



T.C.
AĞRI İBRAHİM ÇEÇEN ÜNİVERSİTESİ
LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ

FENOLİK REÇİNE TABANLI KOMPOZİT
MALZEMELERİN GELİŞTİRİLMESİ VE
RADYASYON KORUMA
KAREKTERİSTİKLERİN İNCELENMESİ

Nihat TAŞDEMİRCİ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

2025



T.C.
AĞRI İBRAHİM ÇEÇEN ÜNİVERSİTESİ
LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ

FENOLİK REÇİNE TABANLI KOMPOZİT
MALZEMELERİN GELİŞTİRİLMESİ VE
RADYASYON KORUMA
KAREKTERİSTİKLERİN İNCELENMESİ
Nihat TAŞDEMİRCİ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

TEZ YÖNETİCİSİ
Doç. Dr. Bünyamin AYGÜN

Ağustos-2025
AĞRI

ÖNSÖZ/TEŞEKKÜR

Çalışmanın hazırlanma ve nihayete erdirilme aşamalarında yardımlarını esirgemeyen tezimin bütün aşamalarında yanımda olan hocalarıma, desteklerini esirgemeyen ve her zaman yanımda olan sevgili aileme minnet ve şükranlarımı bir borç bilirim. Çalışmanın nihayet ermesinde eleştiri ve kaynak temininde katkı sunan, engin birikimiyle tezimizin her aşamasında yönlendiren, sabırla rehberlikte bulunan, ufkumuzu açan ve kendisine her zaman şükran borçlu olduğum kıymetli danışman hocam Doç. Dr. Bünyamin AYGÜN'e en kalbi duygularıyla teşekkür ederim.

Nihat TAŞDEMİRCİ
AĞRI-2025

İÇİNDEKİLER

ÖNSÖZ/TEŞEKKÜR	1
İÇİNDEKİLER	2
ÖZET	4
TEZ BİLDİRİMİ	5
ÇİZELGELER LİSTESİ	6
ŞEKİLLER LİSTESİ	7
SİMGELER VE KISALTMALAR	8
1. GİRİŞ	1
2. KURAMSAL TEMELLER	2
2.1. Radyasyonun Tanımı ve Radyasyon Çeşitleri	3
2.1.1. Alfa Parçacıkları	3
2.1.2. Beta Parçacıkları	3
2.1.3. X Işınları	3
2.1.4. Gama Işınları	3
2.1.5. Nötronlar	3
2.2. Fotonların Madde İle Etkileşimi	3
2.2.1. Fotoelektrik Olay	3
2.2.2. Compton Saçılması	3
2.2.3. Çift Oluşumu	3
2.3. Nötronların Madde İle Etkileşimi	3
2.3.1. Elastik Saçılma	3

2.3.2. İnelastik Saçılma	3
2.3.3. Nötron Yakalanması	3
2.3.4. Nükleer Reaksiyonlar	3
2.3.5 Metal Oksitli Kompozitler	
3. RADYASYON ZIRHLAMA	4
3.1. Radyasyon Zırhlama Nedir?	4
3.2. Radyasyondan Korunma Yöntemleri Nelerdir?	4
3.3. Metal Matrisli Kompozitler	4
4. MATERYAL VE YÖNTEM	4
4.1. Geant4 Similasyon Programı	4
4.2. Nötron Doz Ölçümü	4
4.3. Kullanılan Nötron Dedektörü	4
4.4. Numunelerin Hazırlanması ve Üretimi	4
5. ARAŞTIRMA SONUÇLARI VE TARTIŞMA	5
5.1. Nötron Zırhlama Parametreleri	5
5.1.1. Nötron Radyasyon Dozu Ölçüm Sonuçları	5
5.2. Gama Radyasyonu Zırhlama Parametreleri	5
6. SONUÇLAR VE ÖNERİLER	6
KAYNAKLAR	7
EKLER	8
ÖZGEÇMİŞ	9

ÖZET

Bu çalışma gama ve hızlı nötron radyasyonunu zırhlama yeteneğine sahip Fenolik Reçine Tabanlı Kompozit Malzemelerin Geliştirilmesi ve Radyasyon Koruma Karakteristiklerin, incelenmesi malzemelerin geliştirilmesi ve üretilmesini ele almaktadır. Poliüretan (PÜ), Lityum Florür (LiF), Cam Fiber (CF), Nikel Oksit (NiO), demir Oksit(Fe_2O_3), Titanyum Oksit (TiO), Lityum Borat ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$), Kromyum oksit (Cr_2O_3), Aramid Fiber, Tungsten Trioksit (WO_3) ve zirkonyum (ZrO) gibi çeşitli malzemeler, kullanılarak yeni fenolik reçine tabanlı kompozit malzemelerin tasarımı ve üretimi yapılmıştır.

Gama ışını Kütle Soğurma Katsayısı, Lineer soğurma katsayısı, Ortalama serbest yol ve Yarı kalınlık değeri, WinXCom programıyla hesaplandı. Hızlı nötron toplam makroskopik kesiti, Ortalama serbest yol ve Yarı kalınlık değeri ve geçen nötron sayısı gibi zırhlama parametreleri, teorik olarak GEANT 4 kodu programı kullanılarak hesaplanmıştır. Ayrıca, ^{241}Am -Be hızlı nötron kaynağı kullanılarak deneysel eşdeğer doz ölçümleri gerçekleştirilmiş ve numunelerin nötron radyasyonu absorpsiyon kapasiteleri belirlenmiştir. Elde edilen sonuçlar, P: Parafin, OC: Normal beton, H-SC: hematit-serpentit beton, I-LC: Ilmenit-limonit beton, B-MC: Bazalt - magnetit beton, IC: ilmenit beton ile karşılaştırılarak, yeni metal oksitli kompozit malzemelerin hızlı nötron radyasyonunu etkili bir şekilde absorbe edebildiğini göstermiştir. Bu yeni tip metal oksitli kompozit malzemelerin, nükleer uygulamalarda zırhlama amaçlı kullanılabileceği önerilmektedir.

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

ABSTRACT

This study covers the development of phenolic resin-based composite materials with the ability to shield gamma and fast neutron radiation, as well as the investigation of their radiation protection characteristics. The design and production of new phenolic resin-based composite materials were carried out using various materials such as polyurethane (PU), lithium fluoride (LiF), glass fiber (GF), nickel oxide (NiO), iron oxide (Fe₂O₃), titanium oxide (TiO), lithium borate (Li₂B₄O₇), chromium oxide (Cr₂O₃), aramid fiber, tungsten trioxide (WO₃), and zirconium (ZrO).

Gamma-ray mass attenuation coefficient, linear attenuation coefficient, mean free path, and half-value layer were calculated using the WinXCom program. Shielding parameters for fast neutrons, such as total macroscopic cross-section, mean free path, half-value layer, and the number of transmitted neutrons, were calculated theoretically using the GEANT4 code program. In addition, experimental equivalent dose measurements were carried out using a ²⁴¹Am-Be fast neutron source, and the neutron radiation absorption capacities of the samples were determined. The obtained results were compared with P: Paraffin, OC: Ordinary concrete, H-SC: Hematite-serpentine concrete, I-LC: Ilmenite-limonite concrete, B-MC: Basalt-magnetite concrete, and IC: Ilmenite concrete, showing that the new metal oxide composite materials could effectively absorb fast neutron radiation. It is suggested that these new types of metal oxide composite materials could be used for shielding purposes in nuclear applications.

Keywords: Geant4, metal oxide, gamma, neutron, shielding

TEZ BİLDİRİMİ

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

Nihat TAŞDEMİRCİ

2025

ÇİZELGELER LİSTESİ

Tablo 1. RoHS tarafından belirlenen kullanımı kısıtlanmış maddelerin tolere edilen maksimum konsantrasyon değerleri	11
Tablo 2. Akut Radyasyona Maruz Kalınma Durumunda Tedavi Yöntemleri	13
Tablo 3. MMK'ların Üstün Özellikleri ve Sınırlılıkları	14
Tablo 4. Numune Üretiminde Kullanılan Malzemelerin Kütle Birleşim Oranları	21



ŞEKİLLER LİSTESİ

Şekiller

Şekil 1. Nükleer Kararlılık Eğrisi	4
Şekil 2. Radyasyon Sınıflamaları	4
Şekil 3. Farklı Radyasyon Türlerine Göre Zırhlama Malzemeleri	11
Şekil 4. Endüstriyel firmaların kullanıldığı metal matris malzemelerine ait kullanım oranları	15
Şekil 5. MMK üretiminde kullanılan takviye elemanı türlerinin oranları (Mortensen, 1990)	16
Şekil 6. Geant4 Programı Simülasyon Çıktıları	17
Şekil 7. Deney Geometrisi	
Şekil 8. Tipik standart spektrum (ISO spektrum) ile karşılaştırıldığında Bayes (Bayesian) analizinden elde edilen iki Gauss grafiğinin toplamı olarak modellenen nötron spektrumu	19
Şekil 9. Deneyde kullanılan ADM-606 Model NP serisi nötron dedektörü	19
Şekil 10. Pellet pres makinesi	
Şekil 11. Üretilen numuneler	21

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
eV	Kilo elektron volt
m	Elektron kütlesi
m_0	Elektronun durgun kütlesi
LiF	Lityum Florür
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

1. GİRİŞ

Günümüzde, insanoğlu muhtelif kaynaklardan gelen radyasyona devamlı olarak maruz kalmaktadır. Bu ışıınım kaynakları, natürel yollarla olabileceği şeklinde endüstriyel faaliyetler, tıbbi uygulamalar ve nükleer enerji şeklinde insan müdahalesiyle açılan suni kaynaklardan da oluşabilir. Radyasyona maruz kalma, esenlik üstünde potansiyel riskler taşımış olduğu günümüzde bilinmektedir.

Radyasyon, dalga gibi veya parçacık formunda foton olarak adlandırılan oluştuğu kaynaktan yayılan enerji paketleridir. Bazı elementlerin kararsız olması, nötron ve proton dengesini sağlamak için haiz oldukları fazla enerjilerini kaybetmeye emek harcayarak emin bir duruma geçmeye çalışırlar. Bu süreçte enerjilerini değişik şekillerde kaybederek değişik elementlere dönüşürler ve bu süreçte ortaya çıkan enerjiye ışıınım denir. Bu ışıınım, elektromanyetik dalgalar gibi olup dalga boyları minik bulunmasına karşın enerjileri ve frekansları yüksektir. Radyasyon türüne ve enerjisine bağlı olarak maruz kalmanın esenlik açısından ciddi zararları mevcuttur. Bu zararların azaltılması veya tamamen ortadan kaldırılması için muhtelif emek harcamalar yapılmaktadır.

Radyasyon zırhlama yöntemi ile radyasyonun insan sağlığı üstündeki tesirleri azaltılmaya çalışılmaktadır. Radyasyon zırhlama işlemi yapılırken ışıınım çeşidi, maruz kalma süresi, dozu şeklinde muhtelif değişkenler ele alınarak değerlendirilmektedir. Radyasyonun türü zırhlama yönteminin belirlenmesi için öteki değişkenlere göre daha mühim görülmektedir. Belirlenen ışıınım türüne göre zırhlama yöntemi seçilerek zararı olan etkilerin azaltılması amaçlanmaktadır. Nötronlar öteki ışıınım türlerine göre zırhlanması zorluk derecesi yüksek etkisiz parçacıklardır. Coulomb kuvvetinden etkilenmeyen nötronlar, çekirdeğin içerisine kadar girerek tali ışıınım oluşturabilirler. Nötronlar yavaşlatmak için muhtelif malzemelere çarptırılabilirler, sadece havada oldukça saçılırlar ve tek enerjili nötron kaynakları sınırlıdır. Nötronların tesir kuvveti yüksek olduğundan kurşun şeklinde ağır metallere bu ışıınım türünün zırhlama emek harcamaları oldukça fazladır. Zırh malzemeleri seçerken insan sağlığı ile ahenkli olması bir öteki dikkat edilmesi ihtiyaç duyulan değişkendir. Zırh malzemelerinin toksik olmaması ve radyasyonla etkileşimde tali ışıınım üretmemesi önemlidir.

Radyasyondan korunma, radyasyonun potansiyel zararı olan etkilerini azaltmak ya da ortadan kaldırmak için alınan önlemleri anlatım eder. Bu önlemler çoğu zaman radyasyonun kaynağını azaltmayı, maruz kalma süresini test etmeyi yada maruz kalma düzeyini azaltmayı içerir. Radyasyondan korunma şekilleri anlatılırken süre, mekan ve mesafe üçlüsünden bahsedilmektedir. Bu üç değişkeni içeren radyasyondan korunma şekilleri için muhtelif hesaplamalar ve denklemler geliştirilmiştir. Radyasyondan korunmak için, müsait koruyucu ekipmanları geliştirmek ve yürütmek için geniş kapsamlı bir yaklaşım gerekir. Tüm değişkenlerin titizlikle ele alınarak ışıyım korunma yöntem ve malzemelerin üretimi ciddi ve ayrıntılı bir iş olarak görülmektedir.

Zırhlama malzemelerinde kullanılan metal oksitli kompozitlerin öteki türlere nazaran muayyen avantajları mevcuttur. Yoğunluğunun düşük olması, sıcaklık ve öteki değişkenlerde etkilenme hassasiyetlerinin düşük olması, madde içyapılarının yenilebilir olması, darbe dayanıklılığı ve tokluklarının yüksek olması metal oksitli kompozitlerin müspet özelliklerindendir. Bu müspet özellikler zırhlama malzemelerinde metal oksitli kompozitleri daha tercih edilebilir konuma ulaştırmıştır.

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

Yapmış olduğum yüksek lisans tez çalışmamda nötron radyasyonunu etkin bir biçimde soğuran yüksek kaliteli zırh malzemeleri üretilmesi amaçlanmıştır. Bu amaca nazaran nükleer enerji güç santrallerinde, rahatsızlıkların teşhisi ve tedavisinde kullanılan bor nötron tedavi ünitelerinde, laboratuvar araştırmaları ve incelemelerinde, radyoaktif maddelerin taşınması ve depolanması benzer biçimde muhtelif alanlarda kullanılmak üzere, Fenolik Reçine Tabanlı Kompozit Malzemelerin Geliştirilmesi ve Radyasyon Koruma Karakteriktialerin İncelenmesi ve üretilmesi hedeflenmiştir. Bu hedefi gerçekleştirmek için yüksek ışıyım soğurma kapasitesine haiz yeni tip fenolik reçine tabanlı kompozit malzemelerin üretilip ve

üretileen yeni kompozit malzemelerin nötron ve gama radyasyonlarını zırhlama parametrelerinin yarı deneysel Monte Carlo simölasyon tekniđi (GEANT4) ve deneysel yöntemlerle belirlenmesi yolu izlenmiştir.

Bu tezde, radyasyondan korunma mevzusunda bahsi gecen deđişik yöntemler, teknikler ve uygulamalar ele alınmış ve deđerlendirilmiştir. Ayrıca, mevcut ışıınım korunma stratejilerinin analizleri yapılarak ve gelecekteki gelişmelere yönelik tavsiyeler sunulmuştur. Bu inceleme ile insan sađlığını korumak için etken ışıınım korunma stratejilerinin geliştirilmesine katkı sađlamak temel hedef olarak saptanmıştır. Tez beş alt ve üç ana bölümden oluşmaktadır. Radyasyon tanımı, türleri, tarihçesi, foton etkileşimi, madde etkileşimi şeklinde alan yazın taramasının yapıldığı ve alakalı kaynak özetlerinin sunulmuş olduđu teorik temeller kısmı, tezde kullanılan materyalleri tanıtan ve alakalı başlıklar halinde yöntemi özetleyen materyal ve metot kısmı ve meydana getirilen gözlem emek vermesi ve verilerinin tablo ve görsellerle beraber sunulmuş olduđu araştırmanın bulguları kısmı yer almaktadır. Araştırmadan elde edilmiş bulgulara istinaden netice bölümü geliştirilmiş ve alakalı tavsiyeler sunulmuştur. Tezde bütün bu bölümler alakalı alt başlıklar, tablo ve biçim yorumlamalarıyla beraber bir tüm halinde sunulmuştur.

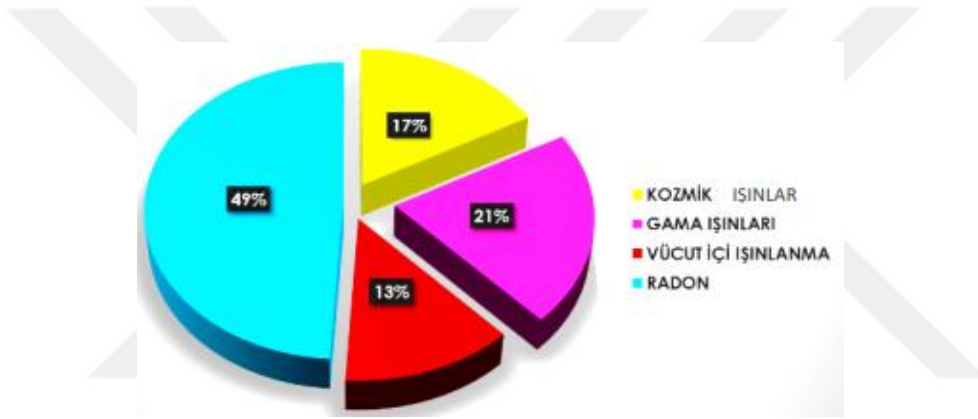
2.KURAMSAL TEMELLER

2.1.Radyasyonun Tanımı ve Radyasyon Çeşitleri

Radyasyon araştırmaları, 19. yüzyılda başlayarak, 1985 senesinde Wilhelm Conrad Röntgen`in yapmış olduđu çalışmalar neticesinde X ışıınları keşfedilmiştir. İnsan vücuduna giricilik etkiye haiz olan X ışıınları, muhtelif hücre yapılarında farklılaşmalara sebep olabilmektedir. Keşfettiđi X ışıınlarını Röntgen, resim filmimizde renk kayması meydana getiren daha ilkin meçhul ışıın olarak tanımlamıştır. 1898`de ise Pierre ve Marie Curie, radyumu keşfetmişlerdir. Yine aynı yıl içinde, Becquerel tarafınca radyoaktivite terimi ortaya atılmıştır. Günümüzde ışıınım çalışmaları, ilerleyen teknolojiyle beraber devamı da gelmektedir. (Demirciođlu ve Demirciođlu, 2024).

Çekirdeğinde birbirine eşit sayıda proton ve nötron içermeyen atomlar radyoaktif atom olarak adlandırılmaktadır. Bu eşitsizlik içinde ortaya çıkan fazla enerjiden bu atomlar kurtulmak ve daha kararlı bir yapıya dönüşmek istemektedirler (Gökođlan vd., 2020). Bu bağlamda Radyasyon atomlardan enerji yayılımı ve

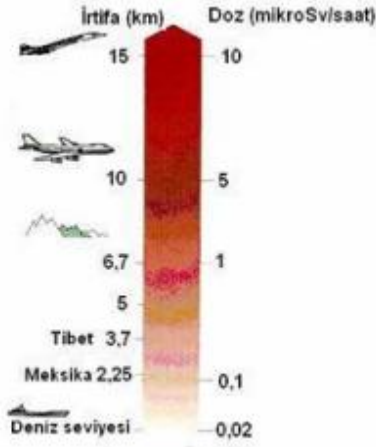
atomlar arası enerji transferi olarak tanımlanabilmektedir. Bu atomların haiz olduğu enerji frekans ile doğru dalga boyu ile ters orantı ilişkisine sahiptir (Salomon,2018; Bushong, 1984). Radyasyon organik ve suni olmak suretiyle iki kategoride ele alınmaktadır. Doğada kendiliğinden mevcut ve bütün canlıların maruz kaldıkları ışıınım organik ışıınım, teknolojik gelişmelerin tesiri ile insan faaliyetleri cevabında oluşana ise suni ışıınım denilmektedir. Kozmik ışıınlar, gama fonksiyonu, radon gazı şeklinde maddeler organik radyasyona, nükleer santraller, telefon, bilgisayar, tv şeklinde teknolojik cihazlar ve tıbbi uygulamalar şeklinde madde ve uygulamalar da suni radyasyona örnektir (Hacıoğlu, 2017). Doğal ışıınım kaynakları Şekil 1`de sunulmuştur.



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

Doğal ışıınım olarak anlatılan ışıınım türü 3 kısımda incelenmektedir. Bunlar; kozmik ışıınım, karasal ışıınım ve manevi radyasyondur.

Kozmik Radyasyon; astrofiziksel vakalar kararı üretilen bu radyasyona ilişik parçacıkların bir çok protonlardan oluşmaktadır. Bu parçacıklar dünyaya ve atmosferin üst tabakalarına ulaşabilmektedir. İnsan sağlığı açısından zararı dokunan olan kozmik ışıınlar düşük enerjili parçacıklar olarak güneş tarafınca yayılırlar ama bu parçacıkların güneş sistemini sınırlayacak enerjileri mevcuttur. Bu ışıınların %98`lik bölümünün olumlu yönde yük miktarı fazla olan çekirdeklerden ve %2`nin ise olumsuz yüklü olan elektronlardan oluştuğu bilinmektedir. Kozmik ışıınların sebep olduğum ışıınım dozunun yüksekliğe nazaran değişimi Şekil 2`de sunulmuştur.

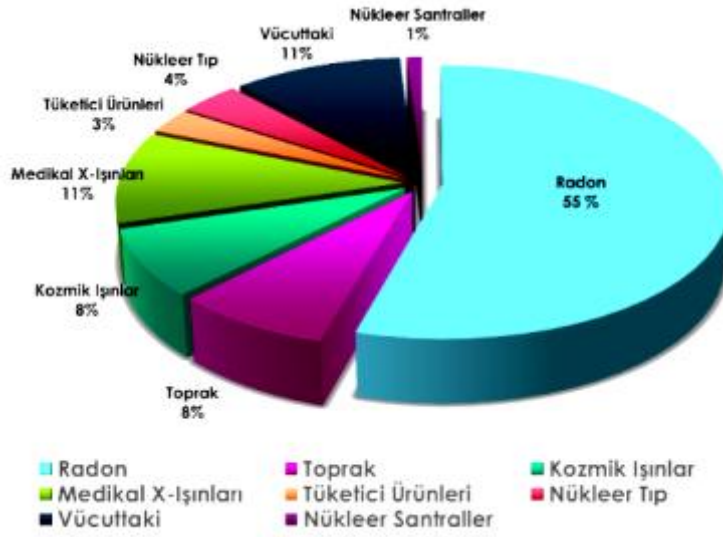


Şekil 2. Kozmik Işınlardan Alınan Radyasyon Dozunun Yüksekliğe Göre Değişimi (TAEK, 2010).

Karasal Radyasyon; radyoaktif grubunda olup yeryüzünde mevcut elementlerin bozulması ile ortaya çıkan ışıınım çeşidini ifade etmektedir. Bu durum Dünyanın kendi varlığının bir ışıınım deposu olduğu anlamına gelmektedir. Yeryüzünde varlığını sürdüren birçok izotop radyoaktiftir ve ışııma yaparlar. Bu ışııma ile beraber yerkürenin kendisinin sebep olduğu ışıınım 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 fazlaca azca oranda dağılmış halde bulunurken bunların aksine Potasyum-40 ve Karbon-14 bütün doğal maddelerde bulunur ve buna bitkiler ve hayvanlar dâhildir. Radyasyonun doz oranına tesiri olan başka bir durum ise fosfatın gübre olarak kullanılmasıdır. Karasal radyasyona direkt maruz kalınabileceği şekilde radyoaktif izotopların solunumu ve gıda tüketimi gibi yollarla vücuda radyasyon girmiş olabilir.

İçsel Radyasyon; Potasyum-40 ve Karbon-14 izotoplarının insan vücudu doğasında var olmasından ötürü içsel radyasyona insanoğlu varlığının doğası gereği maruz kalırlar. Bireysel faktörlerle kişilerde bulunan doz miktarında değişiklikler görülmektedir. İç ışıınım kaynağı dolayısıyla meydana gelen miktarı ve seviyesi kozmik ve yerküre kaynağından dolayı meydana gelen miktar seviyesinden

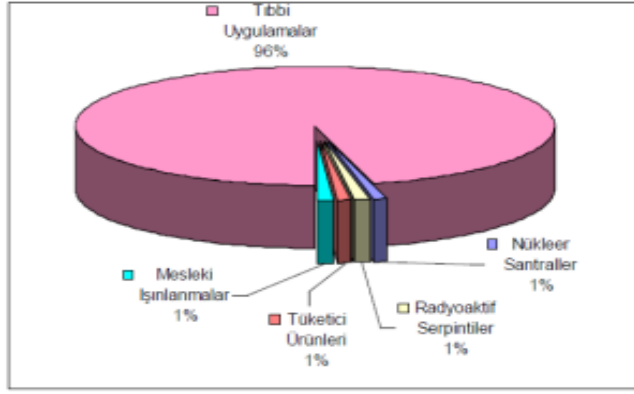
çok düşüktür. Radyasyon yayan kaynaklar ve bunların yüzdelik dağılımları Şekil 3`te sunulmuştur.



