

T.C.
İSTANBUL GEDİK ÜNİVERSİTESİ
LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ



**BOR İÇEREN YÜZEY KAPLAMA MALZEMESİNİN NÖTRON
RADYASYONU KARŞISINDAKİ DAVRANIŞININ
İNCELENMESİ VE YENİ BİR MALZEME ÖNERİSİ**

DOKTORA TEZİ

Hakan Kemal SEVAL

İş Sağlığı ve Güvenliği Anabilim Dalı

İş Sağlığı ve Güvenliği Doktora Programı

**ARALIK 2023
İSTANBUL**

T.C.
İSTANBUL GEDİK ÜNİVERSİTESİ
LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ



**BOR İÇEREN YÜZEY KAPLAMA MALZEMESİNİN NÖTRON
RADYASYONU KARŞISINDAKİ DAVRANIŞININ
İNCELENMESİ VE YENİ BİR MALZEME ÖNERİSİ**

DOKTORA TEZİ

Hakan Kemal SEVAL
210012011
0000-0002-7678-322X

İş Sağlığı ve Güvenliği Anabilim Dalı

İş Sağlığı ve Güvenliği Doktora Programı

Tez Danışmanı: Dr. Öğr. Üyesi Mustafa YAĞIMLI

2. Danışman: Prof. Dr. Hakan TOZAN

İstanbul 2023



T.C.
İSTANBUL GEDİK ÜNİVERSİTESİ
Lisansüstü Eğitim Enstitüsü Müdürlüğü

Jüri Tez Onay Formu

29.12.2023

LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ MÜDÜRLÜĞÜ

Bu çalışma 29.12.2023 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından İş Sağlığı ve Güvenliği Anabilim Dalı, İş Sağlığı ve Güvenliği (Doktora) Programı, Doktora Tezi olarak kabul edilmiştir.

TEZ JÜRİSİ

Dr. Öğr. Üyesi Mustafa YAĞIMLI

Danışman

İstanbul Gedik Üniversitesi

Prof. Dr. Bahaddin SİNSOYSAL

Üye (İmza)

İstanbul Gedik Üniversitesi

Doç. Dr. Melis Almula KARADAYI

Üye (İmza)

İstanbul Medipol Üniversitesi

Dr. Öğr. Üyesi Aytaç Uğur YERDEN

Üye (İmza)

İstanbul Gedik Üniversitesi

Dr. Öğr. Üyesi Hilal ARSLAN

Üye (İmza)

Sağlık Bilimleri Üniversitesi

YEMİN METNİ

Doktora Tezi olarak sunduđum “Bor İeren Yüzey Kaplama Malzemesinin Nötron Radyasyonu Karşıısındaki Davranışının İncelenmesi ve Yeni Bir Malzeme Önerisi” başlıklı bu alıřmanın, bilimsel ahlak ve geleneklere uygun şekilde tarafımdan yazıldıđını, bu tezdeki bütün bilgileri akademik ve etik kurallar içinde elde ettiđimi, yararlandıđım eserlerin tamamının kaynaklarda gösterildiđini ve alıřmamın içinde kullanıldıkları her yerde bunlara atıf yapıldıđını, patent ve telif haklarını ihlal edici bir davranışının olmadıđını belirtir ve bunu onurumla dođrularım (11/12/2023).

Hakan Kemal SEVAL

ÖNSÖZ

Bu çalışma İş Sağlığı ve Güvenliği'nde önemli konulardan biri olan radyasyondan ve radyasyondan korunma ile ilgili olarak kalkan malzeme oluşturulması için hazırlanmış ve bu konu da detaylı bilgiler verilmiştir.

Doktora tez çalışmam boyunca bilgi ve tecrübelerinden yararlandığım, bu alanda bana her zaman yol gösteren, örnek aldığım çok değerli danışman hocam Dr. Öğr. Üyesi Mustafa YAĞIMLI ve 2. danışman hocam Prof. Dr. Hakan TOZAN sonsuz teşekkürlerimi sunarım. İstanbul Gedik Üniversitesi'ne de sunduğu imkanlardan ve eğitimimize verdiği katkılarından dolayı teşekkür ederim.

Deneyisel çalışmalarımda verdikleri desteklerden dolayı Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumundan Doç. Dr. Erhan AKSU'ya Gazi Üniversitesi Fen Fakültesi Kimya Bölümünden Prof. Dr. Ali Dişli, Prof. Dr. Serkan Yavuz, Doç. Dr. Hamdi Özkan ve Doç. Dr. Demet UZUN'a, İstanbul Teknik Üniversitesi'nden Dr. Hasan Gökçe'ye çok teşekkür ediyorum.

Doktora çalışmam boyunca manevi olarak beni destekleyen ikizim Murat S. SEVAL ve ablam Çiğdem Z. Pirgaip'a çok teşekkür ederim.

Son olarak beni bugünlere getiren, hep yanımda olan hayatımın kahramanı canım annem Filiz SEVAL sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

Aralık 2023

Hakan Kemal SEVAL

İÇİNDEKİLER

	<u>Sayfa</u>
ÖNSÖZ	iv
İÇİNDEKİLER	v
KISALTMALAR	viii
ÇİZELGE LİSTESİ	ix
ŞEKİL LİSTESİ	x
ÖZET	xii
ABSTRACT	xiii
1. GİRİŞ	1
2. RADYASYON	10
2.1 Radyoaktivitenin Keşfi ve Tarihçesi	10
2.2 Radyasyonun Sınıflandırılması	11
2.2.1. Alfa radyasyonu.....	12
2.2.2. Beta radyasyonu	12
2.2.3. Gama radyasyonu	14
2.2.4. Nötronlar.....	15
2.4. Radyasyonun Madde ile Etkileşimi.....	16
2.4.1. Yüklü parçacıklar	17
2.4.1.1. Ağır yüklü parçacıklar	17
2.4.1.2. Hafif yüklü parçacıklar	19
2.4.2. Gama radyasyonunun madde ile etkileşimi.....	21
2.4.2.1. Fotoelektrik etkileşimler	22
2.4.2.2. Compton etkileşimleri.....	23
2.4.2.3. Çift oluşumu	24
2.4.2.4. Gama radyasyonu lineer zayıflatma katsayısı	25
2.4.3. Nötron parçacıklarının madde ile etkileşimi	26
2.4.3.1. Nötron parçacıklarının etkileşim mekanizmaları.....	26
2.4.3.2. Saçılma reaksiyonu	27
2.4.3.3. Nötronların soğrulması ve yakalama reaksiyonları	28
2.4.3.4. Nötron soğurma katsayısı	29
2.5. Nötron Radyasyon Kaynakları	31
2.5.1. (α , n) Berilyum kaynakları	31
2.5.2. (γ , n) Fotonötron kaynakları	32
2.5.3. Kendiliğinden fisyon	32
2.5.4. Hızlandırıcılar	33
3. İŞ SAĞLIĞI VE GÜVENLİĞİNDE RADYASYON	34
3.1. Radyasyonun Sınıflandırılması	34
3.1.1. İyonlaştırıcı olmayan radyasyon.....	34
3.1.2. İyonlaştırıcı radyasyon	35
3.2. Radyasyon Birimleri	37
3.2.1. Soğrulan doz birimi	38
3.2.1. Biyolojik doz birimi	38

