	8,986	7,949	6,177	4,182	1,640
0,200	4,454	1,929	4,811	4,319	3,427	2,483	1,205
0,300	2,203	1,228	2,345	2,165	1,782	1,444	0,897
0,400	1,522	0,980	1,601	1,508	1,271	1,101	0,765
0,500	1,214	0,848	1,268	1,209	1,034	0,931	0,684
0,600	1,039	0,762	1,080	1,038	0,896	0,826	0,626
0,800	0,842	0,651	0,871	0,844	0,736	0,695	0,544
1,000	0,728	0,577	0,750	0,731	0,641	0,613	0,486
1,500	0,576	0,467	0,592	0,580	0,510	0,493	0,396
2,000	0,506	0,407	0,520	0,508	0,446	0,432	0,346
3,000	0,444	0,347	0,455	0,443	0,385	0,372	0,294
4,000	0,420	0,318	0,429	0,416	0,357	0,346	0,269
5,000	0,410	0,302	0,419	0,405	0,345	0,334	0,256
6,000	0,409	0,294	0,417	0,401	0,339	0,328	0,248
8,000	0,415	0,288	0,423	0,405	0,338	0,327	0,243
10,000	0,428	0,289	0,434	0,415	0,343	0,333	0,244
15,000	0,463	0,299	0,469	0,446	0,363	0,352	0,252

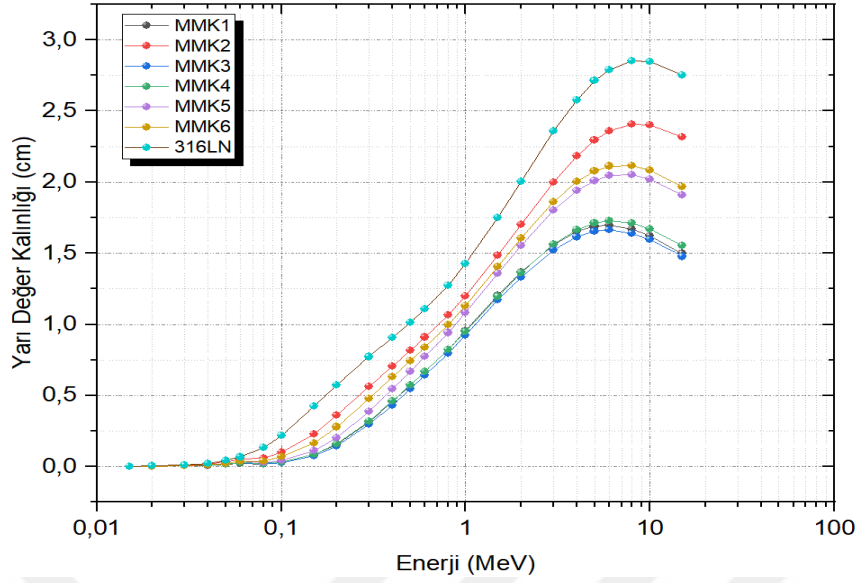


Şekil 41. Tüm numunelerin teorik lineer zayıflama katsayısı değerleri

Tüm metal matriks kompozitler için gelen 25 farklı foton enerjisinin bir fonksiyonu olarak LAC (lineer zayıflama katsayısı) değerlerindeki değişim Tablo 9 ve Şekil 41'de gösterilmektedir. Her numunenin fiziksel yoğunluğu ve MAC değerleri. Numunelerin fiziksel yoğunluğunun artan sırası, kütle zayıflama değerinin azalan sırası ile aynı olduğundan, Tablo 9 ve Şekil 40'a benzer olduğundan, dolayısıyla aynı şekilde yorumlanabilir. Metal matriks kompozitler için gelen foton enerjisinin bir fonksiyonu olarak HVL (yarı değer kalınlığı), TVL (Onda bir değer kalınlığı) ve MFP (ortalama serbest yol) değerlerindeki değişiklikler Tablo 10, 11, 12 ve Şekil 42, 43 ve 44'de gösterilmektedir.