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

Doğada kendiliğinden mevcut bu naturel radyasyonların yanı sıra insan oğlunun ürettiği suni radyasyonlarda varlığını sürdürmektedir. Bazı ışıyım kaynaklarının hızla gelişen değışen teknolojinin getirildiğı yeniliklerle kullanılması suni radyasyonların ortaya çıkmasını ve yayılmasını sağlamıştır. Teknoloji ile birlikte kullanılan bu ışıyım kaynakları insanların yapmış olduğı işlerin daha iyi, rahat ve düşük maliyetli olmasını ve süratli yapılmasını sağlamıştır. Fakat bu suni kaynaklı oluşın ışıyım türünün maruz kalınan doz miktarının ölçülebilir olması nedeniyle doğal ışıyım türlerine bakılırsa daha avantajlı sayılmasına sebep olmuştur. Yapay ışıyım doz miktarı test edilebilir düzeydedir. Günümüzde mevcut suni ışıyım kaynaklarından bazıları şöyle anlatım edilebilir:

- Nükleer bomba nedeniyle oluşın radyoaktif serpintiler
- Nükleer kazalar sırasında ortaya çıkan serpintiler
- Nükleer reaktörlerin işletilmesi esnasında oluşın radyoaktif maddeler
- Bilim ve teknolojiye uygulanmakta olan iyonlaştırıcı ışıyım kaynakları
- Duman yada yangın uyarıcıları şeklinde muhtelif aletlerde kullanılan radyoaktif kaynaklar (Seven, 2011) suni ışıyım kaynakları olarak belirtilir. Yapay ışıyım kaynakları ve yüzdeleri Şekil 4`te sunulmuştur.



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

Şekil 4'te görüldüğü suretiyle suni kaynakları meydana getiren bölümler beş başlıkta incelenmiştir. Bunlar; tıbbi uygulamalar, endüstriyel uygulamalar, nükleer serpinti, nükleer güç santralleri ve radyoaktif serpintilerdir.

Tıbbi uygulamalardan ortaya çıkan suni ışıınım, hücre ve tümörlerin tedavisinde kullanılan görüntülemelerde ortaya çıkmaktadır. Görüntülemelerde işe yarayacak zararı dokunan hücre ve tümörlerin sonlandırılma işlemlerinde kullanılan ışıınım tıp alanında teşhis ve tedavide mühim rol oynamaktadır (TAEK, 2017).

Makine aksamalarının, boru, buğu kazanları şeklinde her türlü endüstriyel malzemenin hatalı olup olmadığı X ve Gama ışıınlarının kullanması ile tespit edilebilmektedir. Yine bu bahsi edilen ışıınlar kullanılarak birçok endüstri ürününün üretimi aşamasında seviye, tarih şeklinde üretilen maddenin mühim değişkenlerinin ölçümleri yapılabilir. Bu aşamalarda da suni ışıınım meydana gelmektedir.

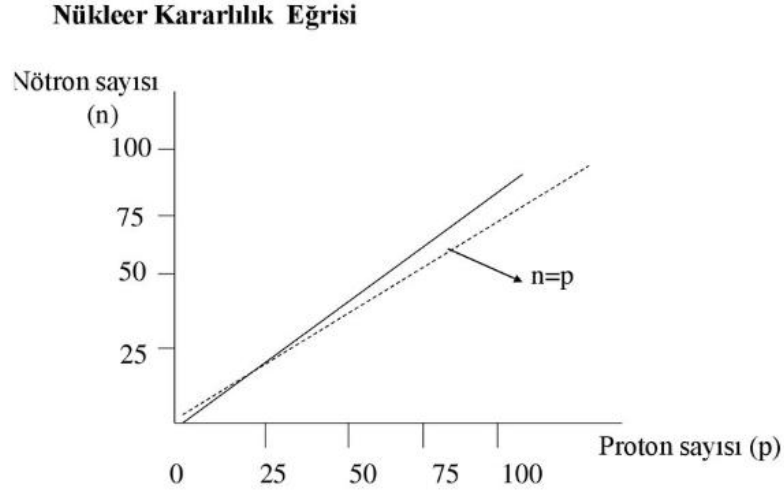
Yapay ışıınım kaynakları dolayısıyla meydana gelen ve çevre kirliliğinin oluşmasında payın büyük bir kısmını nükleer bomba denemeleri oluşmaktadır. Nükleer bomba denemeleri nedeniyle atmosfere radyoaktif kaynaklar yayılmaktadır. Bu da çevre kirliliğini artıran bir faktör olarak ele alınmaktadır (TAEK, 2017).

Nötronların atomlara çarparak bölünmesini anlatım eden fisyon veya atomlarla birleşerek daha ağır atomlar meydana getirme olarak anlatılan füzyon evrelerinde büyük miktarlarda nükleer enerji açığa çıkmaktadır. Bu enerji suni ışıınım kaynakları içinde nükleer güç santralleri başlığı altında incelenmektedir (TAEK, 2017).

Televizyon, lamba filtreleri, tv şeklinde birtakım tüketici ürünleri bünyelerinde az da olsa radyoaktif maddeler barındırmaktadırlar. Gübre ve kömürün yakıt olarak kullanılması sırasında 13 uranyum, radyum, potasyum-40 ve toryum içeren fosfatın kullanılmasıyla çevreye belli bir ışıınım dozu salınmaktadır (TAEK, 2017).

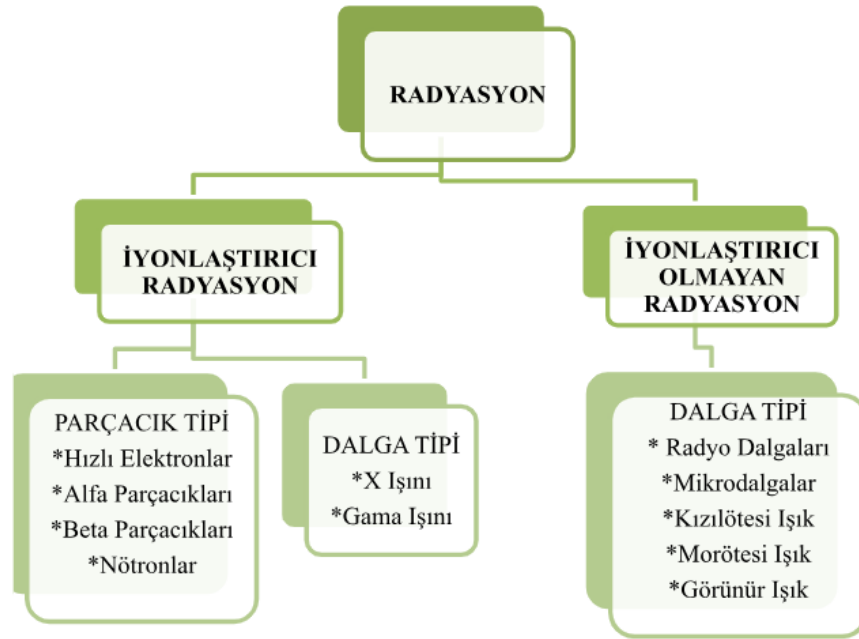
Radyasyonun asıl olan deposu kararsız olan çekirdeklerdir, çekirdekteki nötron ve proton oranının eşit veya eşite yakın olmaması doğrusu nötron sayısı ve proton sayısı içinde eşitlik olmaması atomların kararsızlık nedenidir. Bu kararsız atomlar, nötron ve proton dengesini sağlamak için fazla enerjilerini kaybederek kararlı hale geçmeye çalışırlar. Bu süreçte, enerjilerini değişik yöntemlerle

kaybederek daha deęişik elementlere dönüşürler. Bu dönüşüm sürecinde ortaya çıkan enerji ışıınım 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 hakkındaki yorumlar yapılabilmektedir. Radyasyon iki temel olmak suretiyle birçok basamağa ayrılabilir. Alan bazında da ışıınım sınıflamaları ile alakalı birçok tablo ve şekiller bulunmaktadır.



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

Şekil 6'da da görüldüğü suretiyle Radyasyon temelde iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan olmak suretiyle iki kategoride ele alınmaktadır. Parçacık ve dalga tipi olmak suretiyle ikiye ayrılan atom ya da molekülden elektron kopararak iyon meydana getiren iyonlaştırıcı ışınım öteki ise iyon oluşumuna sebep olmayan ve atom yada molekülden iyon oluşturmamayan iyonlaştırıcı olmayan radyasyondur. İyonlaştırıcı olmayan ışınım iyonize radyasyona bakılırsa daha düşük frekanslıdır ve canlılar için zararı dokunan tesirleri de aynı oranla daha azca görülmektedir (Gökharman, Aydın ve Koşar, 2016).

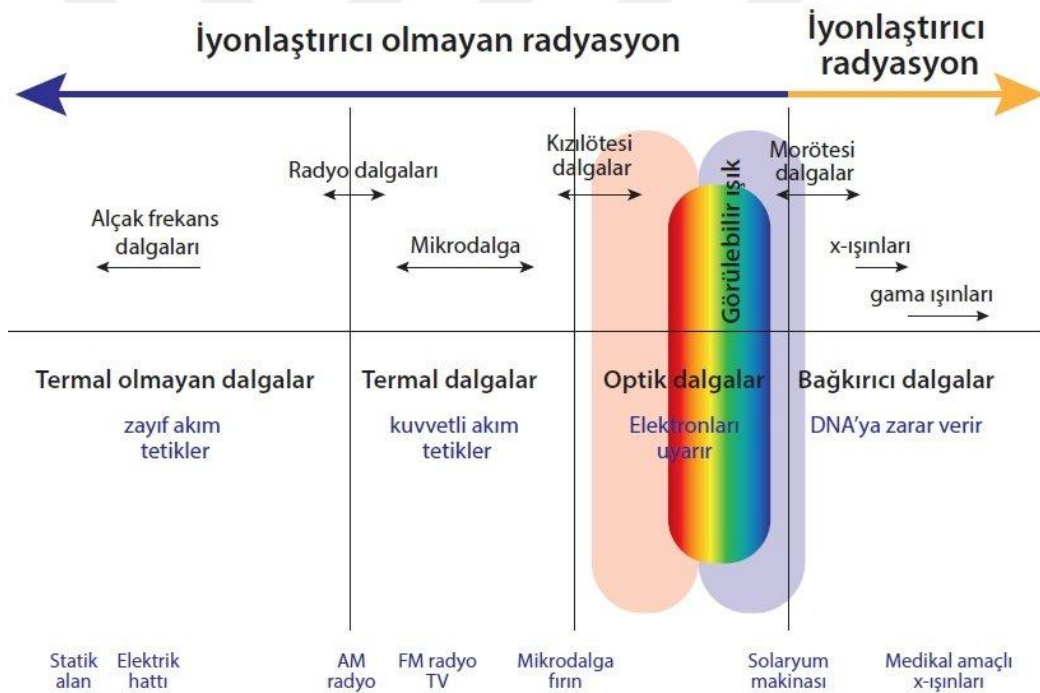
İyonlaştırıcı radyasyonlar, dalga tipi ve parçacık tipi olarak iki kategoride incelenir. Elektromanyetik dalgalar içinde γ ve X-ışınlarında bulunur, bu radyasyonlar, elektromanyetik dalgalar olup dalga boyları minik enerjileri ve frekansları ise yüksektir. Bu özellikleriyle, maddenin içerisine derinlemesine işleyebilir ve iyonizasyona sebep olabilirler. Bu enerji yada parçacıklar, elektromanyetik dalgalar yada yüklü parçacıklar gibi olabilir ve bir kaynaktan çıkarak çevresine yayılırlar.

Elektromanyetik Radyasyon: Elektromanyetik dalgalar gibi yayılan enerjidir. Bu dalgalar, elektrik alan ve manyetik alanın birbirine dik ve aynı fazlı olarak dalgalanmasıyla oluşur. Dalga boyuna bakılırsa sıralayacak olursak

elektromanyetik Spektrumda radyo dalgaları, mikrodalgalar, kızılötesi ışık, görünür ışık, ultraviyole ışık, X-ışınları ve gama ışınları benzer biçimde muhtelif frekans aralıklarında bulunur.

Parçacık Radyasyonu: Yüklü parçacıkların hareketiyle taşınan enerjidir. Alfa parçacıkları, beta parçacıkları ve nötronlar benzer biçimde muhtelif parçacık türlerini içerir.

Her iki ışıınım tipiden de muhtelif kaynaklardan gelir ve insan sağlığı üstünde negatif etkilere neden olabilirler. Maruz kalma süresi, yoğunluğu ve radyasyonun türü, tesirleri üstünde belirleyici rol oynar. Radyasyonun doğru bir halde anlaşılması ve müsait korunma önlemlerinin katılımı büyük bir önem taşır. İyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan ışıınım etkilerine ilişik görsel Şekil 7' de sunulmuştur.



Şekil 7. İyonlaştırıcı ve İyonlaştırıcı Olmayan Radyasyon Etkileri

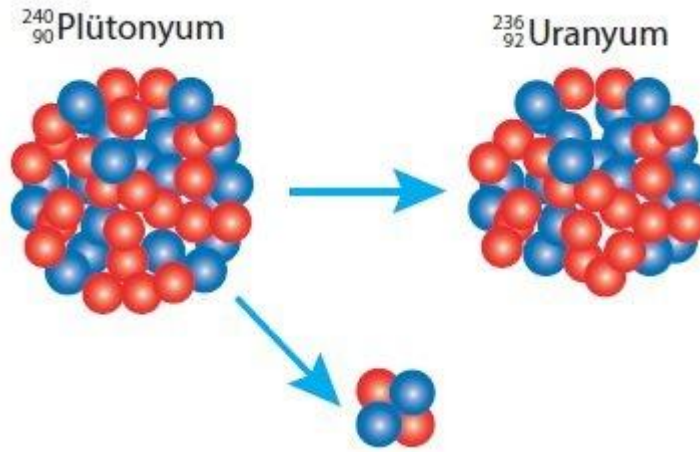
Şekil 7'de iyonlaştırıcı ve iyonlaştırıcı olmayan ışıınım türleri, bunların kullanması ile ortaya çıkan fer biçimleri muhtelif aletler misal gösterilerek verilmektedir. Bu tabloda dikkat çeken husus ortaya çıkan ışıınım etkileridir. Bağ kırıcı dalgaların ziyanı diğerlerine göre daha ciddi olarak ele alınabilmektedir. Çünkü bu dalga türünün DNA'lar üstünde zararının olduğu görülmektedir. Radyasyonların

insan sađlığını etkileyen mhim tesirleri bulunmaktadır. Tketim araları, tıbbi uygulamalar ve endstriyel alanlarda kullanılan materyal ve maddelerin ortaya koyduđu bu suni radyasyonların standardize ve azaltılması daha basit olarak deđerlendirilmektedir.

2.1.1 Alfa paracıkları

Paracık ve elektromanyetik temel olmak suretiyle beř eřit iyonlařtırıcı ıřınım trnn olduđu anlatım edilebilir. Paracık radyasyonlar proton ve elektron benzer biimde paracıklardan oluřmaktadır. Elektromanyetik radyasyonu ise fotonlar oluřturmaktadır. Sz edilen deđerik eřitlerdeki iyonlařtırıcı ıřınım alfa , beta , gama, X-ıřınları ve madde paracığı olan ntronlar olarak sıralanabilmektedir (Beyzadeođu, zyiđit ve Ebruli, 2010).

Alfa paracığı, olumlu ynde ykl olan ve iki proton ile ntrondan oluřan bir helyum ekirdeđi olarak tanımlanmaktadır. Atom numarası byk olan izotoplar ile naturel radyoaktif atomlarda ođu zaman ekirdeđin paralanması sırasında alfa yayılımı grlmektedir. Bu vaka sırasında, ekirdek enerjisi zgr bırakılır ve alfa paracığı, yksek enerji seviyelerinden tr teki maddelerle etkileřime girmeye yatkındır. Alfa bozunumu řekil 8'de sunulmuřtur.



řekil 8. Alfa Bozunumu

Alfa paracıkları beta radyasyonlarına oranla getikleri ortamlarda oluřturdukları iyonlařma miktarı daha fazladır. Fakat giriřimcilik aısından deđerlendirildiđinde beta radyasyonları alfa radyasyona oranla 100 kat daha ok

giricidirler. Alfa parçacıklarını ince bir kağıt parçası durdurabilirken, beta radyasyonunu ince bir levha ile boşlamak mümkündür. Gama ışınım ve X-ışınları ise hem alfa bununla beraber beta radyasyona göre madde içerisine nüfuz etme özellikleri daha yüksek olan iyonlaştırma tesirleri ise daha azca olan iyonlaştırıcı ışınım çeşitlerindendir (Gökoğlu vd., 2020)

Yerkürede kendiliğinden naturel oluşumları nedeni ile radyoaktif olan maddelerin yayılımını gösterdikleri alfa parçacıklarının enerjileri çoğu zaman 9MeV'in altındadır ve bu tarz şeyleri kâğıttan bir katman şeklinde fazlaca ince bir madde kalınlığı ile durdurabilmek mümkündür. Niceliksel olarak daha büyük elektrik yükleri olması nedeniyle madde içerisinden geçişleri sırasında yoğun bir iyonlaşma yaşayan alfa parçacıkları bu iyonlaşma sebebiyle enerjilerini acele tüketirler (Bozdemir, 2006)

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

Alfa parçacıkları, bulundukları tür olan naturel radyoaktif maddeler tarafınca piyasaya çıkan ışınımın içinde en düşük giriciliğe haiz olanlardır. 1903'te Rutherford, alfa parçacıklarının yükünün kütleye oranını belirlemek için radyumun bozunması esnasında oluşan alfa parçacıklarının elektrik ve manyetik alanlarda sapmalarını ölçerek ilk deneylerini gerçekleştirdi. Bu ilk deneylerin zorluğuna rağmen, Rutherford'un sonuçları, günümüzde düşünülen değere yaklaşık %25 oranında daha yüksekti. 1909'da Rutherford, alfa parçacıklarının gerçekte helyum çekirdekleri bulunduğunu gösterdiği deneysel çalışmalarını yayımladı. Rutherford'un deneyinde, alfa parçacıkları, havası boşaltılmış ince duvarlı bir odanın duvarlarından nüfuz ederek içeri girmektedir. Üzerinden birkaç gün geçtikten sonrasında meydana gelen atomik spektroskopi ölçümleri neticesinde odanın arasında helyum gazının varlığı saptanmıştır.

Ağır çekirdekler emin hale geçmek için alfa parçacığı yayımlarlar. Alfa parçacıkları, bir atomun çekirdeğinin parçalanması esnasında oluşan Helyum çekirdeklerinden söz edilebilir. Bir X çekirdeği alfa ile etkileşime girer ise

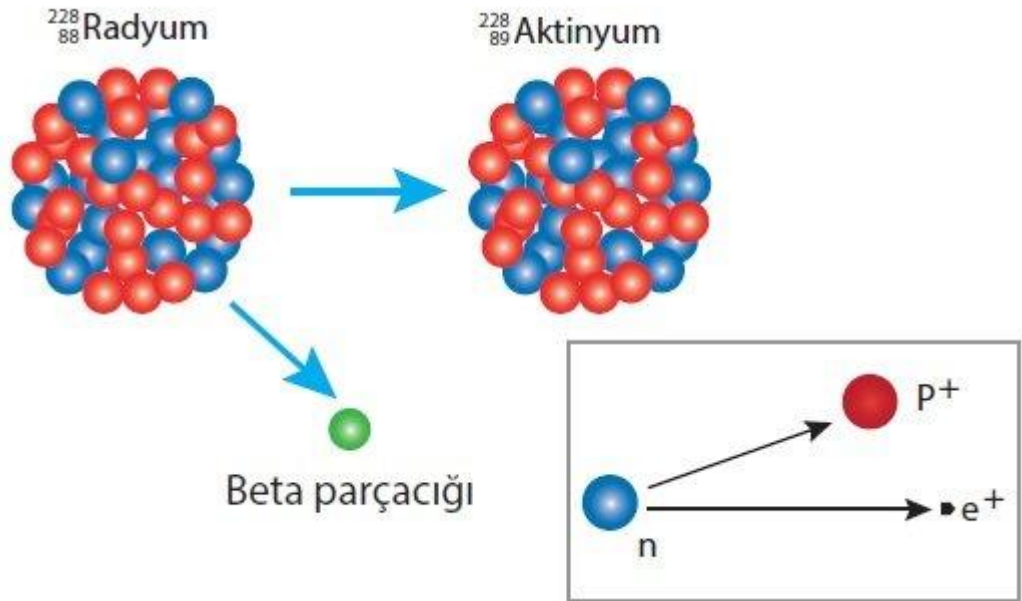
çekirdekten bir helyum kopar ve salınır. Çekirdeğin atom numarası $Z=2$, kütle numarası $A=4$ 'tür. Alfa parçalanmasını denklemi aşağıda belirtildiği şekli gösterebilir.



Denklem 1. Alfa Parçalanması

2.1.2. Beta Parçacıkları

Beta ışınları da alfa ışınları benzer biçimde bir atom çekirdeğinin parçalanması kararı ortaya çıkar. Proton/Nötron oranının 1'e yaklaşması için atomun çekirdeğinden bir elektron yahut bir pozitron atılır. Çekirdeğin içindeki atom altı temel parçacık olan quark yapısının değişerek bir nötronun bir protona dönüşmesi esnasında bir elektron kaynaklanır ve bu elektron atomun kendi mahrek elektronları değildir. Pozitronlar ise bu durumun aksine çekirdeğin içindeki bir protonun bir nötrona dönüşmesiyle kaynaklanır. 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 çok minik olduğuna dair saptamalara ulaşılmaktadır. Bu durumda bir beta ile alfa parçacığı aynı enerjiye haiz olsa dahi, alfa parçacıklarına bakılırsa beta parçacığının süratli hareket etmesine sebep

olmaktadır. Sonuç olarak, beta parçacıkları, herhangi bir soğurucu madde arasında alfa parçacıklarına bakılırsa daha derinlere nüfuz edebilirler.

Bu durumun sonucu olarak, nötronun protona dönüşmesi sırasında negatif (–) yüklü betalar doğrusu negatron yayınlanır. Protonun nötrona dönüşmesi sırasında pozitif (+) yüklü betalar doğrusu ise pozitron yayınlar ya da elektronlarından biri çekirdek tarafınca kapılır. Çekirdek içerisinde 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

2.1.3. X Işınları

X - ışınlarının tarihi, 19. yüzyılın sonlarına dayanır. Alman fizikçi Wilhelm Conrad Röntgen, 1895'te emekleri cevabında keşfetmiştir. Röntgen, katı maddelerin içerisinde geçerek resim plakalarını etkileyen bu ışınları keşfettiğinde, bu ışınlar hakkındaki pek malumat sahibi değildi. Ancak, keşif, tıp, endüstri, arkeoloji ve öteki birçok alanda değişik uygulamalarda kullanıldı.

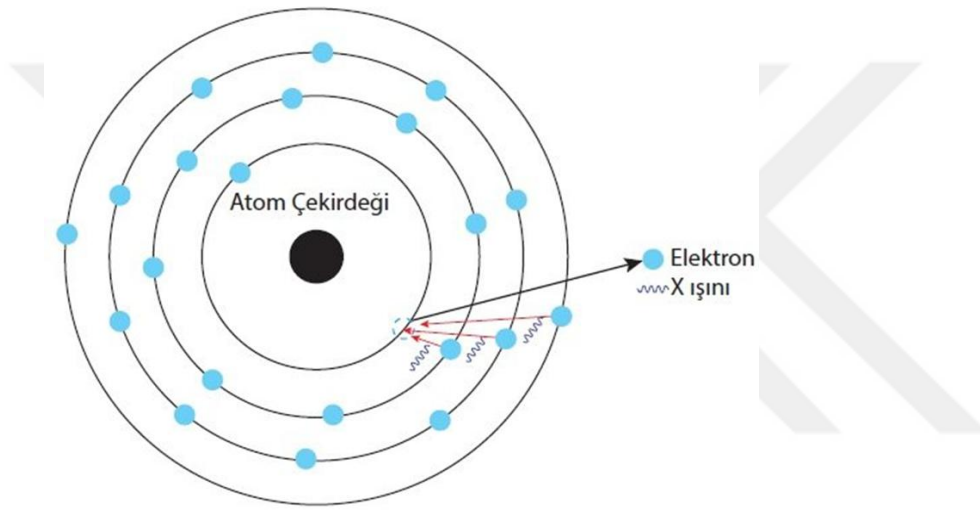
X- ışınları, elektromanyetik spektrumun yüksek enerji bölgesinde yer edinen bir çeşit elektromanyetik dalga radyasyondur. Yüksek enerjili elektronların kendi yörüngesinden daha düşük enerjiye haiz bir yörüngeye düşmesi cevabında yayılan elektromanyetik radyasyonlardır. Bu mahrek geçişlerinin cevabında,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

X-ışınlarının dalga ve parçacık olmak suretiyle iki değişik hususiyet gösterdikleri ve çift karakterli oldukları anlatım edilerek, organik ve suni olmak suretiyle iki tür olarak incelenebilmektedirler.

Doğal X-Işınları; bu ışınlar nükleer olaylardan kaynaklı ve atom çekirdeği ile ilgilidir. Nükleer vakalar olarak alfa bozunumu, beta bozunumu, iç dönüşüm ve kabuktan elektron yakalanması benzer biçimde vaka süreçlerini kapsamaktadır. Atom içinde elektronlardan biri enerji katmanından ayrıştırılıp geldiğinde, daha yüksek frekanslı elektron parçaları bu boş kalan yere taşınım göstererek bu dönemi

tamamlamaktadırlar. Bu koparıma ve yerine geçme sürecinde açığa çıkan enerjinin bir bölümü X- ışını gibi dışarı salınmaktadır. Astronomik benzer biçimde organik süreçlerden kaynaklı olan bu ışınlar insanları etkileyebilmektedir.