3.3. Radyasyonun Etkileri	39
3.3.1. Radyasyonun biyolojik etkileri.....	39
3.3.1.1. Radyasyonun hücreye etkileri.....	40
3.3.1.2. Radyasyonun organlara ve dokulara etkileri	42
3.3.1.3. Radyasyonun vücuda etkileri.....	42
3.3.2. Radyasyon kanser ilişkisi	43
3.4. Radyasyon Kaynakları	44
3.4.1. Doğal radyasyon kaynakları	45
3.4.2. Yapay radyasyon kaynakları	46
3.5. Çalışma Alanlarında Radyasyon	46
3.5.1. Elektrik üretiminde nükleer	47
3.5.2. Sanayideki uygulamalar ve tüketici ürünleri	48
3.5.3. Zirai uygulamalar ve hayvancılık sektörü	49
3.5.4. Tıbbi uygulamalar	50
3.5.4.1. Tanısal radyoloji uygulamaları	50
3.5.4.2. Radyoterapi (Işın tedavisi) uygulamaları	50
3.5.4.3. Nükleer tıp uygulamaları	51
3.6. Radyasyonlu Alanlar	52
3.7. Radyasyon Maruziyet Doz Sınırları	53
3.8. Radyasyondan Korunmaya İlişkin Kuruluşlar	56
3.8.1. Radyasyondan korunmada evrensel kuruluşlar	56
3.8.2. Radyasyondan korunmada ulusal kuruluşlar ve yasal düzenlemeler	57
4. RADYASYON GÜVENLİĞİ.....	59
4.1. Doz Sınırlama Sistemi.....	59
4.1.1. Gereklilik	59
4.1.2. Optimizasyon.....	59
4.1.2. Doz Sınırları	60
4.2. Radyasyondan Korunma Yöntemleri	60
4.1.1. Zaman Kuralı.....	60
4.1.2. Mesafe Kuralı	61
4.1.3. Zırhlama (Korunma) kuralı	61
4.2. Radyasyon Zırh Malzemeleri	62
4.2.1. Gama radyasyonu zırh malzemeleri	63
4.2.1.1. Kurşun.....	64
4.2.1.2. Demir	64
4.2.1.3. Tungsten ve alaşımları	65
4.2.2. Nötron zırh malzemeleri	66
4.2.2.1. Hidrojen içeren zırh malzemeleri	67
4.2.2.2. Metal nötron koruyucu kompozitler	68
4.2.2.3. Beton nötron koruyucu malzemeler.....	69
4.2.2.4. Polimer nötron koruyucu malzemeler.....	70
4.2.2.5. Bor ve bor katkı malzemeler	70
5. DENEYSEL ÇALIŞMALAR.....	75
5.1. Çalışmada Kullanılan Maddeler	75
5.2. Yüzey Kaplama Malzemelerinin Oluşturulması	77
5.3. Karakterizasyon.....	81
5.4. Kaplama İşlemi ve Kalınlık Tayini	82
5.5. Nötron Işınlama Çalışmaları	85
5.5.1. Nötron ışınlama düzeneği.....	85
5.5.2. Nötron kaynağı	86

5.5.3. Nötron zırh elemanları.....	87
5.5.4. Nötron aktivasyon monitörü.....	87
5.5.5. Gama sayım sistemi.....	89
5.5.6. Pik alanların hesaplanması	89
6. DENEYSEL SONUÇLAR.....	91
6.1. X-Işını Difraktometresi (XRD) Sonuçları.....	91
6.1.1. h-BN Katkı maddesinin XRD sonuçları.....	91
6.1.2. AISI 1040 Karbon çeliğin XRD sonuçları	92
6.1.3. BN-B Yüzey kaplama malzemelerinin XRD sonuçları.....	92
6.2. Taramalı Elektron Mikroskopu (SEM) Sonuçları.....	94
6.2.1. h-BN Katkı malzemesinin SEM sonuçları	94
6.2.2. BN-B Yüzey kaplama malzemelerinin SEM sonuçları.....	94
6.3. Kaplama kalınlık ölçüm sonuçları.....	95
6.4. Gama Spektrum Sonuçları	96
6.5. Nötron Radyasyonu Zayıflatma Sonuçları	98
7. SONUÇLAR VE TARTIŞMA	99
KAYNAKLAR	101
ÖZGEÇMİŞ.....	108

KISALTMALAR

ENEA	: Avrupa Nükleer Enerji Ajansı
EURATOM	: Avrupa Atom Enerjisi Topluluğu
HDPE	: Yüksek Yoğunluklu Polietilen
IAEA	: Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu
ICRP	: Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu
ILO	: Uluslararası Çalışma Örgütü
ISO	: Uluslararası Standartlar Organizasyonu
LDPE	: Düşük Yoğunluklu Polietilen
NEA	: Nükleer Enerji Ajansı
SI	: Uluslararası Birimler Sistemi
TAEK	: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
TENMAK	: Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu
TENMAK	: Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu
UNSCEAR	: Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyonun Etkileri Bilimsel Komitesi
WHO	: Dünya Sağlık Örgütü
AISI	: Amerikan Demir ve Çelik Enstitüsü
keV	: Kilo Elektron Volt
MeV	: Mega elektron Volt
μ	: Lineer Zayıflatma Katsayısı
ρ	: Maddenin Yoğunluğu
Bq	: Becquerel
Gy	: Gray
Sv	: Sievert
b	: Barn
τ	: Fotoelektrik Etkileşim Zayıflatma Katsayısı
σ	: Compton Saçılması Zayıflatma Katsayısı
κ	: Çift Oluşumu Zayıflatma Katsayısı
α	: Alfa Parçacığı
β	: Beta Parçacığı
γ	: Gama Işını
In	: İndiyum Elementi
h-BN	: Hegzagonal Bor Nitrür
PVB	: Polivinil Bütiral
XRD	: X-Işınları Difraktometresi
SEM	: Taramalı Elektron Mikroskobu
Σ_T	: Toplam Makroskopik Tesir Kesiti
Ci	: Curie
Am	: Amerikyum Elementi
Be	: Berilyum Elementi