Tablo 10. Yarı Değer Kalınlığı HVL

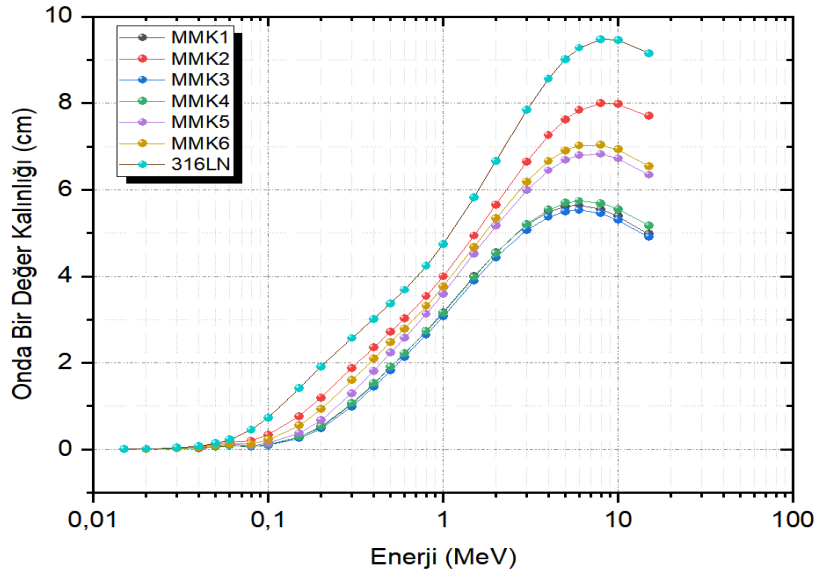
Enerji MeV	MMK1 cm	MMK2 cm	MMK3 Cm	MMK4 Cm	MMK5 cm	MMK6 cm	316LN Cm
0,015	0,001	0,001	0,001	0,001	0,001	0,001	0,002
0,020	0,001	0,003	0,001	0,002	0,002	0,002	0,003
0,030	0,004	0,008	0,004	0,005	0,006	0,006	0,010
0,040	0,008	0,018	0,009	0,010	0,013	0,013	0,022
0,050	0,015	0,033	0,017	0,018	0,024	0,024	0,041
0,060	0,024	0,053	0,027	0,029	0,038	0,039	0,067
0,080	0,018	0,059	0,017	0,019	0,025	0,039	0,136
0,100	0,032	0,100	0,029	0,033	0,043	0,068	0,219
0,150	0,084	0,228	0,077	0,087	0,112	0,166	0,423
0,200	0,156	0,359	0,144	0,161	0,202	0,279	0,575
0,300	0,315	0,565	0,296	0,320	0,389	0,480	0,772
0,400	0,456	0,708	0,433	0,460	0,545	0,630	0,906
0,500	0,571	0,817	0,546	0,573	0,670	0,745	1,014
0,600	0,667	0,909	0,642	0,667	0,773	0,840	1,108
0,800	0,823	1,065	0,796	0,821	0,941	0,997	1,275
1,000	0,952	1,201	0,924	0,948	1,082	1,132	1,426
1,500	1,202	1,485	1,170	1,196	1,360	1,406	1,751
2,000	1,369	1,701	1,333	1,364	1,554	1,605	2,004
3,000	1,562	2,000	1,524	1,566	1,803	1,862	2,359
4,000	1,652	2,183	1,615	1,666	1,939	2,004	2,578
5,000	1,689	2,294	1,654	1,713	2,012	2,078	2,713
6,000	1,697	2,359	1,664	1,728	2,046	2,113	2,791
8,000	1,669	2,407	1,640	1,712	2,053	2,117	2,851
10,000	1,621	2,402	1,596	1,671	2,022	2,084	2,846
15,000	1,498	2,318	1,477	1,555	1,908	1,968	2,754



Şekil 42. Tüm numunelerin teorik yarı kalınlık (HVL) değerleri

Tablo 11. Onda Bir Değer Kalınlığı TVL

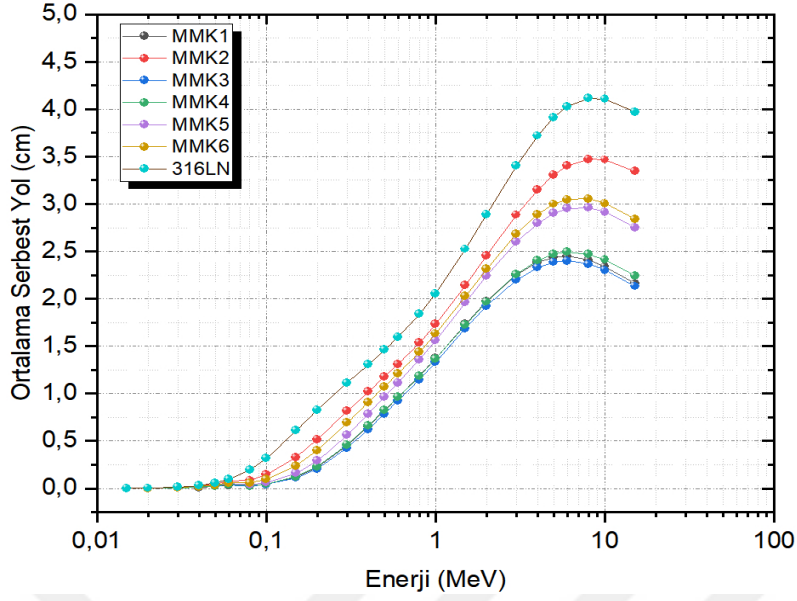
Enerji MeV	MMK1 cm	MMK2 cm	MMK3 Cm	MMK4 Cm	MMK5 cm	MMK6 cm	316LN cm
0,015	0,002	0,004	0,002	0,002	0,003	0,003	0,005
0,020	0,004	0,009	0,005	0,005	0,007	0,007	0,011
0,030	0,013	0,027	0,014	0,015	0,020	0,020	0,033
0,040	0,028	0,059	0,031	0,033	0,044	0,044	0,074
0,050	0,050	0,108	0,056	0,060	0,079	0,081	0,136
0,060	0,081	0,174	0,089	0,096	0,127	0,131	0,222
0,080	0,060	0,197	0,055	0,063	0,084	0,131	0,451
0,100	0,105	0,332	0,096	0,110	0,144	0,225	0,728
0,150	0,279	0,759	0,256	0,290	0,373	0,551	1,404
0,200	0,517	1,194	0,479	0,533	0,672	0,927	1,911
0,300	1,045	1,875	0,982	1,064	1,292	1,595	2,566
0,400	1,513	2,351	1,438	1,527	1,812	2,091	3,009
0,500	1,896	2,716	1,815	1,904	2,226	2,474	3,367
0,600	2,215	3,021	2,131	2,217	2,569	2,789	3,681
0,800	2,734	3,539	2,645	2,727	3,128	3,312	4,236
1,000	3,163	3,989	3,069	3,149	3,593	3,759	4,736
1,500	3,994	4,933	3,887	3,973	4,516	4,671	5,816
2,000	4,546	5,652	4,429	4,530	5,164	5,333	6,658
3,000	5,188	6,644	5,063	5,201	5,988	6,185	7,837
4,000	5,488	7,252	5,366	5,536	6,442	6,656	8,566
5,000	5,611	7,622	5,494	5,689	6,683	6,904	9,012
6,000	5,636	7,836	5,526	5,740	6,797	7,019	9,271
8,000	5,545	7,997	5,449	5,687	6,819	7,034	9,470
10,000	5,385	7,978	5,300	5,550	6,715	6,923	9,455
15,000	4,975	7,700	4,906	5,165	6,338	6,539	9,147