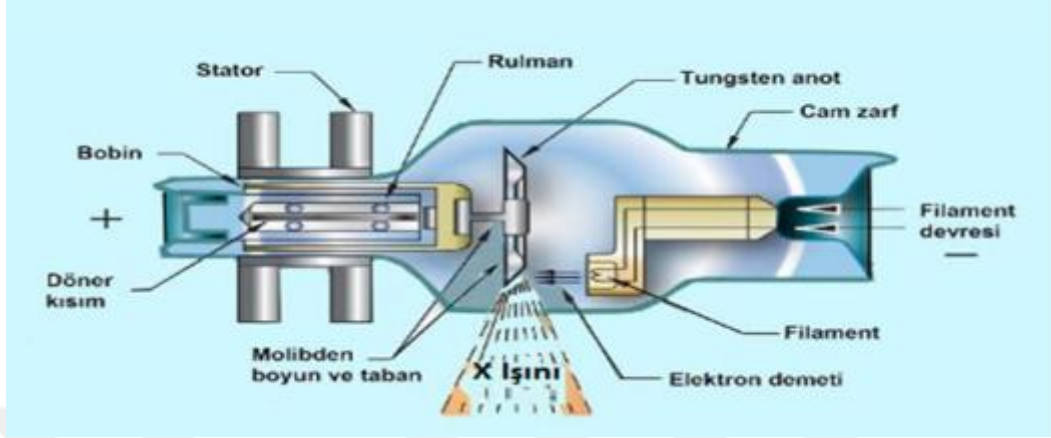
Yapay X-Işınları; Fotonlarla madde etkileşimi cevabında oluşan ve radyoaktif kaynaklar ile hızlandırılmış parçacıklardan oluşmaktadır. Burada maddenin fotonla etkileşiminden dolayı sürekli X-ışınları ve karakteristik (çizgi) ışınları oluşmaktadır. Yapay X-ışınları oluşumu ise X-ışını tüplerinde olduğu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



Şekil 10 . X-ışının Yayım Mekanizması

X-ışını tüpü ismi verilen teknolojik cihazdan yararlanılarak X- ışınları oluşturulur Bu ışınım türü havası boşaltılmış tüp içinde katot uçtan çıkan elektronların yüksek gerilimle hızlandırılan büyük atom numarasına haiz anot iletkenine çarpması kararı elde edilmiş bir ışındır. Bu ışının elde edilmesi sürecinde atomlar iç yörüngelerinde bulunun elektronların içinde elektronik geçişler meydana gelmektedir. Bu elektronik geçişler anot metaline çarpması kararı oluşmaktadır. Bu geçişleri simgeleyen görsel Şekil 3’te verilmiştir. Tüp kullanılmasının ana amacı elektronlarda mevcut kinetik enerjiyi elektromanyetik enerjiye dönüştürmektir. Termal enerjiye hedef madde elektronların uyarılması, çekirdeğin mahrek elektronları ile etkileşimi ise X- ışınlarının ortaya çıkmasına sebep olmaktadır. Tüp içinde, anottan ortaya çıkan X-ışınları çoğu zaman elektron geliş doğrultusunda 90 derecelik açıyla yayılır ve X-ışınlarına hedef doğrultusunda ilerlemesi için katoda

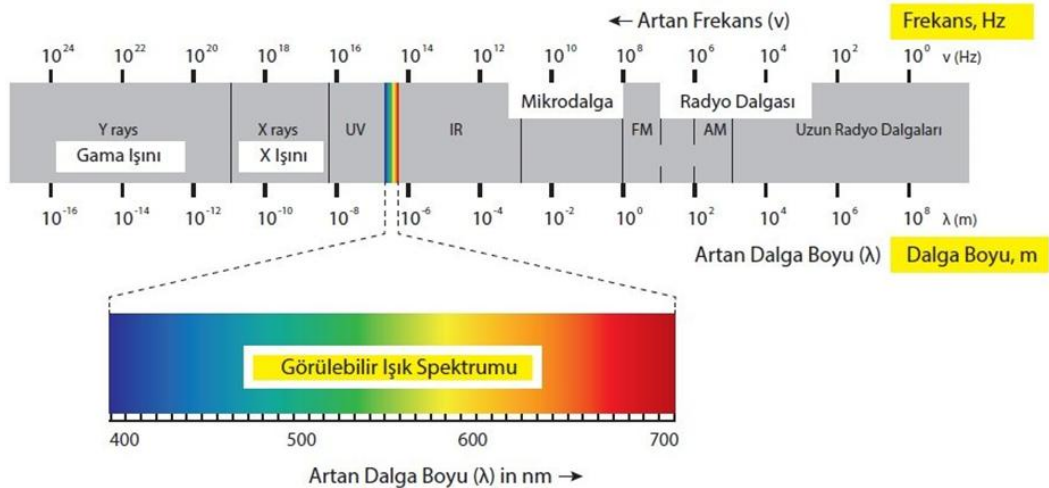
verilmesi gereken ölçüde eğim verilir. X- ışını tüpüne ait görsel Şekil 11'de sunulmuştur.



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

2.1.4. Gama Işınları

Gama ışınları, atom çekirdeklerinden yayılan yüksek enerjili elektromanyetik ışınım türüdür, atom çekirdeklerindeki radyoaktif bozunma süreçleri cevabında meydana gelir. Atom çekirdeklerindeki yüksek enerji, atomun daha kesin bir yapıya yetişmesi için yüksek enerjili fotonlar gibi ortama yayılır. Bu özgür bırakılan enerji, gama ışınları olarak bilinir. Elektromanyetik Dalga Spektrumuna ait görsel Şekil 12'de sunulmuştur.



Şekil 12. Elektromanyetik Dalga Spektrumu

Genellikle nükleer bozunma süreçlerinin bir sonucu olarak ortaya çıkarlar. Örneğin, alfa yada beta bozunması şeklinde öteki radyoaktif bozunma süreçlerinde,

çekirdeklerdeki enerji fazlalığı gama ışınları olarak açığa menfaat. Ayrıca, nükleer fisyon yada füzyon şeklinde yüksek enerjili nükleer reaksiyonlar da gama ışınlarının oluşumuna yol açabilir.

Gama ışınları, elektromanyetik spektrumun en yüksek enerjiye haiz bölgesinde yer alır. Bu nedenle, oldukça yüksek frekans ve enerji ile derinlere nüfuz etme kabiliyetlerine sahiptirler. Bu özellikleri, gama ışınlarının muhtelif endüstriyel, tıbbi ve ilmi uygulamalarda geniş bir kullanım alanı sağlar. Bu ışınlar, radyoaktif bozunma süreçlerinin bir kararı olarak ortaya menfaat ve çoğu zaman atom çekirdeklerindeki dengesizliklerden kaynaklanır. Gama ışınları, X-ışınlarından daha yüksek enerjiye haiz oldukları için giricilikleri de daha fazladır.

Gama ışınlarına ilişkin dalga boyu elektromanyetik dalga spektrumunda “X” ışınları gibidir. Çünkü ışıktan yada radyo dalgalarından oldukça daha kısadırlar. Gama ışınları ve X-ışınları arasındaki en büyük fark , “ γ ” ışınları çekirdekten yayınlanır, X-ışınları elektronik geçişlerden kaynaklanır.

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

- Yüksek enerjiye sahip bir parçacığın, başka bir parçacıkla etkileşmesi ,
- Parçacık ile onun karşıtı olan başka bir parçacığın birbirlerini yok etmesi,
- Radyoaktif bozunma,
- Hızlandırılmış yüklü parçacıklar gibi üç tür halinde gösterebilmektedir.

Gama ışınlarının tıbbi, endüstriyel ve ilmi alanlarda birçok uygulaması vardır. Örneğin, kanser tedavisinde kullanılan radyoterapi yönteminde gama ışınları kullanılır. Ayrıca, endüstriyel kesafet ölçümlerinde, radyoaktif maddelerin tespitinde ve araç-gereç analizinde de yaygın olarak kullanılırlar.

Tez içeriğinde, gama ışınlarının oluşumu, özellikleri, etkileşimleri ve zırhlaması benzer biçimde mevzular ayrıntılı bir halde incelenerek, değişik

malzemelerin gama ışınlarını absorbe etme kabiliyetleri üstüne meydana getirilen araştırmalar da sav kapsamında mühim bir yer tutmaktadır. Bu çalışmalar, gama ışınlarının etkilerini azaltmak yada önlemek için kullanılabilecek etken zırh malzemelerinin geliştirilmesine katkı sağlayabilir.

2.1.5. Nötronlar

Nötronlar, atom çekirdeklerinde bulunan kuark yapıları sebebiyle yüksüz parçacıklardır. Nötron radyasyonu, çoğu zaman muhtelif nükleer reaksiyonlarda yada radyoaktif bozunma süreçlerinde ortaya çıkar. Bu tip radyasyon, bilhassa yüksek enerjili nükleer reaksiyonlardan kaynaklanır. Örneğin, nükleer fisyon yada füzyon benzer biçimde süreçler esnasında olup biten nötronlar, çevrelerindeki maddelerle etkileşime girerek nötron radyasyonuna yol açarlar. Nötronların genel özelliklerini veren birtakım 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, Gücsüz, Güçlü
Anti-parçacığı	Anti-nötron
Keşfi	James Chadwick (1932)
Sembol	N, n ₀
Kütle	1,674 927 29(28)× kg
Ortalama Yarı Ömrü	885, 7(8) s (serbest)
Elektrik yükü	0 Coulomb
Elektrik Dipol Moment	< 6, 3 × e cm
Elektrik Polarizesi	1,16(15)× f
Manyetik Moment	-1,913 0427(5) Mn
Manyetik Polarizesi	3, 7 (20)× f
Spin	½
Izo-Spin	½
Parite	+1

Farklı nükleer reaksiyonlar cevabında nötronlar elde edilebilirler. Nükleer reaksiyonlar cevabında ortaya çıkan nötronların ölçümlerde çoğu zaman yüksek enerjili olduğu görülmektedir. Yüksek enerjili olarak ölçümü geliştirilen bu nötronların değişik enerjilere dönüştürülebilmesi için madde atomları ile çarpıştırılma yöntemi kullanılabilir. Bu sayede daha düşük enerjili nötronlara erişilmiş olunur. Nötronları enerjilerinin seviyelerine göre meydana getirilen liste şöyleki anlatım edilebilir;

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

Nötronlar, yüksüz oldukları için maddenin içerisinde geçerken atomları iyonlaştırmazlar; sadece nötronların çekirdekler tarafınca soğurulması yada nötronların protonlar, elektronlar yada anti protonlar ve pozitronlar olarak bozunması benzer biçimde tali süreçler cevabında iyonlaşma meydana getirebilirler. Nötronlar, yüksüz olduklarından elektriksel kuvvetinden etkilenmedikleri için madde arasında derinlere nüfuz edebilirler ve maddenin içerisinde geçerken iyonlaşma için enerji harcamazlar. Bu durum, nötronların zırhlamasını zorlaştırır ve geleneksel koruyucu malzemelerle kıyaslandığında değişik bir yaklaşım gerektirir.

Nötronların gelişimi ve mevcut özelliklerinin belirlenebilmesi için tarihsel bir süreç ön plana çıkmaktadır. Fizikçiler atom çekirdeğinin keşfini takip eden 20 sene süresince mevcut bütün elementlerin çekirdeklerinin elektronlardan ve hidrojen çekirdeklerinden oluştuklarını benimsemişlerdir. Helyum, 4 atom ağırlığına, 2 atom numarasına haiz bulunurken, $4-2=2$ elektronik birimlik çekirdek yükü verebilmek için, çekirdek 4 proton ve 2 elektrondan oluşmalıdır düşüncesi bulunmaktadır. Benzer biçimde 16 atom ağırlıklı olmakla beraber 8 atom nolu oksijen çekirdeğinin 16 protondan, 8 elektrondan oluştuğu varsayılmaktadır. Bunların 4 alfa parçacığı gibi toplanabilecekleri alakalı devre fizikçilerinde yaygın olan bir fikir olmuştur.

20 sene süresince benimsenen bu düşüncenin doğruluğunun kanıtlama edilebilmesi için çekirdeğin parçalanarak arasında neler bulunduğunun saptanması

gerekmıştır. Bu gereklilikle ilk çekirdek parçalama çalışmalarına başlanmıştır. Bilinen ilk çekirdek parçalama vakası 1917 senesinde Rutherford tarafınca başlatılmıştır (Weinberg, 2002). Çekirdek parçalama emekleri ile yüksüz bir çekirdeğin parçacığına ulaşılması 1932 tarihinde Cavendish Laboratuvarında, James Chadwick tarafınca yapılmıştır.

H. Becker ve W. Bothe 1932 yılından kısa bir müddet ilkin alfa parçacıklarının hafifçe elementlerin bir fer yaydıklarını bulmuştur. Bu çekirdeğin parçalanmasına ait gelişimleri etkilemiştir. Bulunan bu ışının oldukça daha çok nüfuz edici olduğu görülmüştür. Dönemin bilim insanları bu ışınların X, Gama ve fer benzer biçimde elektromanyetik ışınlar bulunduğunu düşünmüşlerdir. Daha sonrasında geliştirilen çalışmalarla Frederic ve Irene Joliot-Curie hidrojeni bolca olan bir maddeye yüklendiğinde o maddeden proton çıkışlarının bulunduğunu gözlemlemiştir. Son raporlamasını yapmış olup Royal Society raporlarında yayınlamıştır. Bu yayınlamada bulmuş olduğu bu yüksüz parçacığa şu anki ismi olan nötron adını 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 hacmi elektron ve proton toplamına göre daha azca gibidir. Ulaşılan bu düşüncelerin doğrulanması ve ispatlanması gereklidir. Chadwick yayınladığı makalede nötronun görevi ile alakalı teorilerine yer vermemiştir.

Nötronlarla alakalı olan mesele kuantum mekaniğinin öncüsü olmuştur. Alman kuramcı W. Heisenberg tarafınca ele alınarak üstünde emekler yapılmıştır. Heisenberg o dönemlerde meşhur bir dergide yazı yazarı olan fizikçidir ve makalesinde çekirdeğin, proton, elektron ve nötronlardan oluştuğunu bu parçacıkların da elektron alışverişleriyle birbirine tutunduklarını anlatım etmiştir. Bu görüşe göre bir nötrona

Elektron verildiğinde proton haline döner, bu proton ise bir başka proton tarafınca tutulduğunda yine nötron haline gelir. Bu biçimde elektron alışverişi gerçekleşmektedir. Bu görüşün neticesinde çekirdeğin proton ve elektrondan oluştuğu kararı ortaya çıkmaktadır.

Çekirdeğin yapısı ile alakalı erişilen bu sonuca o dönemde itirazlar başlamıştır. 1929 yılına gelindiğinde Gerhard Herzberg ve Walter Heitle azot ve

oksijen şeklinde iki atomlu moleküller üstünde emek vererek atom sayısının çekirdek ile ilgili bulunduğunu kanıtlamaya çalışmışlardır. Ayrıca bu atomların oluşumunda olup biten işmalara dikkat çekmişlerdir.

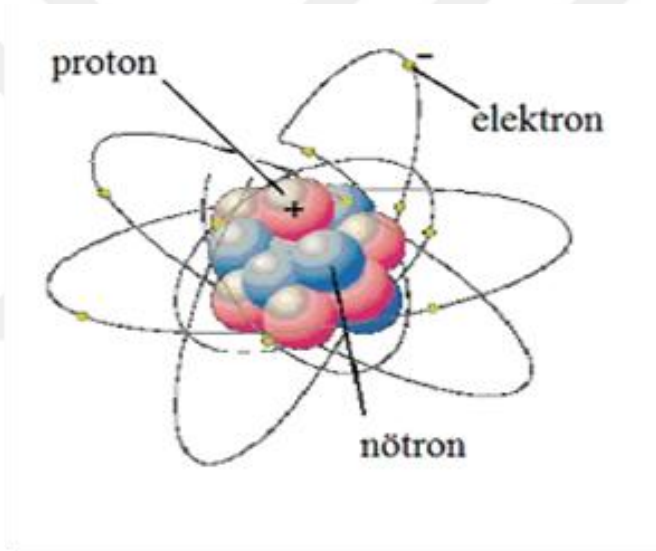
Çekirdekleri çift sayıda temel parçacıklar içeren iki aynı çekirdekli molekülde, özellikleri aynı olmayan çekirdek çiftinde mevcut moleküller enerji düzeylerinin yarısı bulunmamaktadır. Çekirdekler özdeş olmakla birlikte, her birisi tek sayıda parçacık içermekteyse, bu kez bu nelerdir enerji düzeylerinin öteki yarısı bulunmamaktadır. Bu kurala bakıldığında, oksijen çekirdeğinin çift sayılı parçacık ihtiva ettiği 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 rakam vermektedir. Herzberg ve Heitler, azot çekirdeğinin de çift sayıda parçacıktan oluşması icap ettiğini dediğinde 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 haiz 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 şeklinde nötronu temel bir parçacık olarak kabul etmektir.

Son yıllarda nötronlarla alakalı emek harcamalar niceliksel olarak artmış ve daha çok ehemmiyet kazanmıştır. Nötronlar kendilerinde elektrik yükleri taşımazlar. Bu sebeple çekirdek çevresinde oluşan enerji ve elektrikten etkilenmezler. Bu sebeple nötronlar meydana getirilen ilk çalışmalarda Rutherford'un işaret etmiş olduğu şekilde ağır çekirdeklerin içerisine hızla nüfus edebilirler, kolayca ilerleyip ve çekirdek parçalanmalarına sebep olabilirler.. Nötronların ağır çekirdekleri fisyonu uğrattıkları, 1938 senesinde Fritz Strassmann ve Otto Hahn tarafınca keşfedilmiştir. Her fisyon birden fazla nötron üretir, böylece çekirdek zincir tepkimesi oluşmaktadır . (Weinberg, 2002).

Nötron radyasyonunun etkilerini azaltmak için hidrojen içeren maddeler çoğunlukla kullanılır bundan dolayı hidrojen, nötronları soğurarak enerjilerini azaltabilir. Ayrıca, borlityum 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 alakalı birtakım bileşenlerin özelliklerinin bilinmesi gerekmektedir. Öncelikle radyasyonun türü ve enerjisinin bilinmesi gereklidir. Bunun yanı sıra radyasyonun tesir etmiş olduğu biyolojik dokunun da türünün bilinmesi tesir ölçümü için lüzumlu olan koşullardandır. Biyolojik dokuya yüksek enerji geçişini sağlayabilen alfa parçacığı, proton ve nötron şeklinde parçacıklar beta parçacığı, X-ışınları gama ışınlarından daha çok zarar verebilmektedir. Radyasyonun biyolojik tesirinin incelenebilmesi için

hücresel ve doku ve organ etkileşimi olmak suretiyle iki alt sınıflama yapılabilmektedir.

2.1.6.1. Radyasyonun Hücresel Etkisi

İnsan bedenindeki hücrelerin yapısı çekirdek ve sitoplazmadan oluşmaktadır. Hücre çekirdekleri içinde DNA'lar ve bu DNA'lar içinde kromozomların olduğu bilinmektedir. Radyasyon tesiri ile DNA düzeninde zararı olan sonuçlar görülebilmekte DNA da mevcut kromozomlar etkilenebilmektedir. Bu zararı olan etkisinde bırakır iyonize edilmiş ışıyım kaynaklı görülmektedir. Bazen DNA yapısının bir ipliğine ara sıra de iki ipliğine zarar verebilmektedir.

Radyasyon tarafınca DNA üstünde görülen zarar direkt ve indirekt olmak suretiyle iki grupta incelenmektedir. İyonlarına ayrıymış parçacık, fotonun Compton saçılması yapması yada fotoelektrik olay sonucunda meydana gelen ve elektron ile etkileşime giren DNA'nın yapısının bozulması direkt etki olarak adlandırılmaktadır. Buna alternatif olarak hücrelerdeki su molekülleriyle ışıyım etkileşime girebilir ve su molekülünden elektron koparılarak açılan bir özgür köktencilik DNA ile etkileşime girebilir. Bu halde gerçekleşen etkileşim, radyasyonun indirekt tesiri olarak adlandırılmaktadır.

Doğrudan ve indirekt yaşanmış olan bu etkileşimlerin DNA üstünde yarattığı tahribat önemlidir. Eğer DNA'nın bu etkileşimler cevabında bir ipliğinde zarar oluşmuşsa bunun kendini yenileme ihtimali varken iki iplikte zarar oluşmuşsa bunun kendini yenileme ihtimali de artarak hücre ölümü gerçekleşmektedir. Hücrenin ölümü yada tamirinin gerçekleşmediği durumlarda hücre mutasyona uğramaktadır. Bu uğramış olduğu mutasyon, genetik zarara yada kansere sebep olmaktadır. Hücreyi radyasyona karşı daha duyarlı hale getiren hücre arasında birçok molekül mevcuttur. Örneğin oksijen, radyasyonun indirekt tesirinde artışa sebep olmaktadır ve bunu DNA'nın zarar bulan tek ipliğine özgür radikalın bağlanmasını sağlayıp onarım olmasını engelleyerek gerçekleştirmektedir. Bu vaka sıklıkla yüksek enerji geçişi sağlamayan, elektron, foton etkileşimleri cevabında gerçekleşmektedir ve bu halde hücrede oksijen miktarının fazla olması DNA'nın görmüş olduğu ziyayı artırmaktadır. Bunun yanı sıra, hücreyi daha korumalı hale getiren birçok molekül de mevcuttur. Proteinleri meydana getiren aminoasitlerden önde gelen sistesin buna bir

örnektir. Oluşan özgür radikallerle etkileşime girip DNA'nın zarar bulan bölümüne bağlanmalarını önlemektedir.

2.1.6.2. Radyasyonun Doku ve Organ ile Etkileşimi

İnsan bedeninde mevcut dokularda devamlı olarak bir hücre yenilenme akışı mevcuttur. Bazı hücreler ölür birtakım hücreler yenilenir. Eğer vücuttaki bu yenilenme sürecinde balans kaybı olursa hücre birikmesi gerçekleşir bu da kanser hastalığının ortaya çıkmasına sebep olmaktadır. İnsan bedenindeki bu dengenin bozulmasına sebep olabilen faktörlerden birisi de radyasyondur. Radyasyon ile etkileşime girdiğinde mutasyona uğrayan hücrelerin devamlı çoğalacak bir duruma gelmesi cevabında vücutta birikip tümör oluştururlar. Radyasyon hücre birikmesine sebep olarak doğrudan kanser oluşumunu tetiklese de kanser tedavisinde kullanılan yöntemlerden birisidir. İnsan vücudunun herhangi bir bölgesinde kanser oluşabilmektedir. Örneğin, tiroit dokusunda birçok değişik kanser oluşmaktadır. En yaygın olanı papiller tiroit kanseridir. Radyasyondan meydana gelen kanserlerinin %90'ı bu tip kanserdir. Yavaş büyüyen bir kanserdir ve hanımlarda daha yaygındır. %80'inde tiroidin arasında birden fazla merkezli olarak dağılmaktadır. Tiroitte gerçekleşen kanserler tüm kanserlerin %1'e muadil gelmektedir. Büyük sıklıkla erken teşhis edilebilmektedir ve kanserin ölüm oranı %0,5'tir. Radyoterapi ile tedavi edilebilmektedir. Çoğunlukla radyoaktif iyot (I-131) kullanılmaktadır. Bu radyoaktif araç-gereç dışında, Co-60, 4-6 MV X-ışınları ve 9-15 MeV elektronlar da kullanılabilmektedir (Beyzadeoğlu, Özyiğit ve Ebruli, 2012).

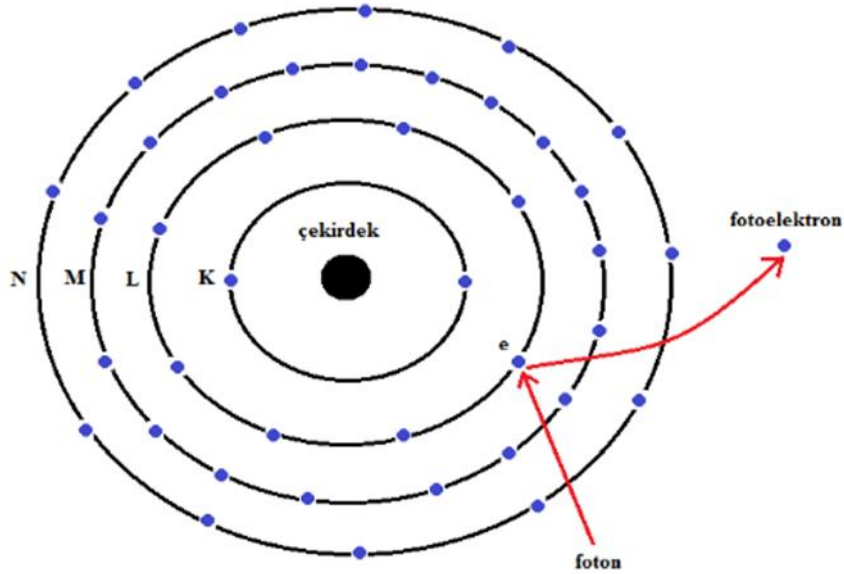
2.2.Fotonların Madde İle Etkileşimi

Foton, elektromanyetik dalgayı taşıyan en minik enerji paketçigidir, gibi 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 fazlaca tanecik özelliği ön plana çıkar. Giricilikleri ve madde ile etkileşimi de artar. Elektromanyetik radyasyonun madde ile etkileşiminin en mühim üç vakası 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, zırhlama 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 elektrona özgür bırakmak için lüzumlu olan enerji eşiği iş fonksiyonu (ϕ) üzerindeyse, elektron yüzeyden kopar ve haiz olduğu kinetik enerji ile hareket eder. Bu özgür elektronlara fotoelektronlar denir.