ÇİZELGE LİSTESİ

Sayfa

Çizelge 2.1: Nötronların Enerjilerine Göre Sınıflandırılması	16
Çizelge 2.2: Radyasyon Çeşitlerinin Madde ile Etkileşme Özellikleri	16
Çizelge 2.3: Farklı Zırhlama Malzemeleri için Σ_{nr} Değerleri.....	31
Çizelge 2.4: (α , n) Nötron Kaynakları	32
Çizelge 2.5: (γ , n) Nötron Kaynakları	32
Çizelge 3.1: Radyasyon Çeşitlerine Göre Ağırlık Faktörü (Q_R).....	39
Çizelge 3.2: Radyasyon Organlara Etkileri	42
Çizelge 3.3: Ani Işınlamada Oluşabilecek Bazı Etkiler	43
Çizelge 3.4: Kansere Türlerine Radyasyonun Etkisi.....	44
Çizelge 3.5: Doğal Radyasyondan Kaynaklanan Yıllık Etkin Dozlar.....	45
Çizelge 3.6: Bazı Meslekler İçin Yıllık Ortalama Etkin Dozlar.....	47
Çizelge 3.7: Tüm Radyasyon Kaynaklarından Alınan Yıllık Ortalama Doz	55
Çizelge 3.8: Çalışanları ve Halk için Doz Sınırları	55
Çizelge 3.9: Ülkemizde Radyasyondan Korunma ile İlgili Mevzuat	58
Çizelge 4.1: Gama Kalkanı Olarak Kullanılan Bazı Malzemelerin Lineer Zayıflatma Katsayıları	63
Çizelge 4.2: Kurşun Elementinin Bazı Özellikleri	64
Çizelge 4.3: Demir Elementinin Bazı Özellikleri.....	65
Çizelge 4.4: Tungsten Elementinin Bazı Özellikleri	66
Çizelge 4.5: Gama Radyasyonu Kalkanı Olarak Kullanılan Bazı Tungsten Alaşımların Özellikleri	66
Çizelge 4.6: Bazı Maddelerin Makroskobik Tesir Kesitleri ve Zayıflatma Uzunlukları	67
Çizelge 4.7: Suyun Bazı Özellikleri	68
Çizelge 4.8: Sıradan ve Ağır Betonun Bazı Özellikleri.....	69
Çizelge 4.9: Polietilenin Bazı Özellikleri	70
Çizelge 4.10: Bor Karbürün Bazı Özellikleri	72
Çizelge 5.1: Metanolün Bazı Özellikleri ve Kimyasal Yapısı.....	76
Çizelge 5.2: h-BN Bazı Özellikleri ve Kimyasal Yapısı	76
Çizelge 5.3: Polivinil Bütiralin Özellikleri ve İçeriği.....	76
Çizelge 5.4: AISI 1040 İmalat Çeliğinin İçerik Bilgileri	77
Çizelge 5.5: BN-B Kaplama Malzemelerinin Bileşimleri ve Kütlece İçerikleri.....	80
Çizelge 5.6: İndiyum Monitörünün Nükleer Özellikleri	88
Çizelge 6.1: h-BN ait Kristal Yapı Parametreleri.....	92
Çizelge 6.2: Kaplama Kalınlıkları Ölçüm Sonuçları.....	95
Çizelge 6.3: Termal Nötron Soğurma Katsayısı (Makroskobik Tesir Kesiti) Ölçüm Sonuçları.....	97
Çizelge 6.4: Nötron Emilim Sonuçları	98

ŞEKİL LİSTESİ

	<u>Sayfa</u>
Şekil 2.1: Radyasyon Çeşitleri.....	11
Şekil 2.2: Gama Işınları Yayınlanması.....	14
Şekil 2.3: Atomun Yüklü Parçacıkla İyonizasyonu.....	17
Şekil 2.4: Hava İçerisinde İki Farklı Alfa Kaynağının Oluşturduğu İyonizasyonun Mesafe ile Değişimi	18
Şekil 2.5: Atomun yüklü parçacıklar ile uyarılması	18
Şekil 2.6: Bremsstrahlung (Frenleme) Işınımı	19
Şekil 2.7: Yaygın Kullanılan Materyallerde Beta Parçacığının Menzili	20
Şekil 2.8: Gama Fotonlarının Madde ile Etkileşmesi.....	21
Şekil 2.9: Fotoelektrik Olay.....	22
Şekil 2.10: Compton Olayı	23
Şekil 2.11: Çift Oluşumu	24
Şekil 2.12: Radyasyonun Madde İçinde Soğrulması.....	25
Şekil 2.13: Nötron etkileşiminin şematik gösterimi	26
Şekil 2.14: Nötronun Elastik Saçılması	27
Şekil 2.15: Nötronun İnelastik Saçılması	28
Şekil 2.16: Nötron Yakalanması.....	29
Şekil 2.17: Nötronların Zırh Malzemesi Tarafından Soğrulması	30
Şekil 2.18: Fisyon Olayı	33
Şekil 3.1: Radyasyonun Sınıflandırılması	34
Şekil 3.2: İyonlaştırıcı Radyasyonun Elektron Koparması Olayı.....	36
Şekil 3.3: İyonlaştırıcı Radyasyonların Giriciliklerinin Karşılaştırması	37
Şekil 3.4: Elektromanyetik Spektrum.....	37
Şekil 3.5: Radyasyonun Hücreye Etkileri.....	40
Şekil 3.6: Hücrenin Radyasyondan Etkilenmesi	41
Şekil 3.7: Radyasyon kaynaklarının sınıflandırılması	45
Şekil 3.8: Enerji Sistemlerinin Sağlık Riskleri Karşılaştırması.....	48
Şekil 3.9: Radyasyon Uyarı İşaretleri	53
Şekil 3.10: Radyasyon Kaynaklarından Maruz Kalınan Doz Miktarları (mSv/yıl) ..	54
Şekil 4.1: Radyasyon Dozunun Uzaklıkla İlişkisi	61
Şekil 5.1: Hassas Teraziler.....	77
Şekil 5.2: Ultrasonik Homojenizatör Cihazı.....	78
Şekil 5.3: (a) Metanol Hacim Ölçümü (b) h-BN Miktarının Ölçümü. (c) PVB Miktarının Ölçümü (d) Ultrasonik Homojenizatör Karıştırma İşlemi ..	78
Şekil 5.4: Termal Konfor Cihazı	79
Şekil 5.5: Yüzey Kaplama Malzeme Örneklerini Dağıtma İşlemi	79
Şekil 5.6: BN-B Kaplama Numunelerinin 0. Gün ve 7.Gün Fotoğrafları	80
Şekil 5.7: X-Ray Difraksiyon (XRD) Cihazı.....	81
Şekil 5.8: Taramalı Elektron Mikroskobu (SEM)	82
Şekil 5.9: AISI 1040 Karbon Çelik Örneklerinin Temizleme İşlemi	83
Şekil 5.10: Çelik örneklerinin BN-B Numuneleri ile Kaplama işlemi.....	83