Şekil 43. Tüm numunelerin teorik onda bir (TVL) değerleri

Tablo 12. Ortalama Serbest Yol

Enerji MeV	MMK1 cm	MMK2 cm	MMK3 Cm	MMK4 Cm	MMK5 cm	MMK6 cm	316LN cm
0,015	0,001	0,002	0,001	0,001	0,001	0,001	0,002
0,020	0,002	0,004	0,002	0,002	0,003	0,003	0,005
0,030	0,006	0,012	0,006	0,007	0,009	0,009	0,014
0,040	0,012	0,026	0,013	0,014	0,019	0,019	0,032
0,050	0,022	0,047	0,024	0,026	0,034	0,035	0,059
0,060	0,035	0,076	0,039	0,042	0,055	0,057	0,096
0,080	0,026	0,086	0,024	0,028	0,036	0,057	0,196
0,100	0,046	0,144	0,042	0,048	0,063	0,098	0,316
0,150	0,121	0,330	0,111	0,126	0,162	0,239	0,610
0,200	0,225	0,519	0,208	0,232	0,292	0,403	0,830
0,300	0,454	0,814	0,426	0,462	0,561	0,693	1,114
0,400	0,657	1,021	0,624	0,663	0,787	0,908	1,307
0,500	0,824	1,179	0,788	0,827	0,967	1,074	1,462
0,600	0,962	1,312	0,926	0,963	1,116	1,211	1,599
0,800	1,187	1,537	1,149	1,184	1,358	1,439	1,840
1,000	1,373	1,732	1,333	1,368	1,560	1,632	2,057
1,500	1,735	2,143	1,688	1,726	1,961	2,029	2,526
2,000	1,974	2,454	1,924	1,968	2,243	2,316	2,891
3,000	2,253	2,885	2,199	2,259	2,601	2,686	3,403
4,000	2,383	3,150	2,330	2,404	2,798	2,890	3,720
5,000	2,437	3,310	2,386	2,471	2,902	2,998	3,914
6,000	2,448	3,403	2,400	2,493	2,952	3,048	4,027
8,000	2,408	3,473	2,367	2,470	2,961	3,055	4,113
10,000	2,339	3,465	2,302	2,410	2,916	3,007	4,106
15,000	2,161	3,344	2,131	2,243	2,753	2,840	3,972



Şekil 44. Tüm numunelerin teorik ortalama serbest yol (MFP) değerleri

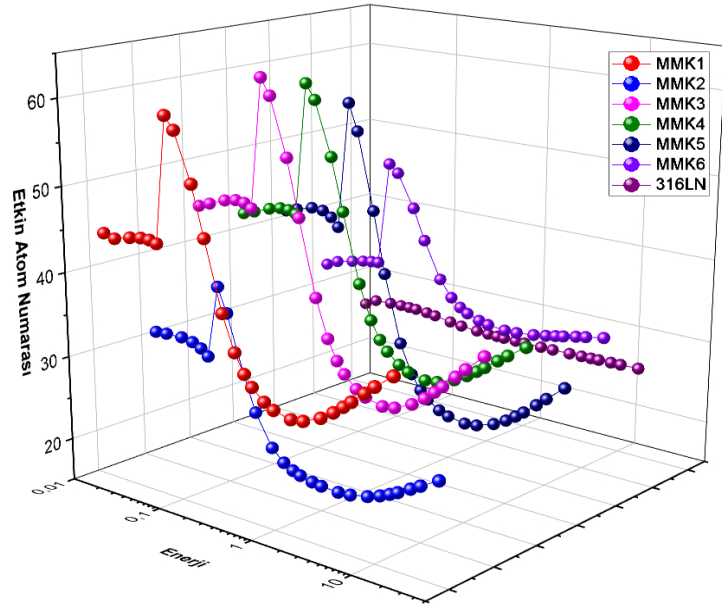
Bu şekillerde ve tablolarda açıkça görülmektedir ki tüm numuneler referans numune olan 316LN çeliğine göre minimum HVL, TVLE ve MFP değerlerine sahiptirler ve gelen foton enerjisi arttıkça bu değerlerin artması normal bir durumdur. Düşük yarı değer katmana, ondabir değer katmanı ve ortalama serbest yol değerlerine sahip numuneler, gama radyasyonunu daha iyi soğururlar. Bu sonuçlara göre MMK3 örneği diğer örneklerle göre en düşük yarı değer katmanı, onda bir kalınlık değeri ve ortalama serbest yol değerlerine sahipken, MMK2 örneği en yüksek değerlere sahiptir. Bu sonuçlara göre MM3 numunesi gama radyasyonuna karşı iyi bir zırhlama kapasitesine sahipken MM2 numunesi ise gama radyasyonuna karşı daha az bir zırhlama kapasitesine sahiptir.