Fotoelektrik olayın matematiksel ifadesi, Einstein tarafınca geliştirilen fotoelektrik denklem ile verilir.

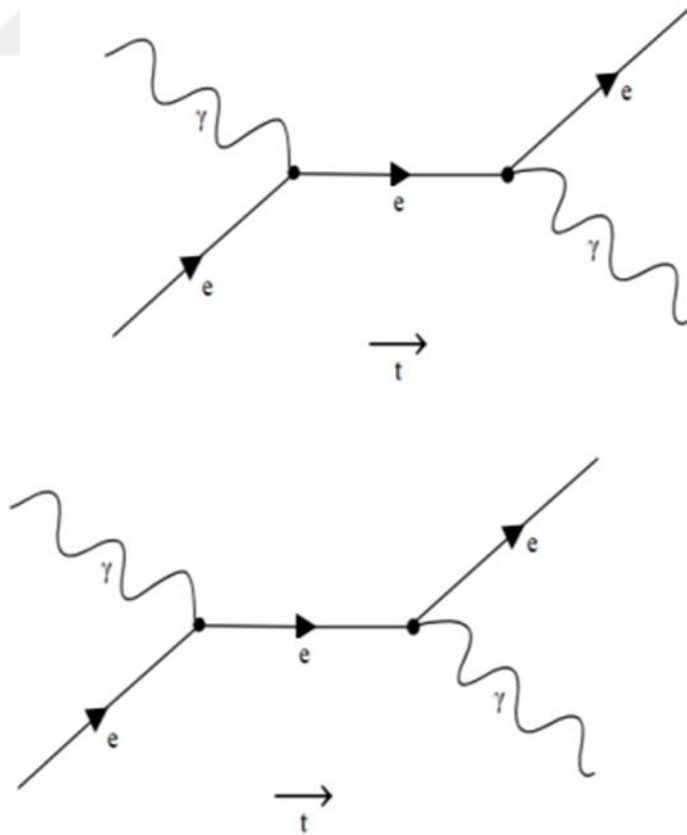
$$E = hf - \phi \quad (2.4.)$$

Denklem 4. Fotoelektrik Denklemi

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

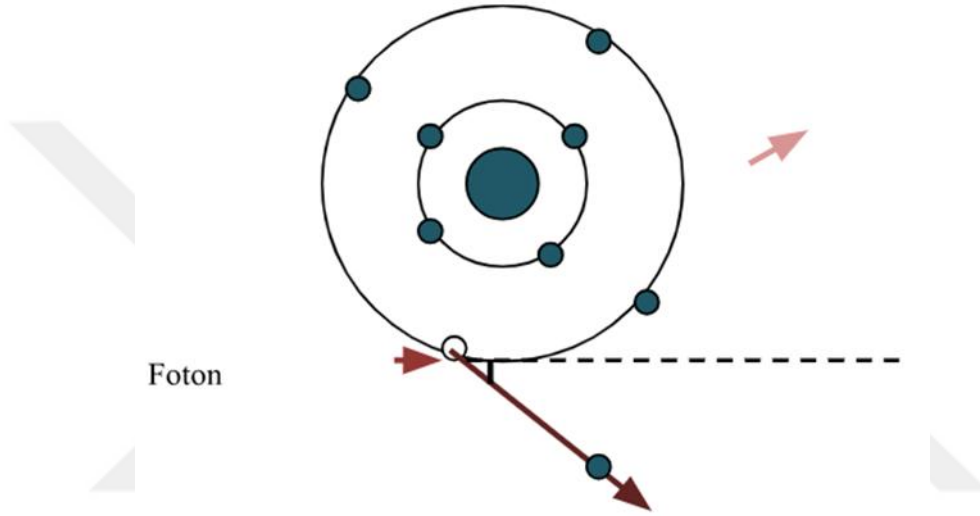
2.2.2.Compton Saçılması

Fotonun elektronla etkileşimi sonucunda saçılma durumu için gelen fotona ve elektronun saçılması için lüzumlu olan enerjiye bağlı olarak birçok konum gerçekleşmektedir. Bu etkileşimin Feynman diyagramı Şekil 16'da verilmiştir. Foton ve elektronun etkileşiminin cevabında saçılan fotonun enerjisinin azalıp azalmamasına bağlı olarak değişik türlere ayrılmaktadırlar.



Şekil 16. Foton-elektron saçılmasının Feynman Diyagramı

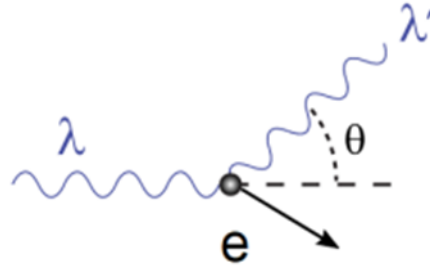
Compton saçılması, enerjisi yüksek olan fotonların tanecik şeklinde davranarak elektronla etkileştiği ve hem enerji bununla birlikte momentum aktarımı yapmış olduğu fizyolojik bir olaydır. A. H. Compton ilk kere 1923 de bu vakası tanımladığı için vakaya Compton Saçılması denmiştir. Compton saçılması, inkoherent bir saçılma türündendir ve atomdaki serbest elektronla fotonun etkileşimi sonucunda saçılmalarını anlatmaktadır . Compton saçılmasına ait görsel Şekil 17'de sunulmuştur.



Şekil 17. Compton saçılımı (Aygün, 2010).

Bu şekilde görüldüğü gibi elektron atomun yörüngesinde atoma bağlı haldedir sadece gelen fotonun enerjisi metalin iş fonksiyonu da dediğimiz elektronun bağlanma enerjisine göre oldukça fazla olduğunda, bağlanma enerjisi görmezden gelinebilir. Fotoelektrik olayda olduğu şekilde burada da fotonlar soğrulmaz, elektronlarla esnek çarpışmalar gerçekleştirirler. Bu çarpışmalar hemen sonra bütün esnek çarpışmalarda olduğu şeklinde 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 değişiklik enerji ve momentum korunumu ile aşağıda verilen denklem elde edilir. Burada θ fotonun sapma açısını anlatım eder.

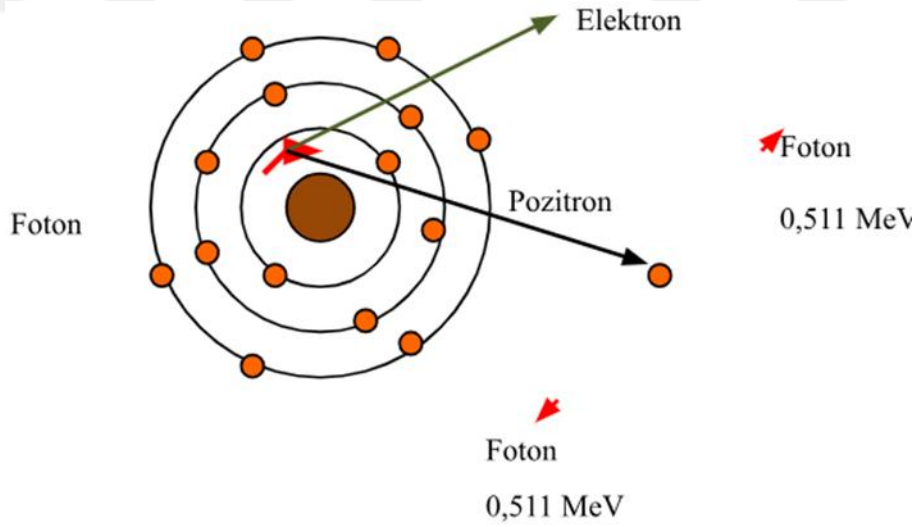
$$\lambda' = \lambda + \frac{h}{mec} (1 - \cos \theta)$$



Denklem 5. θ Fotonun Sapma Açısı

2.2.3.Çift Oluşumu

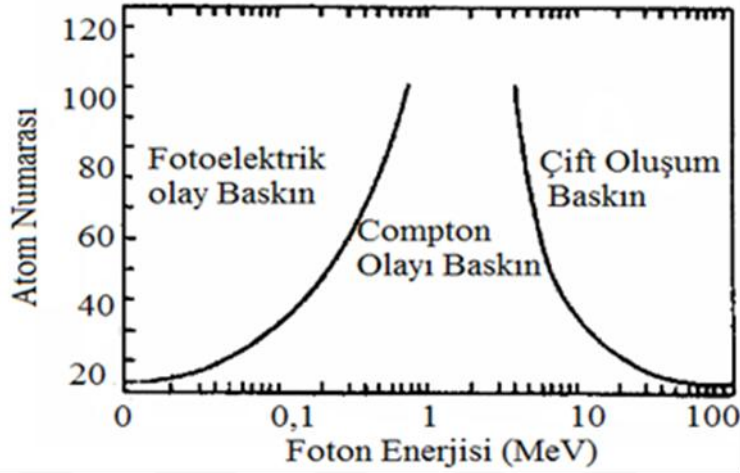
Yeterli oranda enerjiye haiz fotonların, madde arasında soğurularak zıt yüklü iki parçacık oluşturması durumu çift oluşumu olarak adlandırılır. Bir başka anlatım ile 1,022 MeV yada daha çok enerjiye haiz bir fotonun (yada toplam enerjisi 1,022 MeV yada daha çok olan iki foton) bir elektron ve pozitron üretmesi vakasına çift oluşum denir. Çift oluşumuna ilişkin görsel Şekil 18'de sunulmuştur.



Şekil 18. Çift Oluşumu (Aygün, 2010).

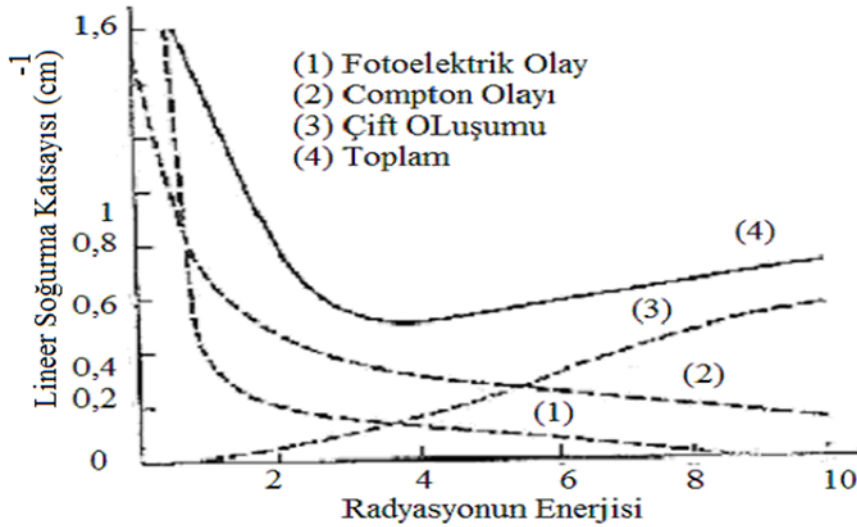
Çift oluşumunun tek bir fotonla gerçekleşebilmesi için fotonun herhangi bir yüklü alanın etkisine girmesi gerekmektedir. Bir atom için tek fotonla çift oluşum, elektron ve çekirdek olmak suretiyle iki değişik Coulomb alanında gerçekleşmektedir. Çift oluşumun gerçekleşmesi ihtimali fotonun enerjisinin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

ile doğrusal bir ilişki içerisinde. Enerji artırma durumun tahakkuk olasılığını da artırmaktadır. Yüksek atom numarasına haiz malzemeler içinde çift oluşum daha çok gerçekleşebilmektedir (Leroy ve Rancoita, 2004). Fotoelektrik olay, Compton vakası ve Çift oluşumun baskın olduğu bölgelere ait 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 - 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 sırasında katsayının doğru orantılı bir artış gösterdiği, compton ve fotoelektrik vakalarda ise gelen elektromanyetik dalganın enerjisindeki artışla ters orantılı gerçekleştiği görülmektedir. Çünkü çift oluşum vakasında gelen ışınım olumlu yönde ve olumsuz elektrona evrilip yok olduğu görülür.

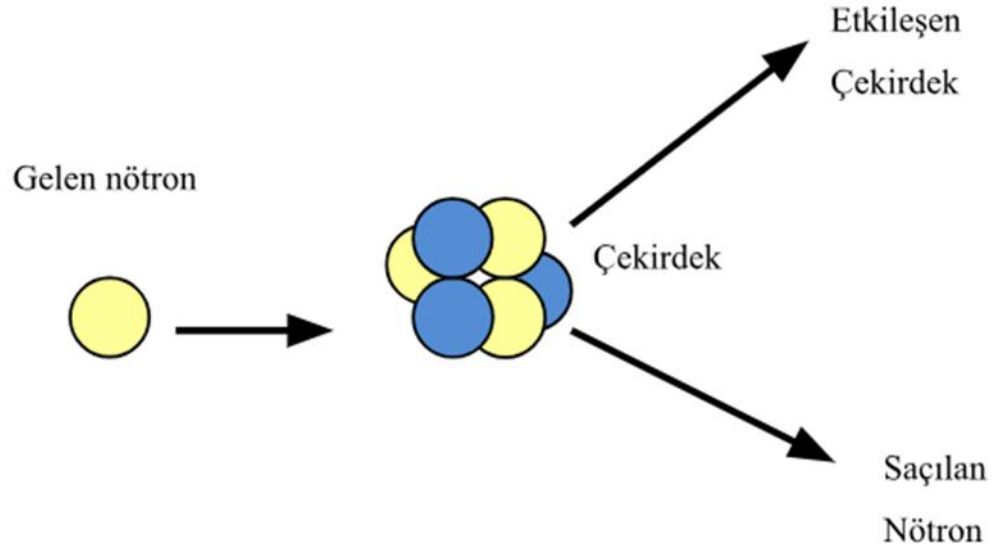
2.3.Nötronların Madde İle Etkileşimi

Nötronların madde ile etkileşimleri cevabında saçılma, yakalanma ve reaksiyonlar görülmektedir. Elektromanyetik radyasyonun yayılması vakası 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 sonrasında çarpışma yönünden başka yöne doğru saparak çekirdekten uzaklaşmaktadır (Lannunziata, 2007). Bu eylemden sonrasında çekirdeğin ana yapısında herhangi bir değişim meydana gelmemektedir (Büyük, 2013). Elastik saçılmanın koherent ve Rayleigh şeklinde farklı adları de alakalı alan bazında kullanılabilmektedir. Bu saçılma türünde gelen saçılma ile yayılım yayınlayan 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).



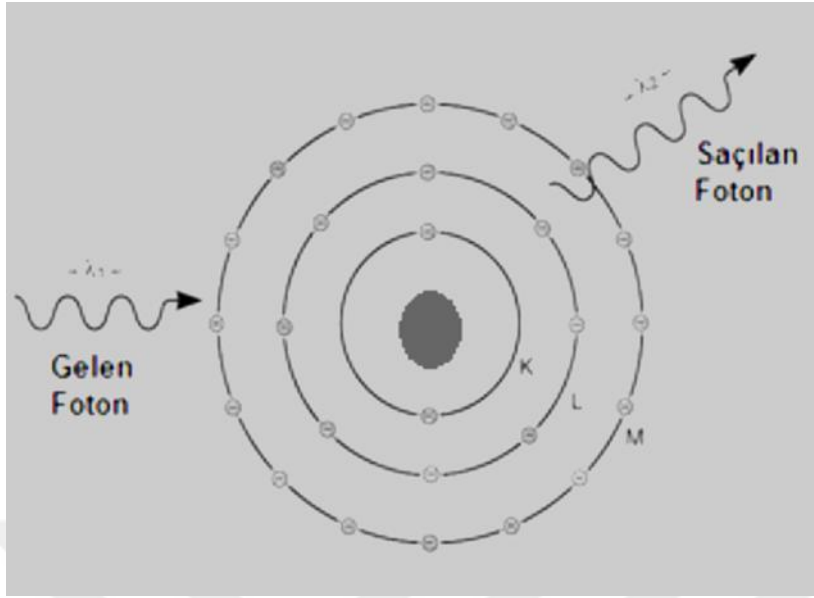
Şekil 21. Nötronun Çekirdekten Lastik Saçılması (Aygün, 2010)

Dört tür inelastik saçılmadan laf 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 cevabında gerçekleşir. Bu etkileşim sırasında elektron uyarılmaktadır, ama yörüngeden koparılmamaktadır. Fotonun saçılması peşinden enerji azalması gözlemlenmektedir. Gelen foton bağlı bir elektron üstüne düşüp bu elektrondan yeteri enerji alamayarak çıkış yapmış olduğu vakit Rayleigh Saçılma meydana gelmektedir (Tannoudji vd., 1998). Çoğunlukla bu saçılma düşük enerjili fotonlar tarafınca gerçekleştirilir ve atom numarası yüksek malzemelerde daha çok

gerçekleşmektedir. Malzemenin radyasyonu azaltabilmesine tesiri oldukça düşüktür.



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

Bu saçılma türünün gerçekleşebilmesi gelen fotonun enerji aralığının 0.1- 0.5 MeV bulunmasına bağlıdır. Elektronun etkileşmeden sonrasında özgün pozisyonuna dönmesi ile gerçekleşen saçılma Rayleigh saçılma olarak tanımlanabilmektedir.

2.3.1.2. Delbrück Saçılması

Delbrück saçılması, esnek nükleer potansiyel saçılma olarak anlatım edilebilir. Bu saçılma çekirdeğin etrafındaki Coulomb alanından fotonların saçılması olarak tanımlanmaktadır. Bu saçılma gerçekleşirken pasif elektriksel alanda bir elektron-pozitron çift oluşumu gerçekleşir. Oluşan bu çift atomun geri tepme hareketiyle yok olurken gelen foton enerjisine eş kıymet değişik bir foton oluşturmaktadır. Bu vaka hissedilemeyecek kadar minik bir tesir oluşturur ve meydana getirilen deneylerde de net bir biçimde gözlenememektedir (Tannoudji vd., 1998).

2.3.1.3. Thomson Saçılması

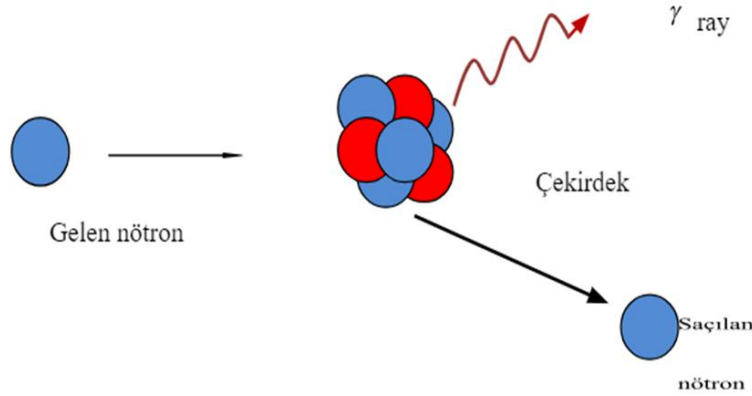
Çekirdek bir yük sistemi olarak düşünülüp gelen dalga ile çekirdek salınım işlemi gerçekleştirilmektedir. Fotonların oluşturduğu dalgaların enerjisi çekirdeğin enerjisinden minik olduğu için bu salınım sırasında büyük hareketler gözlenmez. Eğer gelen dalga boyu çekirdeğin yarıçapından fazlaca daha büyük olursa en çok bir etkinin gözlenebilir olduğu için laf 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 reha periyodu takip etmektedir (Tannoudji vd., 1998).

2.3.2. İnelastik Saçılma

İnkoherent olarak da anlatılan inelastik saçılma türünde gelen ve saçılan fotonlar içinde enerji farkı, bir başka anlatım ile dalga boyları içinde farklar mevcuttur. Bu saçılmada frekanslar arası bir rabita yoktur ve yayılan dalgalar ile herhangi bir teşebbüs gözlenmemektedir. Atomun her bir elektronu tarafınca görülen saçılma şiddetinin hesaplanarak toplanması atom tarafınca saçılan ışının toplam sertliğini ortaya çıkarmaktadır. İnelastik saçılma denildiğinde Nükleer saçılma, Compton saçılması ve Raman saçılması olmak suretiyle üç çeşit saçılmadan laf edilmektedir (Cooper vd., 2004; Tannoudji vd.,1998).

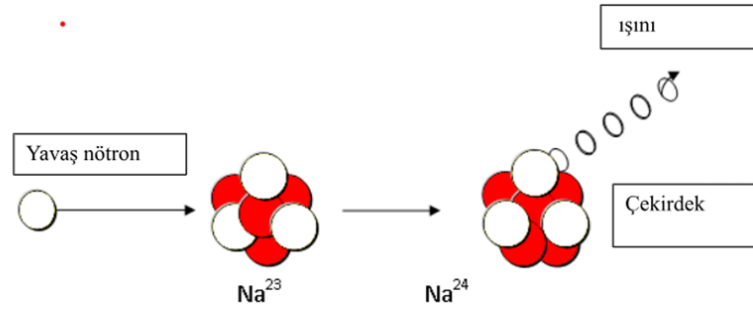


Şekil 23. Nötronun Çekirdekten İnelastik Saçılması (Aygün, 2010)

2.3.3. Nötron Yakalanması

$$n + {}^A X \rightarrow \gamma + {}^{A+1} X \quad \text{şeklindeki reaksiyonlardır.}$$

Nötron yakalanması için tesir kesiti $\cong \frac{1}{v}$ ile değişir. v nötronun hızıdır. Bu sebeple düşük enerjilerde nötron yakalanma olasılığı yükselir.

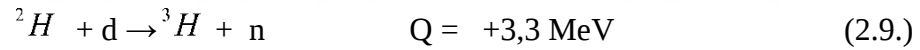
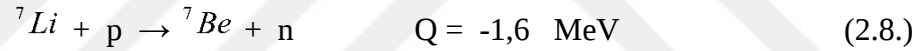
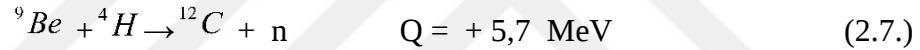
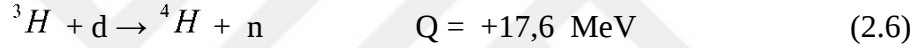


Şekil 24. Nötron Yakalanması (Aygün, 2010)

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 esansında basınçlı infiltrasyon tekniği kullanmışlardır. Numuneleri SiC tozlar içerisine Al_2O_3 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 cevabında takviye olarak seramik kullanımının sıcaklık yalıtımını azalttığı, grafen kullanımının ise artırdığı saptanmıştır.

Gardea ve ark. (2014) çalışmalarında numunelerin termal iletkenliğini incelemişlerdir. Bu numunelerin termal iletkenliğine tesir edeceği varsayılan kompozit karbon nanotüp/epoksiyle numune üretimi gerçekleştirmişlerdir. Araştırma

cevabında saf karbonda iletkenlik artış gösterirken florlanmış ve oksitli olanda iletkenliğin azaldığı görülmüştür. Tiwari ve ark. (2019) icra ettikleri çalışmada takviye malzemesi olarak grafen kullanmışlar ve tesirini araştırmışlardır. Zhu ve ark. (2021), icra ettikleri çalışmada alüminyum matris malzemesine vakum sıcak presleme kanalıyla karbon fiber takviyeli kompozitlerin termal, mikroyapı özellikleri ve proses optimizasyonunu incelemiştir.

Clyne ve ark. (2019), kompozit malzemeler üstüne çalışmışlar ve cevabında takviye elemanı ve matris malzemesi olarak kullanılan ara yüzlerin kompozit malzemenin özelliklerini etkilediğini saptamışlardır. Çünkü kompozit üstüne tesir eden kuvvetlerin ara yüzey vesilesiyle takviye malzemesine aktarıldığı kararına ulaşmışlardır. Ravichandran ve ark. (2020), metal matrisli kompozit araç-gereç üretimine karşılaştırmalı döküm yöntemi tesirini çalışmalarında incelemiştir. Yaptıkları deneysel çalışmada sıcaklık, karıştırma hızı ve süresi benzer biçimde parametreleri ele alarak üretim aşamalarını incelemiştir. Karşılaştırma aşamasında bu değişik değişkenler ele alınarak gerilme değerleri ve şiddet değerlerine ilişik veriler karşılaştırılmıştır.