Şekil 5.11: BN-B Kaplanmış Çelik Örneklerinin Etüvde Kurutma İşlemi	84
Şekil 5.12: Kalınlık Ölçme Cihazı Kalibrasyon İşlemi ve Örnek Ölçümlerin Görüntüsü	84
Şekil 5.13: ²⁴¹ Am-Be Nötron Kaynak Işınlama Hücresinin a) Dıştan, b) Üstten,.....	86
Şekil 5.14: ²⁴¹ Am-Be Nötron Kaynağı için Nötron Enerji Spektrumu.....	87
Şekil 5.15: İndiyum-115 Nötron Yutma Tesir Kesiti	88
Şekil 5.16: Nötron Kaynağı Sayım Sistemi ve Gama Spektrometresinin a) Dıştan, b) Üstten Görünüşü.....	89
Şekil 5.17: Pik Spektrumdaki Görüntüsü ve Pik Alanı Hesabı	90
Şekil 6.1: a) h-BN ait XRD Spektrumu b) XRD Spektrum Sonuçlarının Literatür ile Karşılaştırılması	91
Şekil 6.2: AISI 1040 Karbon Çelik Malzemenin XRD Grafiği	92
Şekil 6.3: AISI 1040 Çelik Malzeme Üzerine Büyütülen BN-B Kaplamalarının XRD Grafikleri	93
Şekil 6.4: h-BN Tozunun Farklı Büyütme Oranlarında SEM Fotoğrafları a) x500 b) x1k c) x2k d) x4k	94
Şekil 6.5: BN-B Kaplamalarının Farklı Büyütme Oranlarındaki SEM Görüntüleri .	95
Şekil 6.6: Gama Spektrumu Pik Alanları 1) 416,86 keV 2) 1097,33 keV 3) 1293,56 keV a) BN-P-4 b) BN-P-2 c) BN-P-3 d) BN-P-1.....	96

BOR İÇEREN YÜZEY KAPLAMA MALZEMESİNİN NÖTRON RADYASYONU KARŞISINDAKİ DAVRANIŞININ İNCELENMESİ VE YENİ BİR MALZEME ÖNERİSİ

ÖZET

Bu doktora çalışmasında, iyonize radyasyon çeşitlerinden biri olan nötron radyasyonu zırhlanmasında kullanılmak üzere hegzagonal bor nitrür (h-BN)-polivinil bütiral (PVB) yüzey kaplama malzemesi oluşturularak nötron absorplama yeteneği incelenmiş ve bu alanda kullanılacak yeni esnek, hafif ve ekonomik bir zırh malzemesi önerilmesi amaçlanmıştır.

İş sağlığı ve güvenliğinde fiziksel risk etmenlerinden biri olan radyasyon teknolojik gelişmelerle birlikte tıp, savunma sanayi, havacılık, nükleer enerji ve birçok endüstriyel alanda giderek artan oranda ve yaygın şekilde kullanılmakta ve bu kullanım sonucu çalışanlar radyasyona mesleki olarak maruz kalmaktadır. Bu sebeple radyasyondan korunmak için zırh malzemelerinin kullanımı büyük önem kazanmıştır.

Deneysel çalışmalarda h-BN katkılı PVB polimer matrisli yüzey kaplama malzemeleri oluşturularak doktora tezinin özgünlüğü içinde incelenmiştir. Bu kapsamda, h-BN katkı malzemesi PVB'ye fizikokimyasal süreçlerle ilave edilerek, kütlece %4,76 ile %50 arasında 4 farklı oranda bor katkılı yüzey kaplama malzemesi geliştirilmiş ve oluşturulan bu malzeme daldırma kaplama yöntemi ile AISI 1040 karbon çelik üzerinde biriktirilmiştir. PVB kaplamadaki h-BN miktarının termal nötron radyasyonuna karşı koruyucu etkisi araştırılmıştır. h-BN katkı malzemesi, 1040 çelik örnekleri ve oluşturulan kaplamalar XRD ve SEM yöntemleri ile karakterize edilmiştir. Üretilen kaplamaların nötron radyasyonuna karşı zırhlama özelliklerinin tespiti için ²⁴¹Am-Be izotopik nötron kaynağında nötron zayıflatma deneyleri gerçekleştirilmiş ve gama spektrumları alınmıştır. Spektrometreden alınan 416, 1097, 1293 keV foton enerjilerindeki gama pik alanları Maestro-32 ve Gamma Vision-32 yazılımlarında değerlendirilerek termal nötron soğurma katsayıları (Σ_T , makroskopik tesir kesiti) hesaplanmıştır. Nötron zayıflatma testleri PVB/hBN kaplama malzemelerindeki h-BN oranının artmasıyla nötron emilim oranında arttığını ve termal nötronları %48,42 orana kadar absorpladığını göstermiştir.

Tez çalışması kapsamında elde edilen tüm bulgular değerlendirildiğinde oluşturulan PVB/hBN yüzey kaplama malzemelerinin termal nötron radyasyonuna karşı zırh malzemesi olarak kullanılabileceğini göstermiştir. Üretilen PVB/hBN yüzey kaplama malzemeleri yüksek arayüzey yapışma özelliği sayesinde metal, beton ve ahşap olmak üzere her yüzeye uygulanabilir olması geniş bir kullanım alanı sağlamaktadır.