Tablo 13 ve Şekil 45'te atom numarasının gelen foton enerjisine göre değişimini göstermektedir.

Tablo 13. Etkin Atom Numarası Zeff

Enerji MeV	MMK1	MMK2	MMK3	MMK4	MMK5	MMK6	316LN
0,015	44,316	30,876	44,804	42,504	41,467	33,047	26,092
0,020	43,951	30,994	45,341	43,002	41,967	33,704	26,856
0,030	44,485	31,055	46,111	43,749	42,521	34,177	26,954

0,040	44,744	30,830	46,416	44,101	42,447	34,497	26,984
0,050	44,738	30,327	46,294	44,094	41,817	34,688	26,980
0,060	44,499	29,593	45,811	43,779	40,741	34,769	26,949
0,080	59,130	38,270	61,345	59,684	56,330	47,657	26,833
0,100	57,672	35,396	59,398	57,889	53,059	46,690	26,683
0,150	52,089	28,612	52,586	51,476	43,661	42,626	26,347
0,200	46,323	24,417	45,866	45,195	36,132	38,831	26,148
0,300	38,345	20,724	36,854	36,922	27,864	34,341	25,980
0,400	34,241	19,365	32,319	32,832	24,309	32,328	25,922
0,500	32,073	18,747	29,947	30,711	22,582	31,335	25,896
0,600	30,824	18,418	28,587	29,500	21,630	30,783	25,882
0,800	29,532	18,097	27,186	28,255	20,675	30,226	25,869
1,000	28,900	17,944	26,502	27,652	20,218	29,961	25,863
1,500	28,420	17,853	25,980	27,185	19,883	29,748	25,861
2,000	28,641	17,983	26,209	27,364	20,061	29,793	25,868
3,000	29,562	18,450	27,185	28,153	20,802	30,031	25,892
4,000	30,571	18,988	28,270	29,021	21,651	30,289	25,919
5,000	31,498	19,515	29,281	29,821	22,468	30,518	25,943
6,000	32,312	20,007	30,181	30,524	23,218	30,713	25,964
8,000	33,641	20,866	31,674	31,678	24,513	31,022	25,999
10,000	34,655	21,563	32,833	32,564	25,558	31,255	26,026
15,000	36,341	22,794	34,799	34,055	27,409	31,648	26,070



Şekil 45. Tüm numunelerin teorik etkin atom numarası (EAN) değerleri

Bu tablo 13 ve şekil 45’de düşük enerji bölgesinde tüm örneklerin etkin atom sayısı değerlerinin gelen foton enerjisi arttıkça hızla azaldığı, diğer bölgede ise etkin atom sayısı değerlerinin arttığı görülmektedir. Etkin atom numarası değeri yüksek olan numuneler gama radyasyonunu daha iyi soğurur. Bu sonuçlara göre MMK2 numunesi hariç tüm MMK numuneleri 316LN nükleer çeliğinden daha yüksek etkin atom numarasına sahip olduğu görülmektedir. Buna göre MMK2 numunesi hariç diğer tüm MMK numuneleri 316LN’ den daha yüksek gama radyasyonu soğurma kabiliyetine sahip oldukları sonucuna varılır. Tüm MMK numunelerinden ise MMK3 numunesi diğer numunelere göre en yüksek etkin atom numarası değerine sahipken, MMK2 numunesi en düşük değere sahiptir. Sonuç olarak MMK3 numunesinin gama radyasyonu soğurma kapasitesi yüksek olduğu belirlenmiştir.

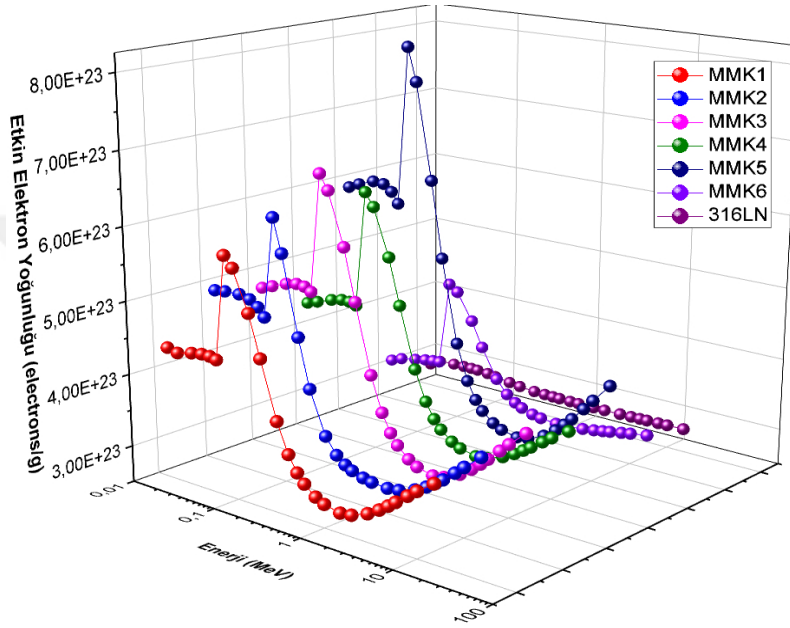
Etkin elektron yoğunluğu, nükleer tıp, radyasyondan korunma, araştırma ve radyasyon dozimetri gibi alanlardaki çalışmalarda önemli kolaylıklar sağlar.