Sajjadi ve ark. (2011), yapmış oldukları çalışmada matris malzemelerle karıştırmalı döküm tekniği kullanmışlardır. Üretilen malzemelerde şiddet, tazyik dayanımı, gözeneklilik incelemesi yapmışlardır. Sonuç olarak takviye partiküllerinin numune içinde artması şiddet, tazyik dayanımı ve gözeneklilik miktarını arttırdığı gözlemlenmiştir. Poltabtim vd. (2018), icra ettikleri çalışmada Fe_3O_4 , W_2O_3 ve Bi_2O_3 karışmasını sağlayarak EPDM kauçuk malzemelerin donma karakteristiği, fizyolojik özellikleri ve mekanik özellikleriyle gama ışını zırh özelliklerini incelemiştir. Yapılan malzemelerin değerlendirmeleri neticesinde en yüksek değerin bizmut trioksit ile ilişkili bulunduğunu görmüşlerdir. Bu sonuca ayrıca metal oksit içinde ne olduğu fazlaştıkça malzemelerin yarı kıymet kalınlık sonuçlarında azalma bulunduğunu gözlemlemiştir.

Gong vd. (2018), icra ettikleri çalışmada bor karbür, kurşun oksit ve benzofenon katkılanmış silikon kauçuk malzemelerin nötron ve gama zırhlama özelliklerini

incelemiştir. Cs-137 ve Co-60 şeklinde gama ışını kaynakları bu çalışmada kullanılmıştır. Çalışma cevabında elde edilmiş bulgulara artan kalınlık

değerleriyle beraber malzemelerin gama ışını geçirgenliğinde azama ve zırh özelliklerinde yükseliş görmüşlerdir. Ulaştıkları veriler ışığında nötron ve gama zırhlama malzemelerinin esneklik, termal kararlılık ve ısınım zırhlama şeklinde birçok kullanım alanlarının bulunduğunu belirtmişleridir.

Büyük (2013), yapmış olduğu incelemelerde 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 cevabında ise Cs-137 gama deposu için paslanmaz çeliğin lineer zayıflatma katsayısının bor çeliğinden daha yüksek bulunduğunu tespit etmiştir. Bu tespitinin yanı sıra paslanmaz ve bor çeliğinin beton ve alüminyum alaşımlarına göre daha yüksek gama zayıflatma kapasitesinin bulunduğunu belirtmiştir.

Gaylan vd. (2023), icra ettikleri çalışmada kompozit malzemeler üretmişlerdir. Bu malzemelere alüminyum-Bor Karbür (Al-B₄C) katkısı yüklemişlerdir. Elde ettikleri malzemelerin yüksek ısı dayanımları ve nötron radyasyonu soğurma kabiliyetlerini belirlemişlerdir. Kompozit malzemeler metal matris gibi üretilmişlerdir. Metal matris kompozitler Al-xB₄C (x = 5, 10, 15, 20, 25, 30, 40, 45 ve 50 ağırlık yüzdesi) kimyasal formülüne müsait olarak toz metalurjisi yöntemi kullanılarak üretilmiştir. Araştırmada meydana getirilen simülasyon ve deneysel ölçümler cevabında kompozitlerin içinde B₄C yüzdesi arttıkça nötron soğurma kapasitelerinin arttığı belirlenmiştir.

Ekinci vd. (2022), gerçekleştirmiş olduğu çalışmada gama ışığının soğurma kapasitesini araştırmıştır. Bu soğurma kapasitesi için MgB₂, AlB₁₂, B₉₅, B₄C ve B₈₆ bor bileşikleri kullanılmıştır. Bu soğurma kapasitesi hem Phy-X/PSD programı ile kuramsal hemde Ag, Ba, Cu, Mo, Rb ve Tb radyoaktif nokta kaynaklarıyla deneysel olarak belirlenmiştir. MgB₂ bileşiğinin kullanılan bütün malzemeler içinde gama ışınına karşı zırhlama hususi durumunun en iyi olduğu tespit edilmiştir.

Korkut vd. (2018), yapmış olduğu çalışmada bor ve renyum katkılı yeni kompozit malzemeler tasarlayarak üretmiştir. Bu üretilen malzemelerin değişik kimyasal formülleri, yüksek sıcaklığa dayanıklılıkları ve harika nötron soğurma kabiliyetleri mevcuttur. Üretilen malzemeler Re₆₀-B₄₀, Re₅₈-B₄₂, Re₅₀-B₅₀ ve Re₄₀-B₆₀ isimleriyle çalışmada yer almıştır. Çalışma hem deneysel bununla birlikte

kuramsal olarak FLUKA ve GEANT4 simülasyon kodları kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Çalışma nihayetinde bu

Malzemelerin nötronları 316 LN paslanmaz nükleer çeliğinden daha yüksek miktarda nötron radyasyonu soğurma yeteneğine haiz oldukları rapor edilmiştir.

Pan vd. (2024), yürütmüş oldukları çalışmada metal matris kompozit malzemeler tasarlamış ve üretmişlerdir. Bu malzemeler Mn içerikli yeni TiB₂/FeMnAl olarak üretilmiştir. Tüm kompozit FeMnAl malzemeler içerisinde, sıcak haddeleme ve tavlama sonrasında TiB₂ parçacıklarının ostenit matris arasında benzeşik olarak dağılmış olduğu görülmüştür. Ağırlıkça %20 Mn içeren kompozitlerin 500 °C'de 560 MPa tazyik altında çekme mukavemetlerinin daha iyi olduğu ve nötron radyasyonu soğurma kabiliyetlerine haiz oldukları araştırmanın cevabında tespit edilmiştir.

Usta ve Karahan (2024), gerçekleştirmiş oldukları çalışmalarında metal matrisli kompozitler tasarlayarak üretimini gerçekleştirmişlerdir. Bu kompozitlerin içine bor nitrür sokup çinko ve demir bazlı olarak tasarımını gerçekleştirmişlerdir. Elde edilen malzemelerin yapısal ve yüzey özellikleri sırayla 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 mühim seviyede etkilediği ve bor nitrürün çinko-demir matrisine dahil edilmesi kaplamanın adet boyutunu değiştirdiği saptanmıştır. BN katkısının gözenekli olan yüzeyi pürüzsüz, çatlaksız ve kompakt hale getirmiş olduğu gözlemlenmiştir. Buna ayrıca malzemelerin ihtiva ettiği bor nitrür miktarı arttıkça ısınım soğurma oranlarının da arttığı tespit edilmiştir.

Zhao vd. (2024), gerçekleştirmiş oldukları çalışmada yeni kompozit malzemeler üretmişlerdir. Bu malzemeler B₄C/Al üstüne 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 ve yapıların mikro karakteristikleri EBSD testi ile belirlenmiştir.

Aygün (2021), gerçekleştirmiş olduğu çalışmada beş değişik süper alaşım malzemesi tasarlayarak üretmiştir. Bu alaşım malzemelerinin yüksek sıcaklığa dayanıklı hem gama bununla beraber süratli nötron soğurma kabiliyetleri vardır.

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 Geant4 kodu, WinXCom ve Phy-X/PSD yazılımları kullanılmıştır. Deneysel emekler gerçekleştirilmiş bu çalışmalarda 241Am-Be süratli nötron deposu ile eş kıymet doz ölçümleri

Gerçekleştirilmiştir. Aynı zamanda üretilen malzemelerin asit aşınması, tazyik dayanımı, ısı dayanımı ve kaynaklanabilirlik testleri yapılmıştır. Araştırma cevabında elde edilmiş veriler 316 LN paslanmaz çeliğiyle karşılaştırılmış ve yeni üretilen bu süper alaşımların bu çelikten daha yüksek nötron ve gama radyasyonu soğurma kapasitesine haiz oldukları belirlenmiştir.

Sönmez M. (2009), gerçekleştirmiş olduğu çalışmada kompozit malzemeleri ele almıştır. Polimer kompozit malzemeler üstüne de yoğunlaşmıştır. Genel olarak çalışmada kompozit malzemelerin bilgilerini, alt türlerini, türlerin üretim yöntemlerini ele almıştır, bununla beraber polimer kompozit malzemelere ait bilgilere de yer vermiştir. Bu malzemelerin avantaj ve dezavantajlarını ele alarak ürün tasarımı ile ilişkilendirmiştir. Çalışmasının saha araştırmasını gerçekleştirirken Türkiye`de değişik alanlarda polimer matrisli kompozitler ile çalışan iki değişik tasarımcı ve iki değişik şirket yöneticisiyle görüşmüştür. Yaptığı bu görüşmelerden elde etmiş olduğu nitel verilere dayanarak polimer matrisli kompozitlerin Türkiye`de kullanımına ait bilgileri, muhtelif sektöre dayandırarak tartışmıştır. Aynı zamanda görüşmüş olduğu firmaların malzemeyi seçme sebepleri 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 (Bi₂O₃) ve tungsten oksit (WO₃) ihtiva ettiği görülmektedir. Bi₂O₃ ve WO₃ karıştırılan PVC kompozit malzemelerin X-ışını zırlama özelliklerini ve kütle kilo verme katsayılarını hesaplamışlardır. Bulunan sonuçlara göre kütle zayıflatma katsayısı en iyi Bi₂O₃ ve PbO katılan malzemeler bulunduğunu ortaya çıkarmışlardır.

Poltabtim vd. (2018), gerçekleştirdikleri çalışmada gama ışını zırlama hususi durumunu araştırmışlardır. Bunun için Fe₃O₄, W₂O₃ ve Bi₂O₃ karıştırılmış EPDM kauçuk malzemeleri kullanmışlardır. Malzemelerin lineer kilo verme katsayılarının

değerlendirilmesi kararına göre en yüksek değerin bizmut trioksit ile ilişki bulunduğunu görmüşlerdir. Bununla beraber araştırmadan elde edilmiş sonuçlara göre metal oksit içinde ne olduğu fazlaştıkça malzemelerin yarı kıymet kalınlık sonuçlarında azalma bulunduğunu gözlemlemişlerdir.

Han ve Demir (2009), yapmış oldukları çalışmada ışıınım enerjilerindeki farklılaşmaya göre değişik oranlarda krom, nikel ve demir alaşımların kütle zayıflatma katsayılarını hesaplamışlardır. Hesaplamalarda faal atomik ve elektron numaraları etki kesitleri belirtilmiş, bulunan değerlerin deneysel sonuçlar ile karşılaştırmasını Yapmışlardır.

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

3. MATERYAL VE YÖNTEM

3.1. Radyasyon Zırhlama

Radyasyonun geniş kullanım alanları mevcuttur. Geniş kullanım alanlarına karşın radyasyonun tesir ve zararları da çok fazladır. Radyasyonun zararlarından korunmak için devamlı geliştirilen emek harcamalar yapılmaktadır. Radyasyon zararlarını azaltmak için temel alınan ilke ALARA (As-Low-As-Reasonably Achievable) olarak kodlanmıştır. Prensip olası olduğunca minimum zarara, en düşük doza maruz kalma üstüne kurulmuştur. Radyasyon maruziyetinin azaltılması belli başlı noktalara dikkat edilmesine bağlıdır. Maruziyet süresinin azaltılması, ışıınım deposu ile aradaki mesafe, sürenin en az müddette tutulması ve ışıınım kaynağının müsait araç-gereç ile zırhlanması gerekmektedir (Belgin, 2017).

Radyasyon deposu ile doza maruz kalan insanoğlu arasına araç-gereç koyularak dozun tesirinin azaltılmasına amaçlayan kurala zırhlama kuralı denilmektedir. Zırhlama sürecinde değişik ışıınım tiplerine has değişik zırhlama malzemelerinin kullanılması gereklidir. Çünkü ışıınım 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 ışıınım malzemelerine bakılırsa 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: (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 hiç bir tesir yaratmayacağı şeklinde ölümcül sonuçlara da niçin olabilmektedir. Radyasyon dozlarının hücrede hasara yada kansere yol açıp açmadığının bilinmesi önemlidir. Radyasyon kullanımının artması ile beraber ortaya çıkan zararların da artmasıyla 1928 senesinde Londra'da 1. Uluslararası Radyoloji Kongresi ve bu kongrede ışıyım dozunun ölçümü ile alakalı muayyen standartların oluşturulması gerektiği vurgulanarak bu alanda çalışmak suretiyle bir komite belirlenmiştir. Bu komisyon 1950 senesinde yine toplanarak Uluslararası Radyolojik Korunma Komisyonu (ICRP) adı ile ortaya çıkmıştır. Komisyon yapmış olduğu çalışmalarla sınıflama sistemine son halini vererek 1990 senesinde bu bildirgeyi yayınlamıştır. Bildirge stokastik (doz bağımsız) ve deterministik (doz bağımlı) tesir olmak suretiyle somatik tesirleri iki türde ele almıştır. Bu gruplandırma cevabında kalıtsal tesirleri stokastik olarak belirlerken determinist olanları muayyen bir eşiği olan etkisinde bırakır olarak belirlemiştir (Bozbıyık, Özdemir ve Hancı, 2002).

Maruz kalınan ışıyım nükleer patlama, ışıyım yağmuru şeklinde yollarla dağılan dış kaynaklı bir ışıyım ise buna karşı alınabilecek önlemler şöyle sıralanabilir:

- Radyasyon deposu etrafında geçirilen vakit azaltılabilir,
- Kaynakla canlı içinde mesafe artırılabilir,
- Bir Kalkan madde kaynakla canlı arasına konulabilir.

Bir başka anlatım ile dış ışıının kaynaklarından canlı ve cansız çevreyi kollamak için süre, uzaklık ve zırlama koşulları şeklinde denklemsel ifadeleri olan üç metot 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.

$$Doz = (Doz Şiddeti) \times (Zaman)$$

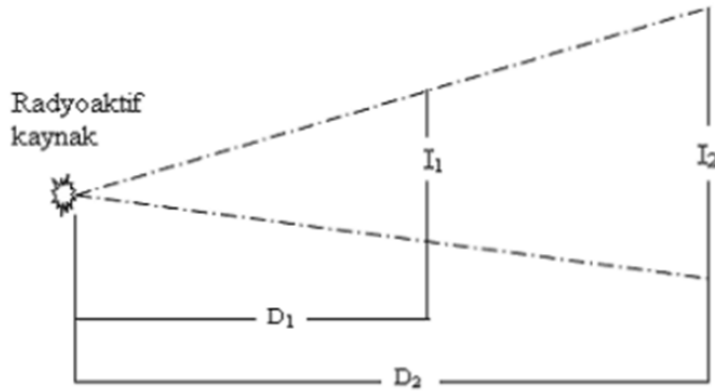
(3.1.)

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.

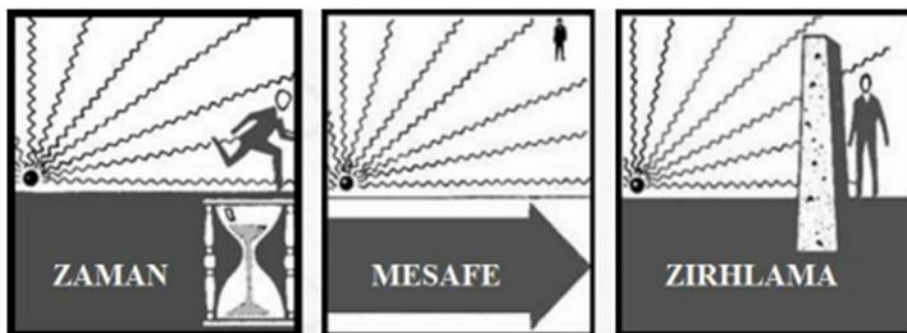
$$D1 \times d1^2 = D2 \times d2^2 \quad (3.2.)$$

Denklem 7. Mesafe Kuralına İlişkin Hesaplama



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

Zırhlama Kuralı; Zırhlama malzemeleri bireylerin radyasyona maruz kalma dozları azaltmak için kullanılmaktadırlar. Beton, duvar, kurşun şeklinde malzemeler zırhlama malzemeleri olarak kullanılmaktadırlar. Zırhlama malzemesinin radyasyonu emen yada saçan bir araç-gereç olması, dozun miktarını azaltması gerekmektedir. Zırhlama amacı ile kullanılan araç-gereç yada maddenin yoğunluğunu etkilemekte ve artırmaktadır. Alan yazın bu ne idrak etme geliyor. incelemede radyoaktif kaynağın zırhlaması için iki değişik yöntemin kullanıldığı görülmektedir. Radyoaktif kaynağın zırhlaması kolimatörlerin kullanılması ve dış koruyucu bölmelerin eklenmesiyle yapılabilir. Zıhlama hesaplamalarında malzemelerin bir madde yada malzemede mevcut radyasyonu emme kabiliyeti olarak anlatılan onuncu katman kalınlığı değerleri



Şekil 27. Zaman ve Mesafe Kuralına Göre Zırhlama Görseli

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 GİS’in dinlendirilmesi	İntravenoz beslenme

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 beraber hastanelerde, ziraat alanlarında, nükleer tesislerde olmak suretiyle birçok alanda naturel ve suni radyoaktif maddelerin kullanımları artmıştır. Uzaydan gelen kozmik ışınlar, vücudumuzda bulunan radyoaktif elementler, yaşadığımız evlerin yapı malzemelerinin ihtiva ettiği radyoaktif radon ve toron gazları, ziraat alanlarında kullanılan fosfor içeren yapay gübreler, yemek ve içeceklerimizdeki radyoizotoplar, rahatsızlıkların teşhis ve tedavisinde kullanılan radyoaktif madde içeren cihazlar ve nükleer tesisler sebebiyle ışıınım hayatımızın arasında yer almaktadır (TAEK, 2017).

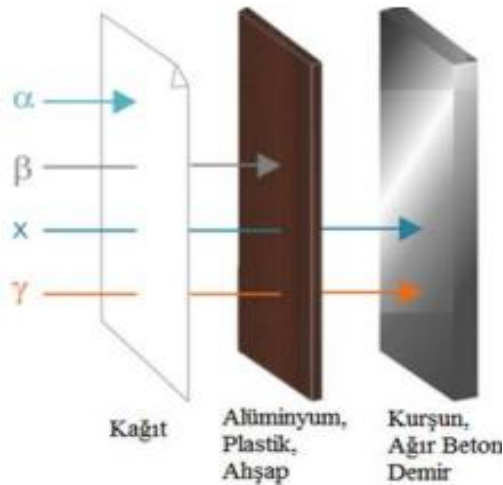
Radyoaktif maddelerin teknoloji ile bu denli yaşamın parçası haline gelmesi do miktarının test edilmesi gerekliliğine yol açmıştır. Hayatın bir parçası olan ve nerede ise zaruri olarak kullanılan bu alanlarda ışıınım dozunu minimum seviyeye indirmek

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 alakalı olarak öneri durumunda yayınlar yapmaktadırlar.

Ülkemizde Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK), ICRP önerilerini de göz önüne alarak hazırladığı ışıyım güvenliğine ait ilke, tedbir ve hukuki mesuliyet 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 aleni radyoaktif madde kullanılan cihazlar toplam 20570 kuruluştadır. Radyolojik tekniklerin gelişmesi ile bilhassa kanser olmak suretiyle birtakım rahatsızlıkların tedavi yöntemi olarak kullanması artmıştır. Bu kullanım artışı ile beraber bilhassa yoğun kullanılan alanlarda ışıyım korunma önlemlerinin katılımı ve zırhlama malzemelerinin bu aşamada kullanılması gereklidir.

3.4. Radyasyon Çeşidine Göre Zırhlama Malzemelerinin Seçilmesi

Madde içinde ışıyım yolculuğuna başlarken atom ve moleküllerle etkileşir. Radyasyon gücünü bu etkileşim nedeniyle maddeye aktararak kaybeder. Bu sebeple ışıyım deposu ile nesne arasına bir zırhlama malzemesi doldurularak ışıyım engellenebilir. Bu muamele zırhlama olarak adlandırılır. Zırhlama ışıyım türüne müsait yapılmalıdır. Farklı ışıyım kaynaklarının zırhlanması için kullanılan malzemeler Şekil 28'de verilmiştir.



Şekil 28. Radyasyon Kaynaklarına İlişkin Zırhlama Malzemeleri atıf ver

Şekil 28`de bulunan ışınlam türlerinin özelliklerine detaylıca bakılacak olursa;

Alfa (α) radyasyonu elektrik yüklü parçacıklar olup, ağır olduklarından madde arasında oldukça azca yol kat ederler. Yüksek enerjili α parçacıkları hava ortamında ancak 3 santimetre kadar yol alabilirler. Bu nedenle α radyasyonu için hususi bir zırhlama gerekmez.

Beta (β) radyasyonu, alfa radyasyonundan değişik olarak oldukça düşük kütleyle haiz olmaları sebebiyle madde içine giricilik özelliği daha fazladır. Örneğin, Sr90 ve P32 benzer biçimde 0,6 MeV`lik yaklaşık bir enerjiye haiz 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 rahat işlenebilir olması sebebiyle çoğu zaman β parçacıkları için zırhlama malzemesi olarak tercih edilir.

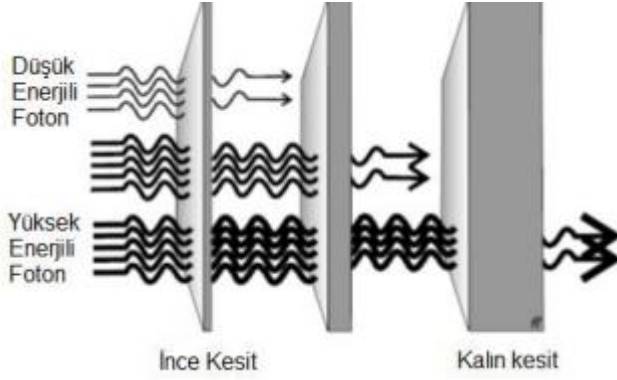
X ve gama (γ) radyasyonları madde içinde fotoelektrik vaka, Compton saçılımı ve çift oluşumu benzer biçimde etkileşimlere sebep olmaktadır. Bu tür radyasyonların zırhlamasında yoğun malzemeler (kurşun, baritli beton vb.) kullanılmaktadır (Osmanlıoğlu, 2014).

3.5. Radyasyon Zırhlama Malzeme Parametreleri

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

3.5.1. Lineer Soğurma Katsayısı

Elektromanyetik radyasyonun maddeyle etkileşimi kararı madde içinde bir x yolu süresince Şekil 2.17`de görüldüğü benzer biçimde fotonun sertliği azalır. Bu fizyolojik vaka LambertBeer soğurma kanunu ile açıklanmaktadır. Malzemenin lineer zayıflatma katsayısı (μ , santimetre-1) gelen fotonun enerjisine ve etkileşim yapmış olduğu maddenin atom numarasına (Z) bağlıdır. Fotonun araç-gereç içinde kilo vermesiyle hesaplanan lineer zayıflatma katsayısı Denklem 3.3 ile hesaplanır (Wood, 1982).



Şekil 29. Zırh Malzemesinin Kalınlığına Bağlı Olarak Foton Enerjisinin Değişimi

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

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 , cm^2/g) Denklem 3.4’de gösterildiği gibi malzemenin lineer zayıflatma katsayısının yoğunluğuna oranlanmasıyla 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. 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.

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

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

Denklem 10. Yarı ve Onda- Bir Değer Kalınlıklarının Belirlenmesi

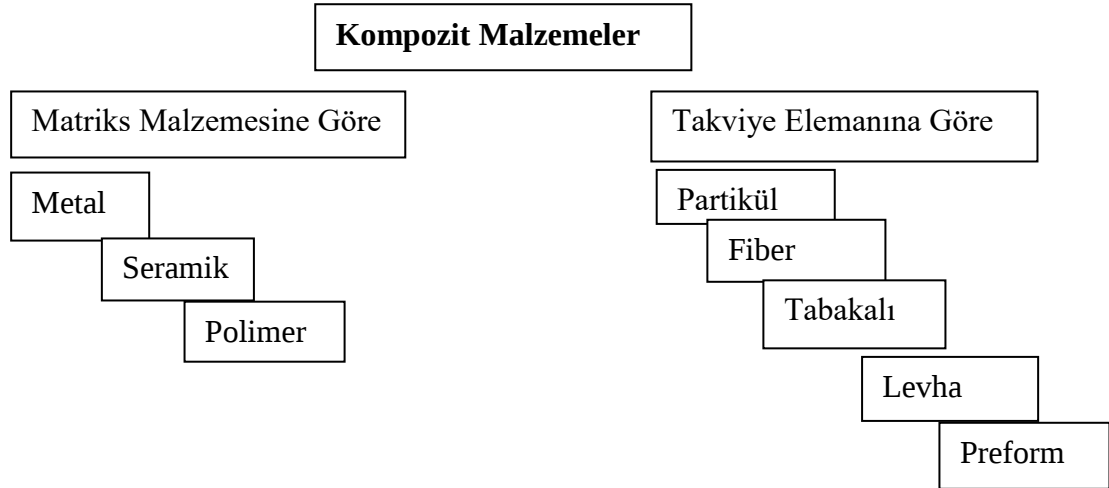
Denklemden yer alan değişkenlerden:

μ : Lineer zayıflatma katsayısını göstermektedir.

3.5. Metal Oksitli 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 Agarwal, 1980). Tek başlarına ayrı ayrı kullanıldıklarında istenileni sergileyemeyen fakat birleştiklerinde yeni bir özellik kazanabilen malzemelerdir. Bir veya daha fazla metal oksitin çeşitli oranlarda birleşim yoluyla kompozit malzemeler üretilmektedir. Süreksiz faz kuvvetlendirici ve takviye edici malzeme, sürekli faz ise matris olarak adlandırılmaktadır. Bileşenleri bir arada tutmak ve şekilsel bütünlüğü sağlamak matrisin görevidir. Kompozit malzemeler ana dokusunu oluşturan matris türüne bağlı olarak polimer, metal ve seramik matrisli kompozitler olmak 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)

Kompozit malzemelerin iki birleşeni vardır. Birisi matriks malzemeler öteki ise takviye elemanlarıdır. Matriks Malzemelerine bakılırsa Metal, Seramik ve Polimer olmak suretiyle üçe ayrılırken Takviye Elemanına Göre Partikül, Fiber, Tabakalı, Levha ve Preform olmak suretiyle beşe ayrılmaktadır.