Anahtar Kelimeler: *Hegzagonal Bor Nitrür, Yüzey Kaplama Malzemesi, Nötron Radyasyon Kalkanı, İş Sağlığı ve Güvenliği.*

INVESTIGATION OF THE BEHAVIOR OF BORON-CONTAINING SURFACE COATING MATERIAL AGAINST NEUTRON RADIATION AND A NEW MATERIAL PROPOSAL

ABSTRACT

The objective of this doctoral research is to investigate the neutron absorption capacity through the creation of a hexagonal boron nitride (h-BN)-polyvinyl butyral (PVB) surface coating material, which is intended for use in shielding against neutron radiation, a form of ionizing radiation and thus, propose a novel armor material that is flexible, lightweight, and cost-effective for applications in this field.

Radiation, which is a physical risk factor in occupational health and safety is being used more and more in various fields such as medicine, defense industry, aviation, nuclear energy, and other industrial sectors due to technological advancements. Consequently, employees in such workplaces are exposed to radiation as part of their job. Therefore, the utilization of armor materials for shielding against radiation has become highly significant.

This PhD study involved the creation and examination of surface coating materials using h-BN and PVB polymer matrix through experimental research. In order to achieve this objective, h-BN additive material was put into PVB using physicochemical techniques. Subsequently, a surface coating material including four distinct boron additions, ranging from 4.76% to 50% in mass, was formulated. Finally, this material was applied to AISI 1040 carbon steel using the dip-coating method. The study also examined the extent to which the presence of h-BN in the PVB coating provides protection against thermal neutron radiation. h-BN additive material, 1040 steel samples and the formed coatings were characterized by XRD and SEM methods. In order to assess the effectiveness of the coatings in shielding against neutron radiation, experiments were conducted using a ^{241}Am -Be isotopic neutron source. Additionally, gamma spectra were recorded. The spectrometer measured the peak regions of gamma radiation at photon energies of 416, 1097, and 1293 keV. These measurements were analyzed using Maestro-32 and Gamma Vision-32 software to determine the thermal neutron absorption coefficients (Σ_T , macroscopic cross section). Neutron attenuation experiments have demonstrated that as the h-BN ratio in PVB/hBN coating materials increases, the neutron absorption rate increases and absorbs thermal neutrons up to 48.42%.

Upon evaluating all the findings collected during the thesis investigation, it was discovered that the generated PVB/hBN surface coating materials had the potential to serve as effective armor against thermal neutron radiation. The PVB/hBN surface coating materials offer versatile applications due to their exceptional interfacial adhesion capabilities, enabling them to be put on various surfaces such as metal, concrete, and wood.

Keywords: *Hexagonal Boron Nitride, Surface Coating Material Neutron Radiation Shield, Occupational Health and Safety*

1. GİRİŞ

Radyasyon, dünyanın oluşumundan bugüne var olan ve tüm canlıların etkileyen bir enerji yayımıdır. Doğal ve yapay olmak üzere iki kaynaktan oluşur. Kozmik olarak uzaydan gelen radyasyonla beraber, karasal olarak tanımlanan toprak, su ve havada olmak üzere dünyanın kendisinde ve canlılarda bulunan radyoaktif maddeler doğal radyasyonu oluşturmaktadır. Çağımız da teknolojik gelişmelerle beraber insanlar tarafından üretilen ve çevreye yayılan radyoaktif maddeler ise yapay radyasyonu oluşturmaktadır (Coşkun, 2011).

Yapay radyasyon günümüzde insanların yaşamını kolaylaştırmak ve hastalıkların tanı ve tedavisi gerçekleştirmek için hemen her sektörde kullanılmaktadır. Tıp başta olmak üzere enerji üretimi, savunma sanayi, havacılık ve nükleer araştırmalar yapay radyasyonun en sık kullanıldığı alanları oluşturmaktadır. Yapay radyasyonun birçok sektör de kullanılması sonucu çalışanlar mesleki olarak radyasyona maruz kalırlar. Bu sebeple radyasyon çalışanlar için İş Sağlığı ve Güvenliği alanında fiziksel risk etmenlerden birini oluşturmaktadır.

Radyasyon çeşitlerinden biri olan iyonlaştırıcı radyasyon canlılar için ciddi zararlar oluşturabilmektedir. İyonlaştırıcı radyasyon kaynakları (nötron, X-ışınları, alfa, beta ve gama) ile yapılan çalışmalar da radyasyonun zararlı etkilerinden korunmak için gerekli önlemleri almak gerekmektedir. Çalışma hayatında radyasyondan korunmak için en etkili yöntem uygun malzemeler ile zırhlama işlemi yapılmasıdır. Zırhlama ile radyasyon doz maruziyeti tehlike oluşturmayacak seviyeye indirilerek başta çalışanlar olmak üzere bütün kişilerin sağlığının korunması sağlanmaktadır. Bununla ilgili maruziyet doz limitleri ve temel kriterler Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu (ICRP) tarafından belirlenmektedir.

Radyasyonun insan sağlığı için zararlı etkilerin olduğu 19. yüzyılın sonunda X ışınlarının keşfinden sonra olmuştur. İlk araştırmacılar da radyasyonun oluşturduğu sağlık etkilerinin görülmesiyle radyasyondan korunma gerekliliği anlaşılmış ve doz sınırları, zırhlama ve zaman limitleri gibi kavramlar ortaya çıkmıştır. Radyasyona karşı korunmak için zırhlama malzemesi kullanım gerekliliği

ortaya çıkmasıyla ilk olarak kurşun malzemeler kullanılmaya başlanmıştır. 2. Dünya savaşı ile nükleer silahların kullanılması ardından nükleer fisyon ile nükleer enerjinin kullanımının başlaması yeni zırh malzemelerinin arayışını hızlandırmıştır. Bu amaçla beton ve demir gibi zırh malzemeleri kullanılmaya başlanmıştır. 1960'lı yıllar da ise uzay çalışmalarının başlaması ile yüksek enerjili kozmik ışınlarla karşı koruyacak zırh malzemesi gerekliliğini ortaya çıkarmıştır (Shultis, 2005).

Günümüzde tıp, nükleer teknoloji, tarım ve hayvancılık, endüstriyel sektörler, havacılık ve araştırma faaliyetleri olmak üzere birçok alanda iyonlaştırıcı radyasyona maruziyet gerçekleşmekte ve bu sebeple farklı özellikleri içeren yeni zırh malzemelerinin arayışını ortaya çıkarmaktadır. Yapılan çalışmalar radyasyon zayıflama verimliliği yüksek, termal ve mekanik özellikleri iyi, toksit olmayan ve ekonomik zırh malzemelerine odaklanmıştır (Esawii vd., 2022). Literatürde yapılan çalışmalara ilişkin özetler aşağıda verilmiştir.