Tüm MMK numunelerin etkin elektron yoğunlukları hesaplandı ve Tablo 14 ile Şekil 46’da verilmiştir. MMK numunelerinin gama ışınlarını durdurma güçlerini anlamak için de 316LN nükleer paslanmaz çeliğiyle karşılaştırıldı.

Tablo 14. Etkin Elektron Yoğunluğu Neff

Enerji MeV	MMK1 electrons/g	MMK2 electrons/g	MMK3 electrons/g	MMK4 electrons/g	MMK5 electrons/g	MMK6 electrons/g	316LN electrons/g
0,015	4,32E+23	4,92E+23	4,77E+23	4,37E+23	5,89E+23	3,10E+23	2,83E+23
0,020	4,29E+23	4,94E+23	4,83E+23	4,42E+23	5,97E+23	3,17E+23	2,91E+23
0,030	4,34E+23	4,95E+23	4,91E+23	4,50E+23	6,04E+23	3,21E+23	2,92E+23
0,040	4,36E+23	4,92E+23	4,95E+23	4,53E+23	6,03E+23	3,24E+23	2,93E+23
0,050	4,36E+23	4,84E+23	4,93E+23	4,53E+23	5,94E+23	3,26E+23	2,93E+23
0,060	4,34E+23	4,72E+23	4,88E+23	4,50E+23	5,79E+23	3,27E+23	2,92E+23
0,080	5,77E+23	6,10E+23	6,54E+23	6,14E+23	8,01E+23	4,48E+23	2,91E+23
0,100	5,62E+23	5,64E+23	6,33E+23	5,95E+23	7,54E+23	4,39E+23	2,90E+23
0,150	5,08E+23	4,56E+23	5,60E+23	5,29E+23	6,21E+23	4,00E+23	2,86E+23
0,200	4,52E+23	3,89E+23	4,89E+23	4,65E+23	5,14E+23	3,65E+23	2,84E+23
0,300	3,74E+23	3,30E+23	3,93E+23	3,80E+23	3,96E+23	3,23E+23	2,82E+23
0,400	3,34E+23	3,09E+23	3,44E+23	3,38E+23	3,46E+23	3,04E+23	2,81E+23
0,500	3,13E+23	2,99E+23	3,19E+23	3,16E+23	3,21E+23	2,94E+23	2,81E+23
0,600	3,01E+23	2,94E+23	3,05E+23	3,03E+23	3,07E+23	2,89E+23	2,81E+23
0,800	2,88E+23	2,89E+23	2,90E+23	2,91E+23	2,94E+23	2,84E+23	2,81E+23
1,000	2,82E+23	2,86E+23	2,82E+23	2,84E+23	2,87E+23	2,81E+23	2,81E+23
1,500	2,77E+23	2,85E+23	2,77E+23	2,80E+23	2,83E+23	2,79E+23	2,81E+23
2,000	2,79E+23	2,87E+23	2,79E+23	2,81E+23	2,85E+23	2,80E+23	2,81E+23

3,000	2,88E+23	2,94E+23	2,90E+23	2,89E+23	2,96E+23	2,82E+23	2,81E+23
4,000	2,98E+23	3,03E+23	3,01E+23	2,98E+23	3,08E+23	2,85E+23	2,81E+23
5,000	3,07E+23	3,11E+23	3,12E+23	3,07E+23	3,19E+23	2,87E+23	2,81E+23
6,000	3,15E+23	3,19E+23	3,22E+23	3,14E+23	3,30E+23	2,88E+23	2,82E+23
8,000	3,28E+23	3,33E+23	3,38E+23	3,26E+23	3,48E+23	2,91E+23	2,82E+23
10,000	3,38E+23	3,44E+23	3,50E+23	3,35E+23	3,63E+23	2,94E+23	2,82E+23
15,000	3,54E+23	3,63E+23	3,71E+23	3,50E+23	3,90E+23	2,97E+23	2,83E+23



Şekil 46. Tüm numunelerin teorik etkin elektron yoğunluğu (Neff) değerleri

Tablo 14 ve Şekil 46’da görüldüğü gibi düşük enerji bölgesinde tüm örneklerin etkin elektron yoğunluğu değerlerinin gelen foton enerjisi arttıkça hızla azaldığı, diğer bölgede ise arttığı görülmektedir. Etkin elektron yoğunluğu yüksek olan numunelerinde gama radyasyonunu soğurma kabiliyetleri yüksektir. Elde edilen bu sonuçlara göre tüm MMK numuneleri 316LN nükleer çeliğinden daha yüksek etkin elektron yoğunluğuna sahip oldukları görülmektedir. Buna hesaplamalara göre tüm MMK numuneleri 316LN’ den daha yüksek gama radyasyonu soğurma özelliğine sahiptirler. Tüm MMK numuneleri arasında ise MMK3 numunesi diğer numunelere göre en yüksek etkin elektron yoğunluğu sahipken, MMK2 numunesi en düşük değere sahiptir. Sonuç olarak MMK3 numunesi diğer numunelerden ve 316 LN paslanmaz çeliğinden daha yüksek gama radyasyon soğurma kapasitesine sahiptir.