1960'lı yılların başlarında metal oksitli kompozit (MOK) malzemeler geliştirilmeye başlanmıştır. Var olan mevcut malzemelerin kullanım sıcaklığının daha üstüne çıkabilecek ve daha yüksek spesifik direnç özelliği sergileyebilecek maddelere duyulan gereksinim MOK'ların ortaya çıkmasına sebep olmuştur. MOK'lar geniş bir araç-gereç grubunu oluşturmaktadırlar. Sermet, metalik köpük, partikül benzer biçimde malzemeler bu gruba örnektir. MOK kullanımının getirmiş olduğu avantajlardan bazıları şöyleki sıralanabilir (Mazumdar, 2002; Akbulut, 1995):

- Yoğunluğun daha düşük olması,
- Madde içyapılarının yine üretilebilir olması bu içyapılara 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.

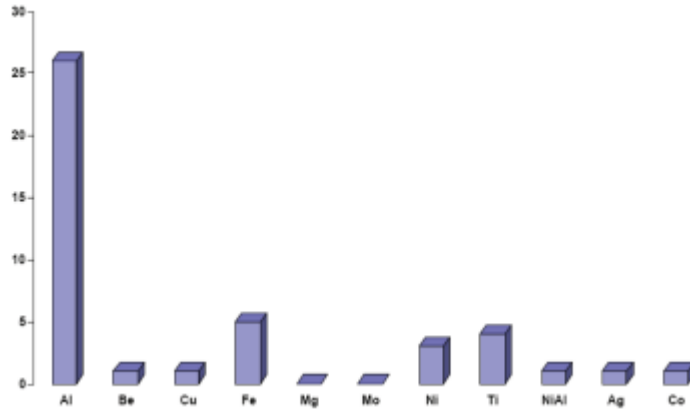
MOK'ların bazı üstün özelliklerinin yanı sıra bazı sınırları da mevcuttur. MOK'ların bu özelliklerine ilişkin bilgiler Tablo 4'de sunulmuştur.

Tablo 4. MOK'ların Üstün Özellikleri ve Sınırlılıkları

MOK'ların Üstün Özellikleri ve Sınırlılıkları	
Üstün Özellikleri	Sınırlılıkları
Yüksek aşınma direnci	Fiber takviyesinde zor ve karmaşık üretim safhası
İyi yorulma direnci	Sürekliği 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 MOK'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 bu alana dair bilgi birikiminin az olması da sınırlılıklarının başında gelmektedir.

Metal oksitli kompozit malzemelerin üretiminde Poli Etilen (PE), Lityum Florür (LiF), Cam Fiber (CF), Nikel Oksit (NiO), nikel (Ni), demir Oksit(Fe_2O_3), Titanyum Oksit (TiO), Lityum Borat ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$), Kromyum oksit (Cr_2O_3), Aramid Fiber , Tungsten Trioksit (WO_3) ve zirkonyum (ZrO) gibi çeşitli malzemeler, karıştırmalı döküm tekniği kullanılarak, yeni metal oksitli kompozit malzemelerin tasarımı ve üretimi için kullanılmıştır. Kompozit malzemelerinde kullanılan bu malzemelerin oranlarına ilişkin bilgiler Şekil 31'de sunulmuştur.

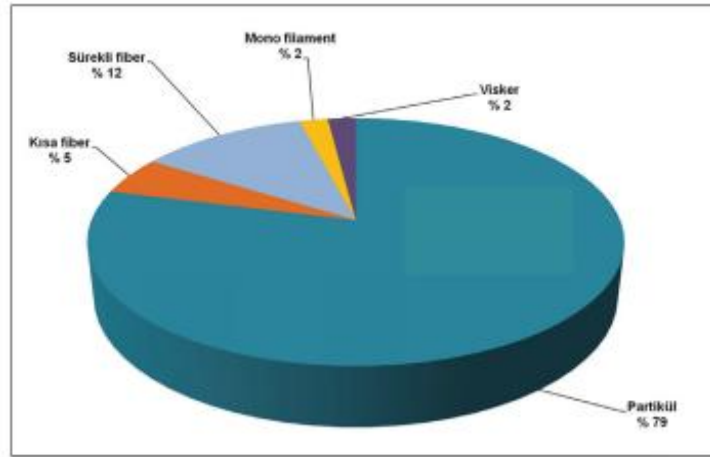


Şekil 31. Endüstriyel firmaların kullandığı metal matris malzemelerine ait

kullanım oranları (Mortensen, 1990).

Şekil 31`de görüldüğü suretiyle MMK üretimde en oldukça kullanılan madde Al ve Al alaşımlarıdır. Doğada çok fazla bulunan, ekonomik, işleme kolaylığına haiz ve hafifçe olan Al aynı vakit korozyon direnci ve takviye edilebilirlik şeklinde mühim özelliklere haiz bir malzemedir. Al ve alaşımlarını takviye elemanı olarak kullanarak geliştirmek hem de ergime sıcaklığı, ısıl kararlılık, çekme mukavemeti ve üretilebilirlik şeklinde özelliklerini geliştirmek anlamına da gelmektedir. Al ve alaşımlarının aslına bakarsan madde olarak kendinde bulunan özellikleri takviye elemanı olarak kullanıldığında geliştirilebilme özelliğine sahiptir.

MOK`ların üretimi için takviye malzemesi olarak fiber, visker yada partikül şeklinde değişik şekillere haiz malzemelerin kullanılması laf konusudur. Bu takviye malzemesi olarak kullanılan malzemelerin dağılım bilgilerini içeren görsel Şekil 32`de sunulmuştur.



Şekil 32. MOK 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).

3.4. Geant4 Similasyon Programı

Geant4 (GEometri ANd Tracking), parçacıkların etkileşim süreçlerinin benzerini bilgisayar tabanlı olarak sunan ve Monte Carlo metotlarının 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.

Alan yazın 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 tasarımlar oluşturulabilmektedir. İlgili alanlarda 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 ulaşip 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 penelope, 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 kompozitlerin radyasyonu soğurma kapasitelerinin en yüksek olduğu kütlece bileşim oranları seçilerek üretimler yapılmıştır.

3.5. 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.

$$DS = D0-DD \quad (3.7)$$



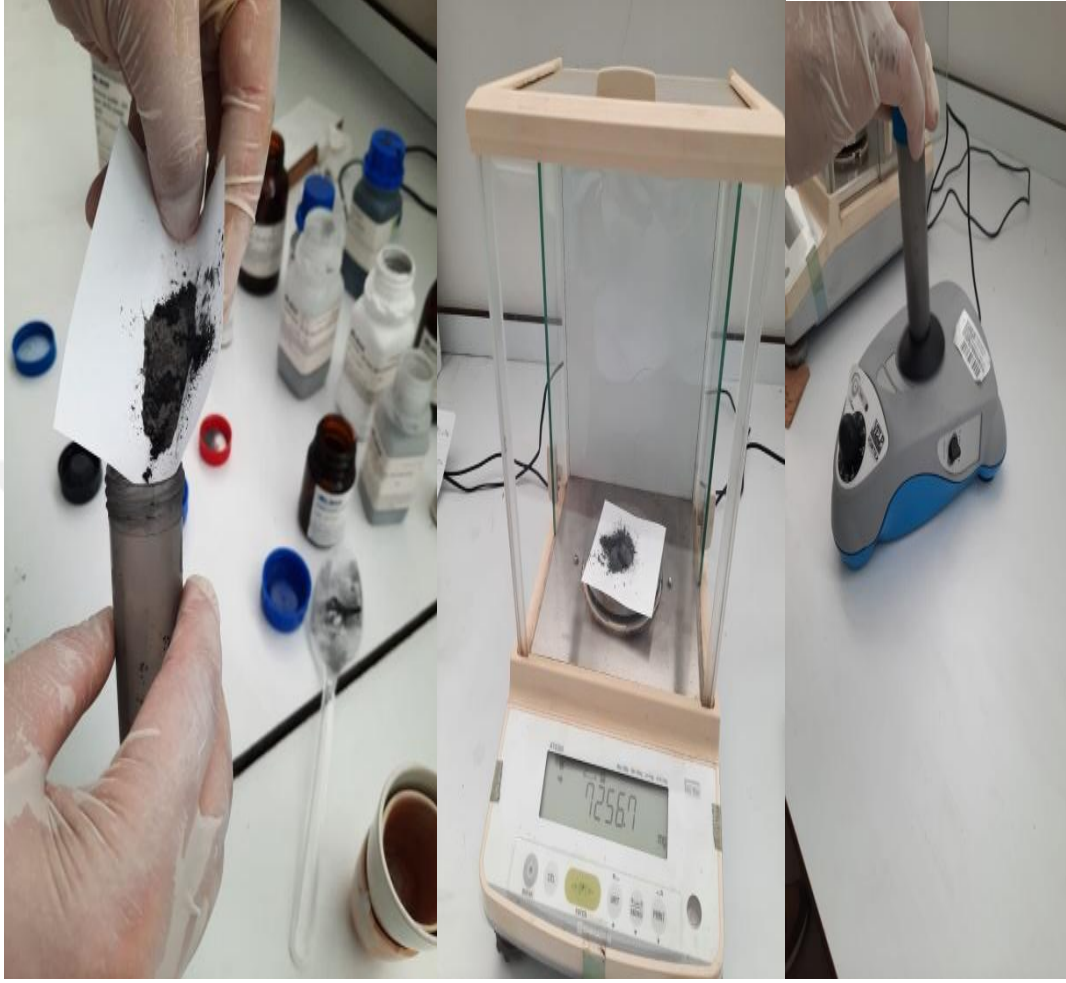
Şekil 33. Nötron ölçüm geometrisi

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



Üretimlerde sıvı Poli Etilen (PE), toz halinde ticari olarak Sigma-Aldrich firmasından temin edilen Lityum Florür (LiF), Nikel Oksit(NiO), demir Oksit(Fe_2O_3), Tungsten Trioksit (WO_3), Zirkonyum oksit (ZrO) Titanyum Oksit (TiO), Lityum Tetra Borat ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$), Krom oksit (Cr_2O_3), Aramid Fiber ve Cam Fiber (CF), gibi çeşitli malzemeler kullanılarak karıştırma döküm yöntemiyle üretilmişlerdir.

Bu malzemeler Monte Carlo simülasyonları ile belirlenen yüzdelere göz önünde bulundurularak homojen hale gelene kadar bir mikser ile 20 dakika boyunca karıştırıldı. Bu karıştırma işlemi sonrasında elde edilen homojen karışımlar önceden hazırlanan kalıplara dökülerek vakumlanıp oda sıcaklığında (24°C) kurutularak 5 numune olarak üretildi.



Şekil 34. Numunelerin Hazırlanma Sürecine İlişkin Görseller

NUMULERDE KULLANILAN MALZEMLERİN ÖZELLİKLERİ

Radyasyondan korunma alanında kullanılan malzemelerin etkinliğini artırmak amacıyla çeşitli bileşenlerin kombinasyonları araştırılmaktadır. Bu çalışma kapsamında, farklı fiziksel ve kimyasal özelliklere sahip on bir farklı malzeme belirli oranlarda karıştırılarak, nötron ölçüm geometrisi yöntemiyle radyasyon zırlama performansları değerlendirilmiştir. Bu amaçla kullanılan malzemeler şunlardır:

- 1- **Polietilen (PE):** Ambalajlama başta olmak üzere geniş kullanım alanına sahip bir polimerdir. Yüksek hidrojen içeriği sayesinde nötron zırlamasında etkin bir moderatördür.

- 2- **Lityum Florür (LiF):** Şarj edilebilir lityum pillerde ve nükleer dozimetrelerde yaygın olarak kullanılan bir bileşiktir. Nötronlarla etkileşiminde yüksek soğurma kesitine sahiptir.
- 3- **Cam Elyaf (CF):** Yüksek mekanik dayanım, ısı ve yangın direnci ile öne çıkan bir yalıtım ve yapı malzemesidir.
- 4- **Nikel Oksit (NiO):** Nikel alaşımları üretiminde ara madde olarak kullanılır ve temel bir metal oksittir. Yoğunluğu nedeniyle gama radyasyonu soğuruculuğu yüksektir.
- 5- **Demir Oksit (Fe₂O₃):** Pigment olarak ve inşaat sektöründe kullanılan yaygın bir bileşiktir. Gama ve nötron radyasyonu için uygun zırhlama potansiyeline sahiptir.
- 6- **Titanyum Dioksit (TiO₂):** Gıda, boya ve kozmetik sanayinde beyazlatıcı olarak kullanılan bu madde, UV ışınlarına karşı dirençlidir.
- 7- **Lityum Tetra Borat (Li₂B₄O₇):** Çimento sektöründe XRF analizlerinde eritici olarak kullanılmakla birlikte, bor içeriği nedeniyle nötron zırhlamada yüksek etkinlik gösterir.
- 8- **Krom Oksit (Cr₂O₃):** Pigment ve refrakter malzeme olarak kullanılan bu bileşik, yüksek sıcaklığa ve kimyasal etkileşimlere dayanıklıdır.
- 9- **Aramid Elyaf:** Yüksek mukavemetli ve ısıya dayanıklı sentetik lif olup, özellikle balistik uygulamalarda kullanılır.
- 10- **Tungsten Oksit (WO₃):** Yüksek atom numarası sayesinde özellikle gama radyasyonunun soğurulmasında etkilidir. Ayrıca, otomotiv ve havacılık sektörlerinde de kullanımı yaygındır.
- 11- **Zirkonyum Dioksit (ZrO₂):** Yüksek sertliği ve kimyasal kararlılığı nedeniyle ileri seramik uygulamalarında, özellikle diş implantları üretiminde tercih edilmektedir.

Yukarıda belirtilen malzemelerden farklı oranlarda kompozit numuneler hazırlanmış, bu numunelerin radyasyon zırhlama performansları nötron ölçüm geometrisi kullanılarak değerlendirilmiştir. Ölçüm sisteminde, nötron kaynağı olarak Am-Be ve dedektör olarak BF₃ nötron dedektörü kullanılmıştır.

Elde edilen veriler doğrultusunda, nötron etkili tesir kesiti, yarı kalınlık değeri, ortalama serbest yol ve geçen nötron sayısı gibi parametreler hesaplanmış, her bir malzeme kombinasyonunun zırhlama performansı karşılaştırılmıştır. Özellikle hidrojen, bor ve lityum içeren bileşiklerin nötron etkileşimleri açısından avantaj sağladığı gözlemlenmiştir. Ayrıca, yüksek atom numarasına sahip tungsten ve zirkonyum gibi bileşenlerin gama radyasyonu zırhlamasında katkı sağladığı belirlenmiştir.

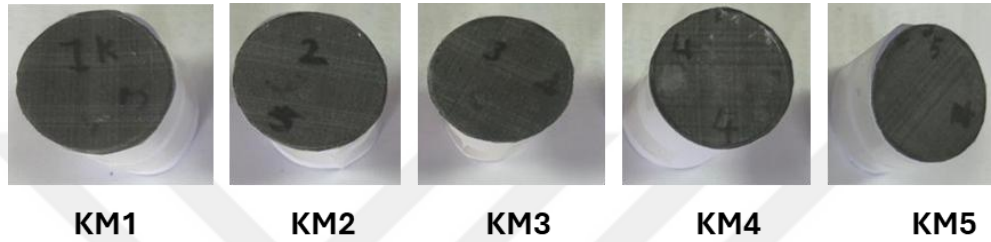
Netice itibarıyla polietilen, lityum borat ve tungsten oksit içeren kompozit karışımların, hem nötron hem de gama radyasyonuna karşı dengeli ve etkili bir zırhlama sağladığı ortaya konmuştur. Bu çalışma, çok bileşenli kompozit malzemelerin radyasyondan korunma alanında potansiyel kullanımını ortaya koymak açısından önemli bir katkı sunmaktadır.

Tablo 1. Kompozit malzemelerin kimyasal birleşim oranları

Malzeme	KM1 (3,61 g/cm ³)	KM2 (3,62 g/cm ³)	KM3 (3,60 g/cm ³)	KM4 (3,31 g/cm ³)	KM5 (3,18 g/cm ³)
PÜ (Poliüretan)	30	30	30	30	30
LiF (Lityum florür)	10	10	10	10	10
CF (Cam fiber)	2	2	2	2	2
AF (Aramid fiber)	2	2	2	2	2
NiO (Nikel oksit)	25	20	15	10	5
Fe ₂ O ₃ (Demir oksit)	13	15	16	18	20
TiO ₂ (Titanyum oksit)	5	5	5	5	5
Li ₂ B ₄ O ₇ (Lityum tetra borat)	3	-	-	3	6
Cr ₂ O ₃ (Krom (III) oksit)	10	12	14	16	18

WO ₃ (Tungsten trioksit)	-	-	4	2	1
ZrO ₂ (zirkonyum oksit)	-	4	2	2	1

Yukarıdaki tabloda hazırlanan malzemelerin kütle birleşim oranları verildikten sonra üretilen numune görselleri aşağıdaki şekilde sunulmuştur.



Şekil 35. Üretilen Numune Görselleri

ARAŞTIRMA BULGULARI VE TARTIŞMA

Gerçekleştirilen araştırma sonucunda elde edilen bulgular, bu bölümde alt başlıklar halinde sunulmuştur.

Nötron Zırhlama Parametreleri

Üretilen örnek malzemelerin hızlı nötron koruyucu özelliklerini belirlemek için, etkili uzaklaşma tesir kesiti, ortalama serbest yol, nötron iletim faktörü ve yarı kalınlık değerleri Monte Carlo Simülasyonun Geant4 kodu kullanılarak teorik olarak hesaplanmıştır.

Tablo 2 3mm malzeme kalınlığında 10^5 nötron için Ortalama serbest yol (OSY), Yarı kalınlık değeri (YKD), Geçen nötron sayısı ve Etkili uzaklaştırma tesir kesiti (cm^{-1}) .

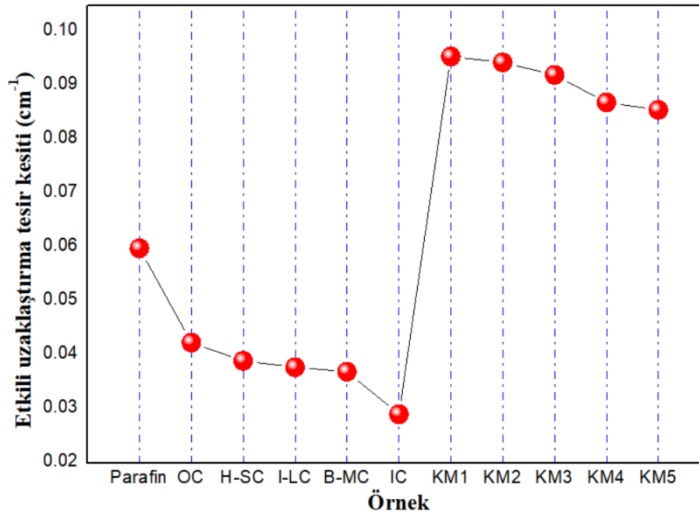
Örnek	Ortalama serbest yol (mm)	Yarı kalınlık değeri (cm)	Geçen nötron sayısı	Etkili uzaklaştırma tesir kesiti (cm ⁻¹)
Parafin	16,694± 0.016	11,570±0.0115	0.94180	0.0599
OC	172.73±0.0172	24,925±0.0230	0.65399	0.0424
H-SC	182.08±0.0180	26,274±0.0263	0.67657	0.0390
I-LC	191.17±0.0192	27,586±0.0241	0.68488	0.0378
B-MC	192.39±0.0190	27,762±0.0272	0.69013	0.0370
IC	246.61±0.0241	35,587±0.0344	0.74725	0.0291
KM1	10,471±0.0104	7,256±0.07105	0,90866	0.0955
KM2	10,593±0.0105	7,341±0.07301	0,90991	0.0944
KM3	10,857±0.0104	7,524±0.07439	0,91196	0.0921
KM4	11,494 ±0.0115	7,965±0.07940	0,91661	0.0870
KM5	11,682 ±0.0116	8,095±0.08041	0,91794	0.0856

P: Paraffin, **OC:** Ordinary concrete, **H-SC:** hematite-serpentine concrete, **I-LC:** Ilmenite-limonite concrete, **B-MC:** Basalt - magnetite, **IC:** ilmenite concrete **KM:** Kompozit malzeme

Tablo 3 Numunelerin deneysel emilen doz oranları

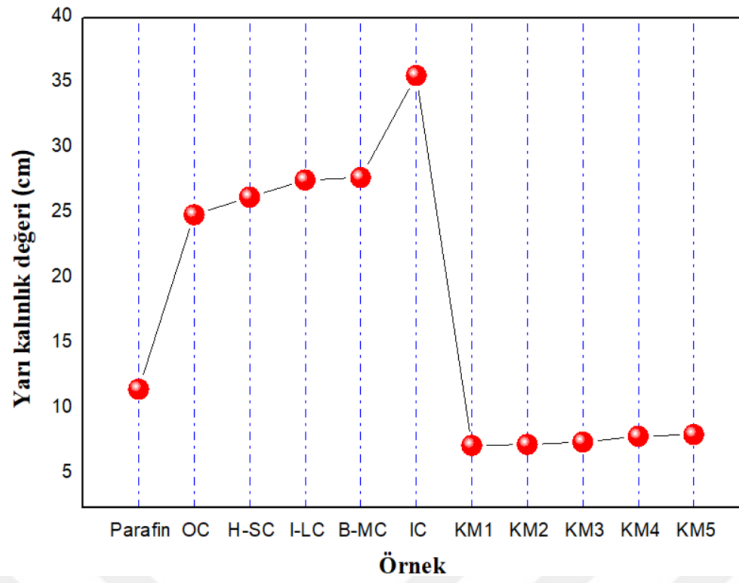
Örnek kod	Numunelere Göre Emilen Doz (μSv/h)	Emilen Doz Oranı GEANT4 (%)
Arka Plan	1.4107	
P	0,4367±0.4301	30.96
OC	0,4225±0.4321	29.95
H-SC	0,3917±0.3793	27.96
I-LC	0,3818±0.3928	27.07
B-MC	0,3739±0.3591	26.51
IC	0,2748±0.2672	19.48
KM1	0,5402±0.5417	38,30
KM2	0,5340±0.5315	37.86
KM3	0,5113±0.5013	36.25
KM4	0,4926±0.4902	34.92
KM5	0,4782±0.4712	33,90

P: Paraffin, **OC:** Ordinary concrete, **H-SC:** hematite-serpentine concrete,
I-LC: Ilmenite-limonite concrete, **B-MC:** Basalt -magnetite,
IC: ilmenite concrete **KM:** Kompozit malzeme



Şekil 36 Örneklerin Etkili uzaklaştırma tesir kesitlerinin (cm^{-1}) karşılaştırılması

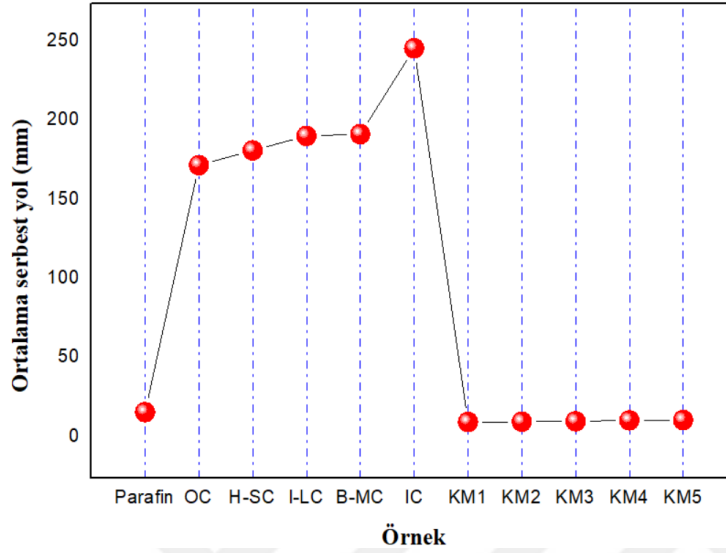
Şekil 37 ve Tablo 2' de örneklerin etkili uzaklaştırma tesir kesitleri (cm^{-1}) karşılaştırılmıştır. Bu değer, malzemelerin radyasyonu zayıflatma kapasitesini göstermekte olup, yüksek tesir kesiti değerine sahip materyallerin radyasyonu daha etkili bir şekilde uzaklaştırabildiği anlaşılmaktadır. Elde edilen sonuçlara göre, en yüksek etkili uzaklaştırma tesir kesiti değerine KM1 örneği (0.095 cm^{-1}) sahiptir. Bunu sırasıyla KM2 (0.094 cm^{-1}), KM3 (0.092 cm^{-1}), KM4 (0.087 cm^{-1}) ve KM5 (0.085 cm^{-1}) takip etmektedir. Bu sonuçlar, KM1–KM5 örneklerinin radyasyonu uzaklaştırma performansının oldukça yüksek olduğunu göstermektedir. Buna karşın, IC örneği (0.030 cm^{-1}) en düşük tesir kesiti değerine sahip olup, radyasyonu uzaklaştırma açısından en zayıf performansı sergilemiştir. Parafin (0.060 cm^{-1}) ve OC (0.043 cm^{-1}) örnekleri orta düzeyde değerlere sahipken, H-SC (0.038 cm^{-1}), I-LC (0.037 cm^{-1}) ve B-MC (0.035 cm^{-1}) örnekleri düşük tesir kesiti değerleri ile dikkat çekmektedir. Sonuçlar KM1–KM5 grubu örneklerin etkili uzaklaştırma tesir kesitleri anlamlı düzeyde yüksek olup, bu örneklerin nötron radyasyon zayıflatma amaçlı uygulamalarda daha uygun materyaller olduğunu göstermektedir.