Huang vd. (2013), karbon fiber ile güçlendirilmiş bor karbür ile doldurulmuş 'Sandviç' tipi kompozit malzeme geliştirerek nötron radyasyonu koruyucu özelliğini araştırmışlardır. Çalışmalarında %20 bor karbür parçacıkları ile oluşturulan 'Sandviç' tipi kompozit malzemeler karakterize edilmiş ve doğrudan eklemeye kıyasla büyük mekanik performans iyileştirmesi sahip olduğu belirtmişlerdir. Radyasyon testlerinde ise malzemenin 0,4 mm bor karbür film kalınlığında iyi bir nötron radyasyonu koruma etkisi olduğunu bulmuşlardır. Bu çalışma ile ilk defa 'Sandviç' tipi nötron koruyucu kompozit malzemenin önerildiğini ifade etmişlerdir.

Zhang vd. (2013), çalışmalarında bor karbür ve alüminyumdan (B_4C/Al) oluşan metal matrisli kompozit malzemenin termal nötron soğurma yeteneğinin yanı sıra fiziksel, mekanik, korozyon ve kırılma yüzey özelliklerini araştırmışlardır. Nötron koruma özellikleri 0,5 mm kalınlığındaki kadmiyum ve B_4C/Al kompozit malzeme için yaptıklarını ve sonuçta geliştirdikleri B_4C/Al metal matrisli kompozit malzemenin nötron radyasyonundan koruyuculuğunun kadmiyum kadar etkili olduğunu bulmuşlardır.

Shin vd. (2014), nötron radyasyon koruması için bir organosilan ile işlevselleştirilmiş, modifiye bor nitrür (mBN) katkı malzemesi ile yüksek yoğunluklu polietilen (HDPE) kompozit malzeme geliştirmişlerdir. Ürettikleri kompozitlerin özelliklerini ve performanslarını, bozulmamış bor nitrür (BN) ve bor karbür (B_4C) katkı malzemesi içeren kompozitlerle karşılaştırmışlardır. Sonuç olarak HDPE /

mBN kompozitlerinin, HDPE / BN ve HDPE / B₄C kompozitlerinden daha iyi bir dağılım gösterdiğini, daha büyük gerilme modülü, daha fazla etkili termal iletkenlik ve daha iyi nötron koruma özelliğine sahip olduğunu bulmuşlardır.

Park vd. (2014), bor ve polietilen içeren beton malzemenin nötron zayıflatma ve aktivasyon özelliklerini teorik olarak Monte-Carla simülasyon programında MCNP-5 kodunu kullanarak incelemiştir. Borlu betona polietilen agreganın ilave edilmesiyle yüksek enerjili nötronların için nötron zayıflama verimliliğini artırdığını, aktivasyonu ise azalttığını sonucunu bulmuşlardır.

Sarıyer vd. (2015), bor karbür ve ferro-bor içeren betonlar geliştirerek nötron koruyucu özelliklerini Monte Carlo simülasyonu ile incelemiştir. Simülasyon sonuçlarına göre betonun farklı oranlarda ferro bor ve bor karbür ilavesiyle nötron zırlama özelliği artırabildiğini belirtmişlerdir.

Soltani vd. (2016), bor karbür (B₄C) dolgu maddesinin partikül boyutu ile kütlece oranlardaki değişimin yüksek yoğunluklu polietilen (HDPE)/B₄C kompozit malzemenin radyasyon koruma özelliklerine etkisini hem deneysel hem de simülasyon çalışması ile incelemiştir. Geliştirdikleri kompozit numunelere mikro ve nano boyutta parçacıklar şeklinde farklı kütlece oranlar da B₄C tozu ilave edilerek testler yapılmış ve B₄C'ün parçacık boyutu azaldıkça gelen termal nötronlar ile çarpışma olasılığının arttığını tespit etmişlerdir. Sonuç olarak parçacık boyutunun radyasyon koruyucu malzemenin ekranlama verimliliği üzerinde önemli bir role sahip olduğunu ve nano boyutta parçacık kullanımı ile radyasyon koruyucu malzemenin yüksek performanslı ekranlama özelliğine sahip olduğunu belirtmişlerdir.

Kiani vd. (2017), nötron koruması için yüksek konsantrasyon bor karbür de epoksi/kil/ B₄C nanokompozit malzeme geliştirmesini amaçlamışlardır. Bu amaçla geliştirdikleri epoksi/kil/ B₄C nanokompozit malzemeyi mekanik ve termal nötron testleri tabi tutmuşlardır. Mekanik testler de B₄C konsantrasyonunun artmasıyla daha fazla gerilme mukavemeti olduğu fakat buna karşın Young modülünün düştüğü ifade etmişlerdir. Nötron absorpsiyon analiz sonuçlarında ise B₄C konsantrasyonunun artmasıyla nötron emilim tesir kesitinin doğrusal olmayan bir şekilde arttığını belirtmişlerdir.

Özdemir vd. (2017), etilen propilen dien monomer (EPDM) ve bor trioksit kompozit üreterek mekanik, termal ve nötron zırhlama testlerini tabi tutmuşlardır. Kütlece %20 bor trioksit içeren EPDM'nin nötron zayıflama katsayısını $0,561 \text{ cm}^{-1}$ olarak bulunduğunu ve deneysel sonuçların teorik hesaplamalar ile uyum içinde olduğunu ifade etmişlerdir. Geliştirdikleri bor trioksit/EPDM kompozit malzemenin etkili bir nötron zırhlama özelliği gösterdiğini belirtmişlerdir.

Özdemir ve Yılmaz (2018), hegzagonal bor nitrür ve polidimetilsiloksandandan içerikli seramik kauçuk kompozit malzeme geliştirerek nötron koruma özelliklerini araştırmışlardır. Çalışmalarının sonucunda kütlece %30hBN içeren ve kalınlığı 6,9 mm olan seramik kauçuk kompozit için nötron zayıflama oranını (I/I_0) %60,7 olarak bulmuşlardır.