BEŞİNCİ BÖLÜM

5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Araştırma sonucunda radyasyon sızıntılarının önlenmesi için altı farklı tip metal matriks kompozit örneği tasarlanmış ve üretilmiştir. Bu MMK örneklerinin üretim amacı nükleer uygulamalarda gama ve nötron radyasyon sızıntılarını önlemektir. MMK'ların üretim sürecinde bu çalışma boyunca çelik ve alaşım üretim standartlarına uygun olarak toz metalurjisi yöntemi kullanılmıştır. MMK'lerin tasarlanma aşamasında Monte Carlo simülasyon programı Geant4 kodu kullanılmıştır. Hızlı nötron radyasyonu için önemli zırhlama parametreleri olan etkili uzaklaştırma tesir kesitleri, ortalama serbest yol, yarı kalınlık değeri ve iletim sayısı teorik olarak Geant4 programı ile belirlenmiştir. Tüm numunelerin deneysel doz ölçümleri yapılarak soğurma kapasiteleri tespit edilmiştir. Bu sonuçlara göre bütün MMK malzemelerin hızlı nötronları soğurma özelliklerinin olduğu ve MMK2 numunesi hariç diğer tüm MMK numunelerin 316 LN paslanmaz çeliğinden daha yüksek oranda zırhlama kapasitesine sahip olduğu belirlendi. Üretilen MMK numuneleri arasında ise en yüksek soğurma yeteneği olan MMK 3 numunesinin olduğu belirlendi.

Bunlara ek olarak gama radyasyonu için kütle azaltma katsayısı (KAK), lineer azaltma katsayısı (LAK), ortalama serbest yol (OSY), yarı değer kalınlık (YDK), etkin atom numarası (EAN) ve etkin elektron yoğunluğu (EEY) gibi önemli zırhlama parametreleri WinXCom yazılımı kullanılarak hesaplanmıştır.

Elde edilen sonuçlara göre tüm MMK malzemelerin gama radyasyonu soğurma yeteneklerine sahip oldukları ve hepsinin, referans numune olarak 316LN paslanmaz çelikten daha yüksek oranda gama radyasyonu kapasitesine sahip olduğu belirlendi. Bütün MMK malzemeler içerisinde ise gama radyasyonu soğurma yeteneği en iyi olan malzemenin ise MMK2 kodlu malzemenin olduğu tespit edildi.

Ayrıca bu MMK malzemelerin kimyasal korozyonlara ve yüksek sıcaklığa dayanıklı olduğu tespit edilmiştir. Bu yeni altı tip metal matriks kompozit örneklerinin, nükleer yakıtların ve atıkların taşınmasında ve depolanmasında, zırhlama çalışmaları gibi radyasyon uygulamalarında güvenlik amacıyla kullanımları

uygundur. Nükleer reaktörlerde ve diğer nükleer uygulamalarda biyolojik zırhlama çalışmaları içinde kullanılabileceği önerilmiştir.

KAYNAKLAR

- Akbulut, H., 1995. Alümina Fiber Takviyeli Al–Si Metal Matriksli Kompozit Üretimi ve Mikroyapı Özellik İlişkilerinin İncelenmesi. Doktora Tezi, İstanbul Teknik Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, İstanbul.
- Arslan, H., 2011. Dünya’nın Elektrik ve Manyetik Alanının Deniz Seviyesindeki Kozmik Müon Akısı Üzerine Etkisinin Geant4 İle İncelenmesi. Doktora Tezi, Sakarya Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Sakarya.
- Ateş, S. ve Uzun, İ. 2014. Sic ile güçlendirilmiş al₂O₃ matrisli kompozitin ısı iletkenliği üzerine matrise ilave edilen mg’un etkisi. Journal of Engineering Technological Sciences, 2.
- Aygün, B., 2021. Neutron and gamma radiation shielding Ni based new type super alloys development and production by Monte Carlo Simulation technique. Radiation Physics and Chemistry, 188. ISSN 0969-806X, <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2021.109630>.
- Aygün, B., 2010. Değişik Yağ Oranlarına Sahip Parafin Waxlarda Hızlı Nötronların Makroskopik Soğrulma Tesir Kesitlerinin Belirlenmesi ve Zırhlama Üzerindeki Etkisinin Araştırılması. Doktora Tezi, Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Erzurum.
- Belgin, E., 2017. Elektromanyetik Radyasyon Zırhlama Uygulamaları İçin Farklı Metal Tuz Takviyeli Polimer Esaslı Kompozit Malzemelerin Geliştirilmesi. Yüksek Lisans Tezi, Muğla Sıtkı Koçman Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Muğla.
- Beyzadeoglu, M., Ozyigit, G., ve Ebruli, C., 2010. Basic radiation oncology. Springer Yayınları, No: 71, Berlin.
- Beyzadeoglu, C., Özyigit, M., Ebruli, G., 2012. Basic Radiation Oncology, Berlin, Heidelberg, Springer, 12-290.
- Bozbıyık, A., Özdemir, Ç., ve Hancı, İ. H. 2002. Radyasyon yaralanmaları ve korunma yöntemleri. Sürekli Tıp Eğitimi Dergisi, 7(11), 274.