Şekil 37 Örneklerin yarı kalınlık değerlerinin (cm) karşılaştırılması

Şekil 37 ve Tablo2 verilerine göre farklı örneklerin hızlı nötron radyasyonuna karşı gösterdiği zayıflatma performansı, yarı kalınlık (Half Value Layer – HVL) değerleriyle karşılaştırılmıştır. Yarı kalınlık değeri, bir malzemenin nötron akısını yarıya indirmek için gereken malzeme kalınlığını ifade eder. Bu bağlamda, yarı kalınlık değeri ne kadar düşükse, malzemenin nötronları zayıflatma kapasitesi o kadar yüksektir. En yüksek yarı kalınlık değeri 35.587 cm ile IC örneğinde gözlenmiştir. Bu durum, IC'nin hızlı nötronlara karşı en düşük zayıflatma özelliğine sahip olduğunu ortaya koymaktadır. IC'yi sırasıyla B-MC (27.762 cm), I-LC (27.586 cm), H-SC (26.274 cm) ve OC (24.925 cm) takip etmektedir. Bu örneklerin de nötronlara karşı zayıflatma performansı düşüktür. Parafin ise 11.570 cm ile referans örnekler içinde en düşük yarı kalınlık değerine sahip olup, hızlı nötronları kısmen daha iyi zayıflatmaktadır. KM kompozit malzemelere bakıldığında: KM1 (7.256 cm), KM2 (7.341 cm), KM3 (7.524 cm), KM4 (7.965 cm), KM5 (8.095 cm) şeklindeki yarı kalınlık değerleri, tüm referans malzemelere kıyasla anlamlı derecede düşüktür. Bu durum, KM serisi kompozitlerin hızlı nötron radyasyonuna karşı en yüksek zayıflatma performansına sahip malzemeler olduğunu açıkça göstermektedir. Yarı kalınlık değerleri açısından değerlendirildiğinde, KM serisi kompozitler, düşük kalınlıklarla yüksek nötron zayıflatma sağlayarak hızlı nötron radyasyonuna karşı etkili bir koruma sunmaktadır. Özellikle KM1 ve KM2, en düşük yarı kalınlık değerleriyle öne çıkmaktadır. Buna karşın, IC ve diğer referans örnekler, yüksek yarı

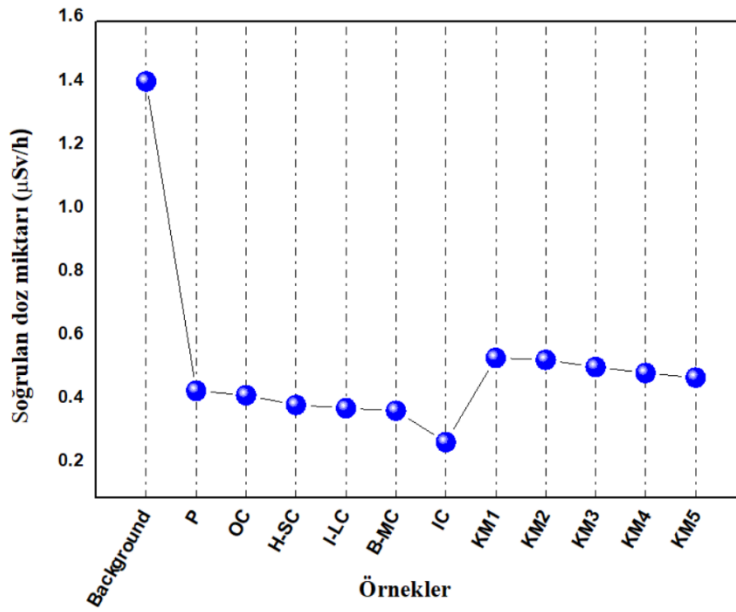
kalınlıkları nedeniyle nötron zayıflatma açısından daha az etkili malzemeler olarak değerlendirilmiştir.



Şekil 38 Örneklerin ortalama serbest yol değerlerinin (mm) karşılaştırılması

Şekil 38 ve Tablo 2’ de referans ve üretilen kompozit örneklerinin ortalama serbest yol (mm) değerleri karşılaştırılmaktadır. Ortalama serbest yol, bir nötronun herhangi bir çarpışma (etkileşim) gerçekleştirmeden önce katettiği ortalama mesafeyi ifade eder. Bu değer ne kadar yüksekse, malzemenin nötronları zayıflatma kapasitesi o kadar düşüktür. Bu nedenle düşük ortalama serbest yol değeri, malzemenin nötron zayıflatıcı özelliğinin daha yüksek olduğunu gösterir. En yüksek ortalama serbest yol değeri, IC örneğinde (246.61 ± 0.0241 mm) gözlenmiştir. Bu değer, IC örneğinin nötronları en az zayıflatan, yani nötronlara karşı en geçirgen materyal olduğunu göstermektedir. IC’yi sırasıyla B-MC (192.39 mm), I-LC (191.17 mm), H-SC (182.08 mm) ve OC (172.73 mm) örnekleri takip etmektedir. Bu örnekler de yüksek serbest yol değerlerine sahip oldukları için nötronlara karşı zayıf bir zayıflatma etkisi göstermektedir. Parafin örneği, 16.694 mm ortalama serbest yol değeri ile bu gruptan belirgin şekilde ayrılmakta, nötronları daha fazla zayıflattığını ortaya koymaktadır. En düşük ortalama serbest yol değerleri ise KM1 (10.471 mm), KM2 (10.593 mm), KM3 (10.857 mm), KM4 (11.494 mm) ve KM5 (11.682 mm) örneklerinde gözlenmiştir. Bu örnekler, nötron zayıflatıcı özellik bakımından en etkili materyalleri

temsil etmektedir. Sonuçlara göre KM1–KM5 grubu, ortalama serbest yol değerlerinin düşüklüğü sayesinde nötron radyasyonunu zayıflatma konusunda en etkili örnekler olarak öne çıkmaktadır. Buna karşılık, IC ve benzeri örnekler yüksek serbest yol değerleri nedeniyle nötronlara karşı düşük zayıflatma kapasitesine sahiptir. Bu bulgular, nötron koruma uygulamaları için KM1–KM5 örneklerinin daha uygun materyaller olduğunu ortaya koymaktadır.



Şekil 39 Örneklerin soğurdukları doz miktarlarının (μSv/h) karşılaştırılması

Şekil 39 ve Tablo 3' de farklı örneklerin nötron radyasyonuna karşı gösterdiği koruyuculuk, emilen doz miktarları (μSv/h) üzerinden değerlendirilmiştir. Bu değerlendirmede, emilen dozun yüksek olması, ilgili malzemenin daha fazla nötron soğurduğunu ve dolayısıyla nötron zayıflatıcı özelliğinin güçlü olduğunu gösterir. Elde edilen verilere göre, en yüksek emilen doz miktarı KM1 örneğinde (0.5402 μSv/h) gözlenmiştir. Bunu sırasıyla KM2 (0.5340 μSv/h), KM3 (0.5113 μSv/h), KM4 (0.4926 μSv/h) ve KM5 (0.4782 μSv/h) takip etmektedir. Bu bulgular, KM serisi malzemelerin nötron soğurma kapasitesinin oldukça yüksek olduğunu ve bu nedenle nötron radyasyonuna karşı etkili bir koruma sağladığını ortaya koymaktadır. Referans malzemeler arasında IC örneği (0.2748 μSv/h) en düşük

emilen doz miktarına sahiptir ve bu nedenle nötronları soğurma açısından en düşük performansı göstermektedir. Diğer referans malzemeler olan B-MC (0.3739 $\mu\text{Sv/h}$), I-LC (0.3818 $\mu\text{Sv/h}$), H-SC (0.3917 $\mu\text{Sv/h}$), OC (0.4225 $\mu\text{Sv/h}$) ve Parafin (0.4367 $\mu\text{Sv/h}$) daha yüksek emilim değerlerine sahip olmakla birlikte, KM serisi örneklerden daha düşük performans sergilemektedirler. Nötron soğurma performansı açısından değerlendirildiğinde, KM1 örneği en yüksek emilen doz değerine sahip olarak en etkili nötron zayıflatıcı malzeme olarak öne çıkmaktadır. KM serisinin tamamı, referans malzemelere kıyasla daha yüksek doz soğurma kapasiteleri sayesinde nötron radyasyonuna karşı üstün bir koruma sağlamaktadır. Özellikle IC gibi düşük doz emilimi gösteren malzemeler, bu açıdan daha az etkili kabul edilmektedir.

Tablo4. KM 1malzemesinin nötron etkileşiminden çıkan ikincil parçacıklar ve radyasyonlar

Ortaya çıkan izotoplar ve ikincil parçacıklar	Miktar (çekirdek/ cm^3)	Enerji (keV)
Al27	6	279.67
Ar37	1	1.0733
B10	41	494.37
B11	327	858.41
Be10	2	145.1
C12	1205	428.32
C13	60	851.1
C14	27	648.29
C15	1	189.05
Ca40	7	61.657
Ca44	1	231.26
Ca48	1	9.334
Co58	4	170.55
Cr50	28	86.298
Cr52	616	74.853
Cr53	79	82.774
Cr54	17	45.834

F19	464	302.06
Fe54	22	65.848
Fe55	1	198.4
Fe56	229	72.314
Fe57	5	36.338
Fe58	1	30.506
K40	1	357.2
Li6	55	627.28
Li7	767	810.24
Mg24	5	264.08
Mg26	1	100.78
Mn54	1	210.36
N14	549	413.29
N15	6	416.45
N16	18	875.49
Ni58	63	74.726
Ni60	18	36.525
Ni61	1	177.6
Ni62	3	51.72
Ni64	3	102.74
O16	1832	374.34
O17	1	220.73
O18	1	440.04
O19	1	278.47
Si28	31	172.62
Si29	2	96.987
Ti46	58	86.907
Ti47	54	90.183
Ti48	534	79.083
Ti49	42	70.925
Ti50	36	74.237
V50	2	141.67
alpha	221	50.292

deutereon	2	493.54
gamma	2423	975.46
neutron	984	18.299
proton	3295	650.5
triton	8	456.1

Tablo 4’de KM1 malzemesinde hızlı nötronlarla oluşan ikincil parçacıklar ve radyasyonlar verilmiştir. KM1 malzemesinin kimyasal bileşimine göre %30 Poliüretan (PÜ) içermektedir. Bu matris, kompozite yapısal destek sağlar ancak doğrudan radyasyon zayıflatma etkisi düşüktür. KM1 malzemesi %10 LiF (Lityum florür) içerir ve Li hafif çekirdekli olarak, özellikle nötron soğurucu özelliği vardır (${}^6\text{Li}$, nötronlarla doğrudan etkileşir). Aynı şekilde yapısında %3 $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ (Lityum borat) bulundurur, bu hem ${}^6\text{Li}$ hem ${}^{10}\text{B}$ içerdiğinden, termal ve hızlı nötronları absorbe eder.

Yine %25 NiO (Nikel oksit) içerdiğinde Ni yüksek Z elementi ne sahip olduğundan ikincil elektron ve gama üretimini azaltmada etkilidir. Yapısında bulunan %13 Fe_2O_3 , %10 Cr_2O_3 , %5 TiO_2 gibi orta-ağır metal oksitler, yüksek enerjili nötronların yavaşlatılması (moderasyon) ve saçılması için katkı sağlar. İçerdiği %2 cam fiber + %2 ve aramid fiber Mekanik dayanım için iyi etki gösterebilir radyasyon zırhlamasına etkisi düşüktür.

Buna göre ikincil parçacık ve radyasyonların zırhlama kapasiteleri aşağıdaki gibi olur.

a) Protonlar (3295 adet, ~650 keV)

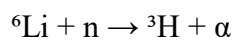
KM1 içinde bulunan metal oksitler ve yoğun yapılar, protonların kısa menzilde soğurulmasına yardımcı olur.

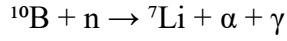
Poliüretan matrisi ve organik bileşenler, protonları yavaşlatmada sınırlı etki gösterse de, NiO ve Fe_2O_3 gibi bileşenler, enerjinin soğurulmasını sağlar.

Buna göre protonlar için zırhlama yeterlidir, dışarı sızma riski düşüktür.

b) Nötronlar (984 adet, ~18 keV)

${}^6\text{Li}$ (LiF, $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$) ve ${}^{10}\text{B}$ ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$) içeriği sayesinde, KM1 malzemesi hızlı ve termal nötronları reaksiyonla absorbe eder:





Ayrıca Cr, Fe ve Ni gibi orta-ağır metaller nötronların yavaşlatılmasında (moderasyon) rol oynar. Buna göre KM1 yüksek nötron soğurma kapasitesi mevcuttur.

c) Gama radyasyonu (2423 adet, 975 keV), bu enerjideki gama ışınları organik yapıdan kolayca geçebilir. Ancak KM1'deki NiO, Fe₂O₃, Cr₂O₃ gibi yüksek atom numaralı oksitler, fotoelektrik etki ve Compton saçılması yoluyla gama enerjisini azaltabilir.

Buna göre gama radyasyonuna karşı zayıf-orta seviyede zırhlama sağlanır, fakat yüksek yoğunluklu malzemeler ile uygulamada destek gerekebilir.

d) Alfa, triton, deutron gibi ağır yüklü parçacıklar, bu parçacıkların menzili çok kısa olduğundan, KM1 içindeki herhangi bir katı faz tarafından kolayca durdurulabilirler. Buna göre malzeme içinde tutulurlar, dışarı sızma riskleri yoktur. Güvenlik açısından, KM1 malzemesi, içerdiği LiF, Li₂B₄O₇ ve NiO gibi aktif bileşenler sayesinde hızlı nötronlara karşı etkili bir iç zırhlama yapısı sunmaktadır.

Ayrıca metal oksit katkıları, ikincil parçacıkların enerji transferini sınırlandırmakta ve parçacıkların malzeme dışına ulaşmasını büyük ölçüde engellemektedir.

Tablo5. KM 2 Örneğinden Çıkan İkincil Parçacıklar ve hızlı nötron için enerjileri

Ortaya çıkan izotoplar ve ikincil parçacıklar	Miktar (çekirdek/cm ³)	Enerji (keV)
Al27	8	107.7
Ar37	1	648.31
B11	136	55.313
Be10	1	275.54
C12	1138	437.16
C13	48	742.49
C14	18	614.8
Ca40	7	39.513
Co58	51	138.95
Cr50	14	84.106

Cr52	345	77.431
Cr53	32	56.165
Cr54	9	47.259
F19	500	319.8
Fe54	24	73.862
Fe55	3	629.38
Fe56	401	72.265
Fe57	5	92.789
Fe58	1	40.926
K40	1	352.73
Li6	35	623.27
Li7	543	830.85
Mn54	3	82.47
N14	600	424.77
N15	4	83.6
N16	29	730.37
Ni58	349	61.7
Ni60	147	61.698
Ni61	9	20.543
Ni62	24	64.686
Ni64	5	26.988
O16	1154	364.73
O17	1	38.54
O18	7	489.97
Si28	30	206.15
Si29	2	278.01
Ti46	14	76.361
Ti47	12	63.827
Ti48	113	84.416
Ti49	12	46.089
Ti50	6	66.886

Zr90	48	50.754
Zr91	12	28.974
Zr92	11	59.031
Zr94	12	75.378
alpha	201	5991.81
deutereon	1	390.6
gamma	2231	961.22
neutron	845	18.824
proton	3157	2.4356

KM2 kompozit malzemesi, hızlı nötronlarla etkileşim sonucu çeşitli ikincil parçacıklar üretmektedir. Bu parçacıkların türü ve enerjileri, malzemenin radyasyonla etkileşim düzeyini ve sağlık açısından potansiyel risklerini belirlemektedir.

Yapılan analizde en fazla üretilen parçacıklar proton, gama ışınları ve sekonder nötronlardır. Bu parçacıkların enerjileri sırasıyla ortalama 2.44 keV, 961.22 keV ve 18.82 keV'dir. Ayrıca alfa parçacıkları da yüksek enerji (5991.81 keV) ile önemli miktarda oluşmuştur. Bu durum, malzemenin radyasyonla yoğun şekilde etkileştiğini göstermektedir.

Gamma ışınları, insan vücuduna derinlemesine nüfuz edebildiği ve DNA hasarına yol açabildiği için ciddi sağlık riski taşır. KM2 malzemesi içerisindeki demir oksit, nikel oksit ve krom oksit gibi yoğun metal katkıları bu tür radyasyonu zayıflatma açısından fayda sağlar.

Alfa parçacıkları ise dış ortamda çok tehlikeli değildir ancak solunum veya yutma yoluyla vücuda girerse yüksek enerji nedeniyle DNA hasarına neden olabilir. Nötronlar da doğrudan iyonlaştırıcı olmadıkları hâlde, dokularda ikincil radyasyonlar oluşturarak biyolojik hasara yol açabilir. KM2, içeriğinde bulunan lityum (LiF) sayesinde bu nötronları etkili şekilde soğurur.

Malzemenin bileşiminde yer alan LiF (%10), Fe₂O₃ (%15), NiO (%20), Cr₂O₃ (%12), TiO₂ (%5) ve ZrO₂ (%4) gibi katkıları, radyasyon soğurma kapasitesini artırmaktadır. Bu katkıları sayesinde gama ve nötron radyasyonuna karşı etkili bir

koruma sağlanmaktadır. Poliüretan (%30) ve fiber katkıları (%4) ise daha çok yapısal destek ve organik matris oluşturur.

KM2 kompozit malzemesi insan sağlığı açısından değerlendirildiğinde, gama ve nötron radyasyonuna karşı etkili bir koruyucu yapı sergilemektedir. İçeriğinde bulunan soğurucu katkılar sayesinde yüksek enerjili ikincil radyasyonların zararlı etkileri azaltılmaktadır. Bu yönüyle, özellikle nükleer tıp, radyoterapi odaları, reaktör zırhlamaları ve kişisel koruyucu ekipman üretimi gibi alanlarda kullanımı için uygun bir malzemedir.

Tablo 6. KM 3 Örneğinden Çıkan İkincil Parçacıklar ve hızlı nötron için enerjileri

Ortaya çıkan izotoplar ve ikincil parçacıklar	Miktar (çekirdek/cm ³)	Enerji (kev)
Al27	7	125.42
B11	112	81.53
C12	1174	432.21
C13	54	702.36
C14	26	666.88
Ca40	12	141.34
Co58	35	132.54
Cr50	16	79.278
Cr52	363	75.75
Cr53	40	67.567
Cr54	14	104.58
F19	497	299.44
Fe54	24	67.333
Fe55	2	429.18
Fe56	430	69.826
Fe57	11	85.271
K40	1	407.16
Li6	25	470.03
Li7	525	825.74

Mg24	1	318.26
Mg26	1	63.898
Mn54	4	103.77
N14	583	431.83
N15	3	345.19
N16	23	777.01
Ni58	270	66.542
Ni60	120	63.55
Ni61	4	55.173
Ni62	11	54.62
Ni64	5	90.049
O16	1126	371.38
Si28	25	172.2
Si29	1	131.68
Ti46	10	113.43
Ti47	10	84.832
Ti48	100	59.298
Ti49	13	126.19
Ti50	6	50.508
V50	1	215.22
W182	23	19.694
W183	9	24.269
W184	17	22.208
W186	24	21.4
Zr90	21	52.592
Zr91	3	78.854
Zr92	8	79.649
Zr94	5	71.393
Zr96	1	30.931
alpha	170	990.53
gamma	2182	923.88

neutron	868	5.3766
proton	3071	1.3273
tritium	1	2.9379

KM3 kompozit malzemesi; poliüretan, lityum florür, demir, nikel, krom, titanyum, tungsten ve zirkonyum oksit gibi katkılarla hazırlanmış çok bileşenli bir yapıya sahiptir. Bu malzeme, hızlı nötronlarla etkileşime girdiğinde çeşitli ikincil parçacıklar üretmektedir. En çok üretilen parçacıklar arasında proton, gamma ışınları ve nötronlar yer almaktadır. Proton sayısı 3071, gamma ışını sayısı 2182 ve nötron sayısı 868 olarak belirlenmiştir. Ayrıca 170 adet alfa parçacığı da oluşmuştur.

Bu parçacıkların enerji seviyeleri sağlık açısından önemlidir. Gamma ışınları yaklaşık 923 keV enerjiye sahip olup, insan dokusuna derinlemesine nüfuz edebilir ve DNA hasarına neden olabilir. KM3 malzemesinin içeriğindeki yoğun metal oksit katkıları (örneğin nikel, demir, krom ve tungsten oksitler) bu radyasyonu zayıflatıcı etki gösterir. Protonlar düşük enerjiye sahiptir ve genellikle cilt yüzeyinde sınırlı etki yapar. Nötronlar dolaylı iyonlaştırıcıdır ve vücut içinde sekonder radyasyon üretimine yol açabilir. Malzemede bulunan lityum katkısı, bu nötronların soğurulmasını sağlayarak koruyuculuğu artırır. Alfa parçacıkları ise dış ortamda büyük risk taşımaz; ancak solunum veya sindirim yoluyla vücuda alınmaları hâlinde zararlıdır.

KM3 malzemesiyle yapılan analizlerde çok sayıda izotopun olduğu gözlenmiştir. Özellikle C, O ve N izotoplarının sayısı oldukça yüksektir. Bu izotoplar, malzemenin organik matrisi olan poliüretandan ve fiber katkılardan kaynaklanmaktadır. Ayrıca lityum izotoplarının varlığı da dikkat çekicidir ve nötronlara karşı etkin bir koruma sağlar. Nikel, demir ve krom izotopları ise malzemenin metal katkılarından kaynaklanmakta olup gama ışını üretimiyle ilişkilidir. Ayrıca tungsten ve zirkonyum izotoplarının varlığı, gama radyasyonunun zayıflatılmasına katkı sağlar.

Genel olarak değerlendirildiğinde KM3 kompozit malzemesi, içerdiği yüksek atom numaralı ve nötron soğurucu bileşenler sayesinde radyasyona karşı etkili bir koruyuculuk sunmaktadır. Hem nötron hem de gama radyasyonlarına karşı etkin

olan bu malzeme, özellikle radyasyonlu ortamlarda çalışan bireylerin korunmasında, nükleer tıp uygulamalarında ve radyoterapi odaları gibi alanlarda kullanılmak üzere uygun bir adaydır. Üretilen ikincil parçacıkların enerjileri kontrol altında tutulabildiği için sağlık açısından riskleri azaltılmıştır.

Tablo 7 .KM 4 Örneğinden Çıkan İkincil Parçacıklar ve hızlı nötron için enerjileri

Ortaya çıkan izotoplar ve ikincil parçacıklar	Miktar (çekirdek/cm ³)	Enerji (kev)
Al27	7	210.22
B10	16	378.03
B11	166	1.3815
C12	1118	455.15
C13	41	696.67
C14	21	646.35
Ca40	6	144.67
Co58	21	136.04
Cr50	15	48.168
Cr52	354	73.089
Cr53	41	70.974
Cr54	11	102.52
F19	452	330.14
Fe54	27	62.437
Fe55	1	303.2
Fe56	393	67.866
Fe58	4	48.845
Fe57	12	67.704
He6	1	783.26
K40	4	247.65
Li6	34	893.17
Li7	536	846.6

Mg24	4	109.5
Mg26	1	344.66
Mn54	1	96.929
N14	520	446.7
N15	1	1.1162
N16	25	766.55
Ni58	161	64.078
Ni60	66	56.208
Ni61	3	103.08
Ni62	9	81.436
Ni64	6	88.902
O16	1176	366.4
O17	1	287.41
O18	2	454.14
Si28	30	195.93
Si30	1	218.81
Ti46	13	101.5
Ti47	7	85.134
Ti48	106	80.788
Ti49	7	103.39
Ti50	2	109.646
V50	2	254.52
W182	4	25.44
W183	2	9.5375
W184	12	20.197
W186	11	18.059
Zr90	18	30.228
Zr91	7	50.908
Zr92	7	103.51
Zr94	8	38.779
alpha	181	991.53

gamma	1959	937.02
neutron	749	15.436
proton	2889	1.3273
tritium	6	362.11

KM4 kompozit malzemesi; poliüretan (PÜ), lityum florür (LiF), cam fiber, aramid fiber, nikel oksit (NiO), demir oksit (Fe_2O_3), titanyum oksit (TiO_2), lityum borat ($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$), krom oksit (Cr_2O_3), tungsten trioksit (WO_3) ve zirkonyum oksit (ZrO_2) gibi çok bileşenli katkılardan oluşan kompleks bir yapıya sahiptir. Bu bileşenler, malzemenin hem mekanik dayanımını artırmakta hem de nükleer radyasyonlara karşı etkin bir kalkan oluşturmaktadır.