Li vd. (2019), nötron radyasyon koruması için yüksek sıcaklığa dayanıklı poliimid / bor karbür (B_4C) polimer matrisli kompozit malzeme geliştirmişlerdir. Geliştirdikleri BPDA/ODA/ B_4C poliimid kompozit malzeme içeriğindeki B_4C tozu miktarı artırıldıkça termal ve nötron koruma özelliğinin önemli ölçüde arttığını ifade etmişlerdir. Testler sonucunda kütlece %30 B_4C içeren sahip BPDA/ODA poliimid kompozit malzeme için 800 μm kalınlık da 0,24 nötron geçirgenliği, 622 °C'lik yüksek bir termal bozunma sıcaklığı ve 406 Mpa'lık nispeten yüksek bir gerilme mukavemeti elde etmişlerdir. Bu sonuçlar ile geliştirdikleri B_4C /poliimid matrisli kompozit filmin nötron teknoloji alanında kullanabilecek potansiyel bir malzeme olduğunu ifade etmişlerdir.

Roslan vd. (2019), granit agrega ikamesi olarak %25, %50 ve %75 ferro bor ile karıştırılmış yüksek yoğunluklu betonların nötron ve gama radyasyona karşı koruma kabiliyetlerini incelemişlerdir. Betonların performansını mekanik olarak değerlendirdiklerinde %25 ve %50 ferro bor içeren betonların dayanımında artış, %75 ferro bor içeren betonda ise karışımın ayrışma sorunu nedeniyle dayanım azalması olduğunu ifade etmişlerdir. Radyasyon koruma kabiliyetlerinde ise ferro bor oranının artmasıyla ekranlama kapasitesinin arttığını ve hem gama hem nötron radyasyonuna karşı iyi bir koruma kabiliyeti sağladığını belirtmişlerdir. Sonuç olarak yüksek yoğunluklu betonda maksimum malzeme mukavemeti ve hem gama hem de nötron ışınlarında en az radyasyon iletimi için optimum ferro bor karışımının tasarlanması gerektiğini ifade etmişlerdir.

Tekin vd. (2019), tanısal radyoloji tesisleri için PbO ve Bi₂O₃ içeren bor fosfat camlarının foton ve nötron koruma performansını incelemiştir. İncelenen gözlükler içinde, BPM4 kodlu numunenin üstün foton ve nötron radyasyonu koruma etkinliğine sahip olduğunu bulmuşlardır. Bu sonuçla bor katkılı camların hem gama hem de nötronlar için mükemmel koruyucu malzemeler olduğunu belirtmişlerdir.

Güngör vd. (2019) hegzagonal bor nitrürlü (BN) etilen propilen dien termonomer (EPDM) kompozit malzemenin termal nötron kalkanı olarak kullanımını araştırmışlardır. Bunun için kütlece %0-20-40 hBN içeren EPDM kompozit malzemeleri oluşturup nötron zayıflama testleri gerçekleştirmişlerdir. Çalışma sonucunda kütlece %20 h-BN içeren hBN20 nin nötron absorpsiyonu için en iyi örnek olduğunu ve termal nötronları zayıflama testleri sonucunda nötron radyasyonunu %61,5'e kadar zayıflattığını ve iyi bir nötron koruyucu malzeme olduğunu belirtmişlerdir. Ayrıca termal analiz sonuçlarının hBN ilavesinin termal kararlılığı iyileştirdiğini ifade etmişlerdir.

Uddin vd. (2020) polietilen/bor karbür (B₄C) kompozitlerin fiziksel, kimyasal ve nötron koruyucu özelliklerini incelemiştir. Kütlece farklı oranlarda bor içeren (%0-10-20-30-40) kompozit malzemeler içerisinde %10 bor içeren kompozit formülasyonun en iyi sonucu verdiği ve ortalama 4.5 MeV'lik nötron enerji aralığında gerçekleştirilen deneylerin hızlı nötron doz oranını %63,6 oranında azalttığı bulmuşlardır.

Ramazan vd. (2020), yaptıkları çalışma da nötron radyasyon kalkanı olarak akrilik ve borik asitten oluşan hidrojelini incelemiştir. Oluşturulan kompozitlerin termal, fiziksel ve nötron zayıflama sonuçların makul olduğunu ve pratik uygulamalar için kullanılabilirliğini ifade etmişlerdir.

Shang vd. (2020) çok katmanlı polietilen / hegzagonal bor nitrür kompozit ve rastgele dağılmış PE/hBN kompozit malzemelerin nötron koruma verimliliğini ve termal iletkenliği araştırmışlardır. Bu çalışma da yüksek yoğunluklu polietilen/hegzagonal bor nitrür (HDPE/hBN) katmanları ile düşük yoğunluklu polietilen (LDPE) katmanları arasında değişen çok katmanlı kompozit filmler oluşturmuşlardır. Çalışmalarının sonucunda kütlece %30 h-BN dolgu maddesi içeren çok katmanlı PE/hBN kompozit malzemenin nötron emilim oranını (I/I_0) % 4,16 düşürdüğünü ve bu sonucun rastgele PE/hBN kompozitinden % 14,95 daha düşük olduğu bulmuşlardır.

Yılmaz, Akbay ve Özdemir (2021), nötron, gama ve X-ışını radyasyonlarından koruyabilecek silikon kauçuk (polidimetilsiloksan) matrisinde bizmut (III) oksit ve hegzagonal bor nitrür (hBN) dolgu maddelerini birleştirerek esnek bir kompozit malzeme geliştirmişlerdir. Sonuç olarak geliştirilen kompozit malzemenin hem nötron hem de X/gama ışınları için oldukça iyi bir zayıflatma oranına sahip olduğunu bulmuşlardır. X-ışınları için %20 Bi₂O₃ ve % 20 hBN içeren 6,4 mm kalınlığındaki kompozit malzemenin %84,1 oranında gelen ışınların yoğunluğunu azalttığını belirtmişlerdir. Aynı metal-seramik-kauçuk kompozit malzemenin 6,6 mm kalınlıkta ise gelen nötronların %65,8'ini absorpladığını ifade etmişlerdir.

Jiao vd. (2021), yaptıkları çalışma da hegzagonal bor nitrür (h-BN) ve epoksi reçine (EP) kompozitler sentezlemişler ve gama ışını ile nötron ışınlarına karşı radyasyon koruyuculuk özelliklerini incelemişlerdir. EP'ye kütlece %0,55 h-BN ilave edilmesiyle oluşturulan kompozit malzemenin nötron geçirgenliğini %5,6 oranında azalttığını ifade etmişlerdir. Sonuç olarak epoksi reçinenin ve diğer polimer malzemelerin radyasyon direncini ve nötron korumasını iyileştirmede h-BN avantajlı bir dolgu maddesi olduğu belirtmişlerdir.