- Broutman, L. J., ve Agarwal, B. D., 1980. Analysis and performance of fiber composites. Wiley Yayınları, New York.
- Bushong, S. C., ve Carter, C. 1984. Radiologic science for technologists. Physics, Biology, and Protection, 9.
- Büyük, B. 2013. Volfram, titanyum, bor içeren bazı malzemelerin gama ve nötron radyasyonu karşısındaki davranışının incelenmesi, X-com bilgisayar programı ile irdelenmesi ve yeni bir radyasyon zırh malzeme önerisi. Doktora Tezi, İstanbul Teknik Üniversitesi Enerji Enstitüsü, İstanbul.
- Ceylan, N. 2019. $^{15}\text{C} + ^{208}\text{Pb}$ saçılmasının Coulomb bariyeri civarındaki enerjilerde incelenmesi. Yüksek Lisans Tezi, Akdeniz Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Antalya.
- Clyne, T.W. and Hull, D., 2019. An introduction to composite materials. Cambridge university press, 360s., USA.
- Cooper, M., Mijnders, P., Shiotani, N., Sakai, N., ve Bansil, A., 2004. X-ray Compton scattering, Oxford, No: 5, America.
- Demircioğlu, Ö., ve Demircioğlu, F. 2024. Radyasyon Pnömonisi Radyolojik Bulguları. Türkiye Klinikleri Radiation Oncology-Special Topics, 10(1), 109-111.
- Doğan, B. 2015. Yapı malzemelerinin gama radyasyonu karşısındaki davranışının incelenmesi. Yüksek Lisans Tezi, İstanbul Teknik Üniversitesi Enerji Enstitüsü, İstanbul.
- Ekinci, N., El- Agawancy, F. I., Gurol, A. Rammah, Y.S., Ahmed, Emad M., Yılmaz, D. Aygün, B. ve Somer, M. 2022. Physical properties, experimental and theoretical gamma-ray shielding properties of some boron compounds, Radiation Physics and Chemistry, Volume 194, ISSN 0969-806X, <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2022.110012>.
- Gardea, F. and Lagouda, D.C., 2014. Characterization of electrical and thermal properties of carbon nanotube/epoxy composites. Composites Part B: Engineering, 56, 611-620.
- Gaylan, Y. Avar, B. Panigrahi, M. Aygün, B. ve Karabulut, A., 2023.

Effect of the B₄C content on microstructure, microhardness, corrosion, and neutron shielding properties of Al–B₄C composites, *Ceramics International*, Volume 49, Issue 3, 5479-5488, ISSN 0272-8842,
<https://doi.org/10.1016/j.ceramint.2022.10.071>

Gong, P., Ni, M., Chai, H., Chen, F. ve Tang, X. 2018. Preparation and characteristics of a flexible neutron and gamma ray shielding and radiation-resistant material reinforced by benzophenone. *Nuclear engineering and technology* 50, 470-477.

Gökoğlu, E., Ekinci, M., Özgenç, E., Derya, İ. Ö., ve Aşıkoğlu, M. 2020. Radyasyon ve insan sağlığı üzerindeki etkileri. *Anatolian Clinic the Journal of Medical Sciences*, 25(3), 289-294.

Gökharman, D. F., Aydın, S., ve Koşar, P. N. 2016. Radyasyon güvenliğinde mesleki olarak bilmemiz gerekenler. *Süleyman Demirel Üniversitesi Sağlık Bilimleri Dergisi*, 7(2), 35-40.

Hacıoğlu, R. 2017. Prediction of solar radiation based on machine learning methods. *The journal of cognitive systems*, 2(1), 16-20.

Kalemtaş, A. 2014. Metal matrisli kompozitlere genel bir bakış. *Putech&Composites*, 22, 18-30.

Krane, K., 2001. *Nükleer Fizik*. Palme Yayınları, 1.Cilt. Ankara.

Korkut, T., Korkut, H., Aygün, B. vd. , (2018). Investigation of high-temperature-resistant rhenium–boron neutron shields by experimental studies and Monte Carlo simulations. *NUCL SCI TECH* 29, 102 .<https://doi.org/10.1007/s41365-018-0430-0>

L'Annunziata, M.F., 2007. *Radioactivity, Introduction and History*, First Edition, Netherlands.

Leroy, P., Rancoita, C. , 2004. *Principles of Radiation Interaction in Matter and Detection*. Singapur, World Scientific Publishing, 158-175.

Martin, J. E., , 2006. *Physics for Radiation Protection: A Handbook*, Third Completely Updated Edition. Mi: John Wiley & Sons, 41-293.