KM4 malzemesi hızlı nötronlarla etkileştiğinde çok çeşitli ikincil parçacıklar üretmektedir. En yoğun olarak üretilen parçacıklar arasında protonlar (2889 adet), gamma ışınları (1959 adet), nötronlar (749 adet) ve alfa parçacıkları (181 adet) bulunmaktadır. Bu parçacıkların enerji seviyeleri ve biyoetkileri, malzemenin koruyucu performansını belirlemede kritik öneme sahiptir.

Gamma ışınları, ortalama 937 keV enerjiye sahiptir ve insan dokusuna derinlemesine nüfuz ederek ciddi biyolojik hasarlara neden olabilir. KM4 kompozitindeki yüksek atom numaralı metal oksit katkılar (özellikle Fe_2O_3 , Cr_2O_3 , WO_3 ve ZrO_2), bu ışınları etkili şekilde soğurarak gama radyasyonuna karşı koruyuculuğu artırmaktadır.

Protonlar, genellikle düşük enerjiye sahip olup (~1.3 keV) cilt yüzeyinde sınırlı etkiye sahiptir. Ancak sayılarının çok fazla olması (2889 adet) nedeniyle ikincil radyasyon yükünü artırabilir. Bu nedenle kompozitteki lityum borat ve LiF gibi nötronla etkileşime giren bileşenlerin varlığı, nötron kaynaklı proton üretimini sınırlandırmada önemlidir.

Nötronlar, doğrudan iyonlaştırıcı olmayan ancak dolaylı iyonlaştırıcı etkileri olan parçacıklardır. Sayıları (749 adet) görece yüksektir. KM4 kompozitinde bulunan lityum izotopları (Li-6 ve Li-7) sayesinde bu nötronların önemli bir kısmı soğurulmakta ve ikincil gama üretimi sınırlandırılmaktadır.

Alfa parçacıkları, dış ortamda penetrasyon yetenekleri düşük olduğundan sağlık açısından büyük risk taşımaz; ancak inhalasyon ya da ingestiyon yoluyla vücuda

girdiklerinde biyolojik etkileri oldukça yüksektir. KM4 malzemesinde alfa parçacıklarının sayısı 181 olup, enerjileri ~991 keV düzeyindedir.

KM4 ile yapılan analizlerde çok sayıda izotop üretimi de gözlenmiştir. Özellikle karbon (C-12: 1118 adet), oksijen (O-16: 1176 adet), azot (N-14: 520 adet) ve flor (F-19: 452 adet) izotoplarının yüksek oranlarda üretildiği tespit edilmiştir. Bu izotoplar, çoğunlukla organik poliüretan matrisi ve cam fiber katkılarından kaynaklanmaktadır.

Ayrıca, metal oksit katkılarına bağlı olarak nikel (Ni-58: 161 adet), demir (Fe-56: 393 adet), krom (Cr-52: 354 adet), titanyum (Ti-48: 106 adet), tungsten (W-184: 12 adet) ve zirkonyum (Zr-90: 18 adet) izotopları da oluşmuştur. Bu izotoplar, gama ışını üretimiyle doğrudan ilişkilidir ve malzemenin radyasyonla etkileşim kapasitesini göstermektedir.

KM4 kompozit malzemesi, içerdiği yüksek atom numaralı ve nötron soğurucu bileşenler sayesinde hem gama ışınlarına hem de hızlı nötronlara karşı etkili bir koruma sağlamaktadır. Özellikle sağlık açısından risk oluşturabilecek ikincil parçacıkların sayısı ve enerjileri kontrol altında tutulmuştur. Bu özellikleri sayesinde KM4, nükleer tıp merkezleri, radyoterapi odaları, radyasyonlu çalışma alanları ve askeri uygulamalar gibi yüksek radyasyon ortamlarında kullanılmak üzere uygun bir koruyucu malzeme adaydır.

Tablo 8 .KM 5 Örneğinden Çıkan İkincil Parçacıklar ve hızlı nötron için enerjileri

Ortaya çıkan izotoplar ve ikincil parçacıklar	Miktar (çekirdek/cm ³)	Enerji (kev)
Al27	8	270.89
B10	26	431.97
B11	194	990.64
C12	1078	439.63
C13	34	676.76
C14	26	619.94
Ca40	6	107.2

Co58	15	165.32
Cr50	14	61.18
Cr52	430	75.217
Cr53	45	73.404
Cr54	14	70.997
F19	473	324.63
Fe54	33	89.56
Fe56	438	70.632
Fe57	6	61.215
Fe58	3	78.283
He6	1	783.26
K40	2	86.334
Li6	45	859.42
Li7	576	853.4
Mg24	2	170.06
Mg25	1	68.807
Mn54	4	159.07
N14	496	431.94
N15	3	374.12
N16	18	838.88
Na23	3	253.91
Ni58	78	66.136
Ni60	41	63.608
Ni61	2	70.854
Ni62	5	48.108
Ni64	1	20.143
O16	1184	375.78
O18	1	399,22
Si28	38	145.15
Ti46	16	105.99
Ti47	10	119.88

Ti48	95	85.272
Ti49	8	129.29
Ti50	5	81.794
V50	2	256.71
W182	1	73.624
W183	3	8.7252
W184	3	13.973
W186	5	10.79
Zr90	10	47.391
Zr91	2	49.952
Zr92	1	54.496
Zr94	5	44.094
alpha	159	124.235
gamma	1887	953.73
neutron	771	6.2347
proton	2742	889.63
tritium	3	410.57

KM5 kompozit malzemesi; poliüretan, lityum florür, cam fiber, aramid fiber, demir oksit, nikel oksit, krom oksit, titanyum oksit, lityum borat, tungsten trioksit ve zirkonyum oksit katkılarıyla formüle edilmiş, çok bileşenli bir yapıya sahiptir. Malzemenin yoğunluğu 3,18 g/cm³'tür. Bu katkılar sayesinde malzeme hem mekanik dayanıklılık hem de nötron ve gama radyasyonuna karşı etkili zayıflatma özellikleri sunmaktadır.

Tablo8'de görüldüğü gibi hızlı nötron etkileşimleri sonucu KM5 örneğinden çeşitli ikincil parçacıklar ve izotoplar üretilmiştir. Sayıca en fazla oluşan parçacıklar arasında protonlar (2742 adet), gama ışınları (1887 adet), nötronlar (771 adet) ve alfa parçacıkları (159 adet) yer almaktadır.

Gama ışınları, ortalama 953 keV enerjiye sahiptir ve insan dokusuna derinlemesine nüfuz edebilme potansiyeli nedeniyle en riskli parçacıklardan biridir.

KM5 malzemesindeki yüksek atom numaralı katkıları (Fe_2O_3 , Cr_2O_3 , WO_3 , ZrO_2) gama ışınlarını etkili şekilde zayıflatmakta ve bu riski azaltmaktadır.

Protonlar, diğer kompozitlerde olduğu gibi burada da yüksek sayıda üretilmiş (2742 adet) olup, enerjileri (~890 keV) oldukça yüksektir. Bu parçacıklar genellikle cilt yüzeyinde etkili olurken, sayı ve enerji yoğunluğu açısından dikkatle değerlendirilmelidir.

Nötronlar, dolaylı iyonlaştırıcı olup dokular içinde ikincil radyasyonlara neden olabilir. KM5'in içerdiği lityum (Li-6 ve Li-7) katkıları sayesinde bu nötronların önemli bir kısmı soğurularak radyasyon yükü düşürülmüştür.

Alfa parçacıkları, düşük penetrasyon özelliği nedeniyle dış ortamda büyük tehlike arz etmezler; ancak içsel maruziyet (solunum, sindirim) durumlarında biyolojik etkileri ciddi olabilir. KM5'te üretilen alfa parçacığı sayısı 159'dur ve ortalama enerjileri 124 keV civarındadır.

KM5 malzemesiyle yapılan analizlerde çok sayıda çekirdek ve izotop olduğu tespit edilmiştir:

Organik kökenli izotoplar: C-12 (1078 adet), O-16 (1184 adet), N-14 (496 adet), F-19 (473 adet) gibi izotoplar, esas olarak poliüretan matrisi ve fiber katkılarından kaynaklanmaktadır.

Metal oksit katkı izotoplar: Cr-52 (430), Fe-56 (438), Ni-58 (78), Ti-48 (95), Zr-90 (10), W-184 (3) gibi elementler ise doğrudan KM5'in inorganik katkı bileşenlerinden kaynaklanmaktadır. Bu izotoplar özellikle gama üretimi ve radyasyon soğurma süreçlerinde rol oynamaktadır.

Lityum izotopları (Li-6 : 45, Li-7 : 576), malzemenin nötron soğurma yeteneği açısından önem arz etmektedir. Lityum, özellikle düşük enerjili nötronlarla nükleer reaksiyona girerek hem enerji soğurmada hem de zararlı ikincil gama üretimini sınırlamaktadır.

Bu sonuçlara göre KM5 kompozit malzemesi, içerdiği yüksek atom numaralı metal oksitler ve nötron soğurucu bileşenler sayesinde hem gama hem de nötron radyasyonlarına karşı etkili bir koruma sunmaktadır. Üretilen ikincil parçacıkların enerji seviyeleri dikkatle kontrol altına alınmış olup, sağlık açısından risk oluşturan

etmenlerin azaltıldığı gözlemlenmiştir. Bu yönüyle KM5, nükleer enerji tesisleri, radyoterapi uygulamaları, radyasyona maruz kalınan askeri veya medikal alanlar gibi yüksek koruma gerektiren uygulamalar için uygun bir malzeme adayıdır.

GAMA RADYASYONU SOĞURMA PARAMETRELERİ

Tüm KM malzemelerinin gama radyasyonu soğurma parametrelerinden en önemlileri olan Kütle Soğurma Katsayısı, Lineer soğurma katsayısı, Ortalama serbest yol ve Yarı kalınlık değeri, WinXCom programıyla hesaplanıp sonuçlar aşağıda verilmiştir.

Tablo 9. Örneklerin Kütle Soğurma Katsayısı, MAC(μ/ρ , cm²/g)

Enerji	K1	K2	K3	KM4	KM5
(MeV)	Teorik	Teorik	Teorik	Teorik	Teorik
3,09E-02	3,308	3,241	3,054	2,805	2,566
3,54E-02	2,286	2,240	2,113	1,944	1,782
5,32E-02	0,808	0,794	0,754	0,702	0,652
8,10E-02	0,341	0,337	0,326	0,310	0,296
2,76E-01	0,115	0,115	0,115	0,114	0,114
3,03E-01	0,110	0,110	0,110	0,110	0,109
3,56E-01	0,103	0,103	0,102	0,102	0,102
3,84E-01	0,099	0,099	0,099	0,099	0,098

Tablodaki değerler incelendiğinde, gama radyasyonunun kütle soğurma katsayılarının özellikle düşük enerjilerde (0.03–0.08 MeV) malzeme bileşiminden güçlü biçimde etkilendiği görülmektedir. NiO, Fe₂O₃ ve Cr₂O₃ oranı yüksek olan KM1 ve KM2, bu enerji aralığında en yüksek soğurma değerlerini sergilerken; ağır oksit oranı düşük ve yoğunluğu en az olan KM5 en düşük değerleri göstermektedir. Orta enerji aralığında (0.28–0.38 MeV) ise Compton saçılmasının baskın hale gelmesiyle farklar daralmakta, fakat yine de KM1 ve KM2 diğerlerine kıyasla daha avantajlıdır. Yoğunluk farkları dikkate alındığında, KM1’in lineer soğurma katsayısı ve dolayısıyla yarı kalınlığı KM5’e göre belirgin derecede daha iyidir. Sonuç olarak,

düşük ve orta enerjili gama ışınlarının zırhlanmasında NiO ve Fe₂O₃ içeriği yüksek, yoğunluğu fazla olan kompozitlerin daha etkili olduğu söylenebilir. Kütle soğurma katsayısının (μ/ρ) büyük olması, gama radyasyonu için oldukça önemlidir çünkü birim kütle başına radyasyonun daha fazla tutulduğunu ve enerjisinin malzeme içerisinde daha etkin bir şekilde zayıflatıldığını gösterir. Başka bir deyişle, μ/ρ değeri yüksek olan bir malzeme, daha ince bir kalınlıkla aynı zırhlama etkisini sağlayabilir. Bu durum hem güvenlik hem de malzeme ekonomisi açısından avantajlıdır.

Tabloda verilen verilere göre KM örneklerinin ortalama kütle soğurma katsayıları büyükten küçüğe doğru şu şekilde sıralanmaktadır:

$$KM1 > KM2 > KM3 > KM4 > KM5$$

Dolayısıyla, gama ışınlarının zırhlanmasında en etkili malzeme KM1 olurken, KM5 en düşük etkinliğe sahiptir. Özellikle düşük enerjilerde bu fark daha belirgin şekilde ortaya çıkmaktadır.

Tablo 10. Örneklerin Lineer soğurma katsayısı LAC (μ , cm⁻¹)

Enerji (MeV)	KM1	KM2	KM3	KM4	KM5
3,09E-02	11,941	11,733	10,994	9,284	8,159
3,54E-02	8,253	8,110	7,607	6,435	5,667
5,32E-02	2,918	2,873	2,716	2,325	2,075
8,10E-02	1,232	1,220	1,172	1,027	0,940
2,76E-01	0,416	0,417	0,413	0,378	0,361
3,03E-01	0,398	0,399	0,396	0,363	0,347
3,56E-01	0,370	0,371	0,368	0,338	0,323
3,84E-01	0,358	0,359	0,356	0,327	0,313

Lineer soğurma katsayısı (μ) büyüdükçe, gama ışını daha kısa mesafede zayıflatılır ve gerekli zırh kalınlığı azalır. Tablodaki verilere göre, düşük enerjilerde KM1 en yüksek soğurma katsayısına sahipken KM5 en düşük değeri göstermektedir. Orta enerji aralığında farklar daralmakta, bu kez KM2 küçük bir üstünlükle öne çıkmaktadır. Genel olarak lineer soğurma katsayılarının sıralaması şu şekildedir:

$$KM1 > KM2 > KM3 > KM4 > KM5$$

Bu sıralama, yüksek yoğunluğa ve ağır metal oksit içeriğine sahip malzemelerin gama radyasyonu soğurma performansında daha etkili olduğunu göstermektedir.

Tablo 11. Örneklerin Ortalama serbest yol MFP (cm)

Enerji (MeV)	KM1	KM2	KM3	KM4	KM5
3,09E-02	0,084	0,085	0,091	0,108	0,123
3,54E-02	0,121	0,123	0,131	0,155	0,176
5,32E-02	0,343	0,348	0,368	0,430	0,482
8,10E-02	0,812	0,820	0,853	0,974	1,064
2,76E-01	2,405	2,400	2,420	2,645	2,767
3,03E-01	2,511	2,505	2,525	2,758	2,883
3,56E-01	2,702	2,695	2,714	2,962	3,093
3,84E-01	2,795	2,787	2,806	3,061	3,196

Ortalama serbest yol (MFP), gama fotonlarının malzeme içerisinde etkileşmeden kat edebildiği ortalama mesafeyi gösterir. MFP ne kadar küçükse malzeme radyasyonu o kadar etkin bir şekilde zayıflatır. Tablodaki verilere göre

Düşük enerjilerde (0.0309–0.0810 MeV) en kısa serbest yol KM1 ve KM2’de görülmektedir. KM3 biraz daha uzun, KM4 ve özellikle KM5 ise en uzun MFP değerlerine sahiptir. Orta enerjilerde (0.276–0.384 MeV) farklar daralmaktadır, ancak sıralama benzer şekilde korunur. KM1 ve KM2 en kısa ortalama serbest yola, KM5 ise en uzun değere sahiptir.

Genel sıralama şeklindedir $KM1 < KM2 < KM3 < KM4 < KM5$

KM1 ve KM2, yüksek yoğunlukları ($\approx 3.61\text{--}3.62 \text{ g/cm}^3$) ve yüksek oranda NiO, Fe₂O₃, Cr₂O₃ içermeleri sayesinde gama fotonlarını daha etkin soğurarak en kısa serbest yol değerlerini vermektedir. KM3, WO₃ katkısına sahip olmasına rağmen toplam ağır metal oksit oranı KM1 ve KM2’den düşük olduğu için biraz daha uzun MFP’ye sahiptir. KM4 ve KM5, düşük yoğunluk ve artan düşük-Z katkıları nedeniyle en uzun serbest yol değerlerini göstermektedir. Özellikle KM5, %5 NiO ve en düşük yoğunluk (3.18 g/cm^3) ile gama ışınlarını zayıflatmada en zayıf performansı sergiler.

Sonuç olarak, gama radyasyonu zırlaması açısından KM1 ve KM2 en avantajlı, KM5 en dezavantajlı malzemedir.

Tablo 12. Örneklerin Yarı kalınlık değeri HVL (cm)

Enerji (MeV)	KM1	KM2	KM3	KM4	KM5
3,09E-02	0,058	0,059	0,063	0,075	0,085
3,54E-02	0,084	0,085	0,091	0,108	0,122
5,32E-02	0,238	0,241	0,255	0,298	0,334
8,10E-02	0,563	0,568	0,591	0,675	0,738
2,76E-01	1,667	1,663	1,677	1,833	1,918
3,03E-01	1,741	1,737	1,750	1,912	1,998
3,56E-01	1,873	1,868	1,881	2,053	2,144
3,84E-01	1,937	1,932	1,945	2,122	2,215

Yarı kalınlık değeri (YKD, HVL) malzemenin gama ışınını yarıya indirmek için gereken kalınlığı gösterir; ne kadar küçükse zırhlama o kadar etkilidir. YKD, lineer soğurma katsayısı ile ters orantılıdır ($HVL = \ln 2 / \mu$) ve ortalama serbest yol ile aynı eğilimi izler ($HVL \approx 0.693 \cdot MFP$). Tablodaki değerlere göre: düşük enerjilerde KM1 en düşük YKD'ye sahipken, orta enerjilerde farklar daralır ve KM2, KM1'i çok küçük farkla geçer; KM3 orta düzeyde kalır, KM4 ve özellikle KM5 daha yüksek YKD ile en zayıf zırhlamayı verir. Genel sıralama $KM1 < KM2 < KM3 < KM4 < KM5$ şeklindedir. Tasarımda daha az kalınlıkla daha yüksek zayıflatma isteniyorsa KM1/KM2 tercih edilir; KM5 ise en fazla kalınlık gerektirir.

SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Bu çalışma kapsamında, Fenolik Reçine tabanlı beş farklı alaşım geliştirilmiş ve bu alaşımların nükleer uygulamalardaki nötron ve gama radyasyonu zırhlama performansları detaylı bir şekilde incelenmiştir. Alaşımlar, toz yöntemiyle üretilmiş olup, teorik modellemeler Geant4 Monte Carlo simülasyon programı ile gerçekleştirilmiştir. Gama radyasyonu için zırhlama parametreleri ise WinXCom yazılımı kullanılarak hesaplanmıştır. Gerçekleştirilen deneysel ölçümler ve teorik analizler sonucunda, KM1 numunesi, hızlı nötron soğurma ve gama radyasyonu zırhlama açısından en üstün performansı sergilemiştir. Bu başarı, KM 1 numunesinin yüksek nikel oksit içeriğine bağlanmıştır. KM 2, KM3 ve KM 4 numuneleri de, nötron zırhlama parametreleri açısından referans malzeme olan Parafine göre daha

yüksek performans göstermiştir. Buna karşılık, KM 5 numunesi toplam etkili uzaklaştırma tesir kesiti bakımından parafin 'den daha düşük bir değere sahip olmasına rağmen, düşük ortalama serbest yol ve düşük nötron iletim faktörü sayesinde iyi bir nötron emilim kapasitesi sunmuştur. Gama radyasyonu açısından yapılan değerlendirmelerde, KM 1, KM 2, KM 3 KM 4 ve KM 5 numunelerinin tamamı, Parafine kıyasla daha iyi zayıflama özellikleri göstermiştir. Özellikle KM 1 numunesi, düşük yarı kalınlık (HVL) ve düşük ortalama serbest yol (MFP) değerleri ile gama radyasyonuna karşı en etkili zırhlama performansını ortaya koymuştur. Ortak enerji seviyelerinde yapılan karşılaştırmalarda ağır element katkılı alaşımlara göre %70–%80 oranında daha düşük radyasyon zayıflama performansı sergilediği belirlenmiştir. Çalışma sonuçları, fenolik reçine tabanlı malzemelerin düşük yoğunluk, yüksek korozyon direnci ve mekanik dayanıklılık gibi doğal avantajlarının, uygun alaşım elementleri ile desteklendiğinde nükleer radyasyon zırhlamasında önemli kazanımlar sağlayabileceğini göstermektedir. Özellikle nikel oksit ,poli üretan ,lityum florür,crom oksit ve titanyum oksit gibi takviye malzemelerinin kullanımı, nötron uzaklaştırma tesir kesitini artırarak zırhlama performansını anlamlı şekilde iyileştirmiştir. Teorik modelleme ile deneysel veriler arasında yüksek düzeyde uyum sağlanmış olması, üretilen alaşımların doğruluğunu ve güvenilirliğini desteklemektedir. Elde edilen bulgular, üretilen KM1, KM2 KM3 KM4 ve KM5 numunelerinin, Parafin gibi ticari olarak yaygın kullanılan malzemelere kıyasla daha üstün nötron ve gama radyasyon koruma özellikleri sunduğunu açıkça ortaya koymuştur. Sonuç olarak, bu çalışma, fenolik reçine t tabanlı kompozitlerin nükleer tesislerde yapısal ve koruyucu malzeme olarak etkin bir şekilde kullanılabileceğini göstermektedir. Gelecek çalışmalarda, farklı element katkılarının araştırılması, üretim süreçlerinin daha ileri düzeyde optimize edilmesi ve alaşımların mikro yapısal özelliklerinin detaylı olarak incelenmesi ile bu malzemelerin performanslarının daha da artırılabilirliği düşünülmektedir. Bu doğrultuda, geliştirilen fenolik reçine tabanlı alaşımlarının, hafiflik ve dayanıklılığı bir arada sunan güvenilir alternatifler olarak nükleer teknoloji alanına önemli katkılar sağlayacağı değerlendirilmektedir.

Bu çalışmada elde edilen bulgular, fenolik reçine tabanlı alaşımların nükleer radyasyon koruma uygulamaları için önemli bir potansiyele sahip olduğunu ortaya

koymuřtur. Ancak, radyasyon zırhlama etkinlięinin daha da artırılabilmesi için ileri arařtırmaların yapılması gerekmektedir. İlerleyen alıřmalarda, farklı ağır element katkılarının (örneğin hafniyum, tantal, kurřun, gadolinyum gibi) alüminyum matrisine eklenmesi ile alařım özelliklerinin optimize edilmesi önerilmektedir. Ayrıca, nano-takviyeli kompozit sistemlerin geliştirilmesi ve bu sistemlerde partikül dağılımı, faz oluşumu ve mikro yapısal deęiřimlerin detaylı karakterizasyonu, radyasyon soęurma kapasitesinin artırılmasına yönelik önemli katkılar sağlayabilir. Üretim süreçlerinin parametre optimizasyonu, özellikle toz boyutu, sinterleme sıcaklıęı ve süre gibi deęiřkenlerin kontrollü bir řekilde deęerlendirilmesi ile malzeme performansının iyileřtirilmesi hedeflenmelidir. Bunun yanında, farklı enerji aralıklarında geniř kapsamlı nötron ve gama radyasyonu testleri yapılarak, alařımların ok enerjili radyasyon alanlarındaki davranıřları daha ayrıntılı olarak ortaya konmalıdır. Son olarak, geliştirilen malzemelerin sadece radyasyon dayanımı deęil, aynı zamanda mekanik özellikler (ekme dayanımı, tokluk, sertlik gibi) ve evresel etkilere (korozyon, termal stabilite) karřı performansları da deęerlendirilmelidir. Bu doęrultuda yapılacak alıřmalar, alüminyum bazlı kompozitlerin nükleer enerji santralleri, uzay teknolojileri ve savunma sanayii gibi ileri teknoloji alanlarında daha geniř ölekli kullanımlarına zemin hazırlayacaktır.

KAYNAKLAR

- Akbulut, H., 1995. Alümina Fiber Takviyeli Al-Si Metal Matriksli Kompozit Üretimi ve Mikroyapı Özellik İliřkilerinin İncelenmesi. Doktora Tezi, İstanbul Teknik Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, İstanbul.
- Arslan, H., 2011. Dünya'nın Elektrik ve Manyetik Alanının Deniz Seviyesindeki Kozmik Müon Akisi Üzerine Etkisinin Geant4 İle İncelenmesi. Doktora Tezi, Sakarya Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Sakarya.
- Ateř, S. ve Uzun, İ. 2014. Sic ile güçlendirilmiş al₂O₃ matrisli kompozitin ısı iletkenlięi 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.

Beyzadeoğlu, C., Özyiğit, 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., Mijnen, 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 S, 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-resistand material reinforced by benzophenone. Nuclear engineering and technology 50, 470-477.
- Gökoğlan, 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.
- Hacioğlu, 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.

Osmanlıoğlu, 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.

Poltabtım, 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 Shımarđı 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>

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>.

Berger, M. J., & Hubbell, J. H. (1987).

XCOM: Photon cross sections on a personal computer (Report No. NBSIR 87-3597). National Bureau of Standards.

<https://www.nist.gov/pml/xcom-photon-cross-sections-database>

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>.