- Mazumdar, S.K., 2002. Composites manufacturing: materials, product and process engineering, CRC Press LLC, A.B.D.
- Medhat, M. E., ve Wang, Y. 2013. Geant4 code for simulation attenuation of gamma rays through scintillation detectors. Annals of Nuclear Energy, 62, 316-320.
- Mortensen, A. 1990. "Metal matrix composite in industry: An Overview"
http://mmc-assess.tuwien.ac.at/public/mmc_in_ind.pdf.
- Osmanlioğlu, A.E., 2014. Radyoaktif Atık Yönetimi, Nobel Yayıncılık, Ankara.
- Pan, J., Wang, C., Zhang, H., Li, J., Gao, J., Wang, M. ÖMEi, Q., Li, H., Wu, Z., Xiao, X., 2024. In situ synthesis and characterization of TiB₂/FeMnAl metal matrix neutron absorption composites, Materials Chemistry and Physics, Volume 315, ISSN 0254-0584, <https://doi.org/10.1016/j.matchemphys.2024.129001>.
- Podgorsak, E. B. , 2010. Biological and Medical Physics Biomedical Engineering, Physics for Medical Physicist, Berlin, Heidelberg, Springer, 282-332.
- Polat, S., 2020. Alüminyum matrisli farklı seramik takviyeli kompozitlere grafen ilavesinin termal ve mekanik özelliklere etkisinin incelenmesi. Doktora Tezi, Karabük Üniversitesi, Lisansüstü Eğitim Enstitüsü, Karabük.
- Powsner, R.A., Palmer, M.R., Powsner E.R., , 2013. Essential of Nuclear Medicine Physics and Instrumentation, Third Edition, MI, Wiley-Blackwel, 185-194.
- Poltabtim, W., Wimolmala, E., Saenboonruang, K. 2018. Properties of lead-free gamma-ray shielding materials from metal oxide/EPDM
- Ravichandran, M., Meignanamoorthy, M., Chellasivam, G.P., Vairamuthu, J., Kumar, A.S. and Stalin, B., 2020. Effect of stir casting parameters on properties of cast metal matrix composite. Materials Today: Proceedings, 22, 2606-2613.
- Sajjadi, S.A., Ezatpour, H.R. and Beygi, H., 2011. Microstructure and mechanical properties of Al–Al₂O₃ micro and nano composites fabricated by stir casting. Materials Science and Engineering: A, 528(29-30), 8765-8771.

Salomon, E. 2018. Radiation qualities for calibration of dosimeters used in mammography, Doktora Tezi, Wien Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Avustralya.

Sarıtaş, S. 1995. Engineering metallurgy and materials, Ankara, Türkiye, 5–30.

Schwartz, M.M., 1984. Composite Materials Handbook, 8-26s McGraw-Hill Inc.

Seyrek, E., 2007. Radyoizotopların Üretimi ve Radyoterapide Kullanılması. Yüksek Lisans Tezi, Gazi Üniversitesi Eğitim Fakültesi Fizik Eğitim Anabilim Dalı, Ankara.

Singh VP, . Medhat ME ve Shımarı SP. 2015. Determination of Lead and Radioactivity in Cosmetics Products: Hazard Assesment. Nuclear Technology & Radiation Protection, 30(3), 219-224.

Sürücü, A. M., ve Subaşı, S. 2021. Nanomateryallerin kompozit malzemelerin radyasyon zırlama özelliklerine etkisinin incelenmesi. El-Cezeri, 8(1), 182-194.

Takei, T., Hatta, H., ve Taya, M. 1991. Thermal expansion behavior of particulate-filled composites I: single reinforcing phase. Materials Science and Engineering: A, 131(1), 133-143.

Tannoudji, C., Dupont-Roc, J., & Grynberg, G. 1998. Atom-photon interactions: basic processes and applications. John Wiley & Sons.

Tıwarı, J.K., MandaL, A., Rudra, A., Mukherjee, D. and Sathish, N., 2019. Evaluation

of mechanical and thermal properties of bilayer graphene reinforced aluminum matrix composite produced by hot accumulative roll bonding. Journal of Alloys and Compounds, 801, 49-59.

Togay, Y.E., 2002. Radyasyon ve Biz, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu Yayınları, 2-12.

Url-3 [http:// www.acikbilim.com](http://www.acikbilim.com)

Usta, M ve Karahan, I. H., 2024. The relationship between ceramic additives among structural, morphological, shielding, and stopping power features of BN/ZnFe metal matrix materials, Progress in Nuclear Energy, Volume 175, ISSN 0149-1970,

<https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2024.105326>.

Wood, J., 1982. Computational Methods in Reactor Shielding. Elsevier Science, Pergamon

Zhu, C., Su, Y., Wang, X., Sun, H., OUYANG, Q. and Zhang, D., 2021. Process optimization, microstructure characterization and thermal properties of mesophase pitch-based carbon fiber reinforced aluminum matrix composites fabricated by vacuum hot pressing. Composites Part B: Engineering, 215, 108746.

Zhao, L., Peng, Y., Li, Z. Chui, Wang, J., Xiong, T., 2024. A novel B₄C/Al-316 L neutron absorbing clad plate prepared by cold spraying: Microstructure and mechanical properties, Materials Today Communications, Volume 38, ISSN 2352-4928, <https://doi.org/10.1016/j.mtcomm.2024.108098>.

ÖZGEÇMİŞ

1985 yılında [redacted] İlkokulu ve ortaokulu [redacted] da okudu. Liseyi [redacted] Anadolu Öğretmen Lisesinde okudu. 2005 yılında [redacted] Öğretmenliği bölümüne girdi ve tezsiz yüksek lisans eğitimi ile birlikte 2010 yılında mezun oldu. 2012 yılında motor yatların elektrik ihtiyacını karşılamak üzere tasarladığı güneş enerjisi yüzeyi projesi ile Sanayi ve Teknoloji Bakanlığının vermiş olduğu Teknogirişim ve Sermaye Desteğini almaya hak kazanarak Solartek adında bir ARGE firması kurdu. Şirket birçok araştırma ve geliştirmeler ile teknolojiye katkıda bulundu. Özel okul ve dersane tecrübeleri olup Milli Eğitim Bakanlığında fizik öğretmeni olarak görevine devam etmektedir.