Uddin, Yasin ve Şefik (2022), yaptıkları çalışma da yüzey modifiye borik asidin yüksek yoğunluklu polietilen esaslı kompozitlerin fiziksel, kimyasal ve nötron koruyucu özellikleri üzerindeki etkisini araştırmışlardır. Kütlece %9 modifiye borik asit içeren kompozitlerin mükemmel fiziksel, termal, kimyasal ve hızlı nötron koruma özellikleri gösterdiğini ve yaklaşık %1,6 bor içerikli kompozit malzemenin ortalama 4,5 MeV enerjili hızlı nötron dozunu %67 oranında azalttığını bulmuşlardır. Deneysel ve simülasyon sonuçlarının birbirine yakın ve uyum içinde olduğunu ifade etmişlerdir.

Avcıoğlu (2022), yaptığı çalışma da radyasyon kalkanı malzeme oluşturmak için bor karbür, disprosyum tetraborür, disprosyum oksoborat ve disprosyum bor karbür bileşikleri içeren bir kompozit tozu sentezlemiş ve yeni bir düşük yoğunluklu polietilen (LDPE) matrisli kompozitin üretiminde katkı malzemesi olarak kullanmıştır. Saf LDPE 'nin radyasyon performansı kütlece %1,7 sentezlenmiş tozlar ilave edilerek oluşturulan Dy/B-LDPE kompozit plakaya göre 2,5mm kalınlıktaki %31,63, 5mm kalınlıkta ise %49,64 oranında artırdığını tespit etmiştir. Bu sonuçların düşük miktarda katkı malzemesi içermesine rağmen oldukça etkili nötron koruma

performansı sergilediği ifade etmiştir. Ayrıca sentezlenen tozların ve gama ekranlama kabiliyeti yazılım kullanılarak teorik olarak incelenmiştir. Sonuç olarak disprosyum bor içeren bileşiklerin hem nötron hem de gama ışını zayıflatması yaptığını ve radyasyon koruyucu kompozit üretimi için kullanılabileceğini belirtmiştir.

Mehelli vd. (2022), hızlı nötron kalkanı oluşturacak Ultra Yüksek Molekül Ağırlıklı Polietilen (UHMWPE) lifler, epoksi ve bor karbür (B_4C) parçacıklarını kullanarak hafif, giyilebilir epoksi kompozit malzeme tasarlamışlardır. Yaptıkları çalışma sonucunda ağırlıkça %10 B_4C içeren UHMWPE/epoksi kompozit malzemenin en iyi sonuç verdiği ve nötron ekranlama ve mekanik performanslar arasında mükemmel uyum olduğunu belirtmişlerdir.

Sathish vd. (2022), demir bor alaşımların gama, X-ışını ve nötron zırhlama özelliklerini araştırmışlardır. Bunun için bor oranı %5 ile %50 arasında değişen beş farklı alaşımı incelemişlerdir. %95 Fe- %5 B orana sahip demir bor alaşımının X-ışını, gama ve nötron radyasyonu için mükemmel bir koruyucu malzeme olduğunu bulmuşlardır.

Oğul vd. (2022), farklı oranlarda bor (%0-%50) ve kalay (%50-%0) nanotozları ile güçlendirilmiş polyester esaslı kompozit malzemeler üreterek gama ve nötron yeteneklerini araştırmışlardır. Deneysel ölçümlerden elde ettikleri sonuçların WinXCOM programları ile elde ettikleri teorik ve MC simülasyon sonuçları ile uyumlu olduğunu ve önerilen kompozit malzemelerin mükemmel gama ve nötron koruma performansı gösterdiğini belirtmişlerdir.

Knott vd. (2023), 3D yazdırılabilir termoplastik poliüretan ile farklı oranlarda h-BN içeren kompozit malzemeler oluşturarak nötron absorplama kabiliyetini araştırmış ve karakterize etmişlerdir. Ağırlıkça %20 h-BN içeren h-BN/PU kompozit malzemenin 0,5 meV nötron enerjilerinde saf poliüretana göre nötron iletiminde 70 kata daha az olduğunu bulmuşlardır. Ayrıca elde edilen deneysel sonuçları Monte Carlo simülasyon sonuçları ile karşılaştırmışlar ve birbiri ile mükemmel uyumlu olduğunu belirlemişlerdir.

Liu vd. (2023), yaptıkları çalışma da saf tungsten üzerine tungsten borür kaplama oluşturarak nötron koruma kabiliyetlerini incelemişlerdir. Sonuç olarak

borürleme işlemi yapılan tungsten numunesi için nötron zayıflatma yeteneğinin önemli ölçüde iyileştiğini belirtmişlerdir.

Nadaraia vd. (2023), termal nötron koruması için magnezyum alaşımı (Mg-Mn-Ce) üzerine bor içeren kaplamaların elektro kimyasal sentezini gerçekleştirmişlerdir. Borun alaşım üzerinde bor ve bor oksit formunda bulunduğunu, kaplama ile alaşımının renginin değişerek gözenek sayısının arttığını ve sonuçta kaplanmamış alaşıma kıyasla termal nötron makroskopik yakalama kesitini 3,8 kat artırdığını belirlemişlerdir.

Erkoyuncu vd. (2023), beton numunelere bronz ve bor karbürü (B_4C) farklı oranlarda ilave ederek gama ve nötron radyasyon zırlama kapasitelerindeki değişikliği incelemişlerdir. Öncelikle bronz miktarını değiştirerek gama radyasyon kalkanı için en iyi numunenin %50 bronz katkılı beton olduğu tespit etmişlerdir. Ardından bu numunenin içine farklı oranlar da bor karbür katarak, %20 bor karbür katkılı numunenin en iyi nötron radyasyon kalkanı malzeme olduğunu bulmuşlardır. Ancak bor karbür ilavesinin gama radyasyon parametrelerini olumsuz etkilediğini ifade etmişlerdir.

Çetverikov vd. (2023), eklemeli üretim prosesleri için ağırlıkça %25-37 arasında bor içeren nötron koruyucu plastik kompozit malzemeleri çalışmışlar ve malzemelerin mekanik özellikleri ile nötron soğurucu özelliklerini incelemişlerdir. Kompozit numuneler de polimer matris malzemesi olarak akrilonitril bütadien stiren (ABS) ve polietilen tereftalat glikol (PETG) plastikleri kullanılırken, bor katkı malzemesi olarak bor nitrür (BN) ve amorf bor tozu kullanılmıştır. Bor nitrürlü ABS plastik kompozit malzeme için nötron koruyucu kalınlıkta 2,3 kat azalma, amorf borlu PETG plastik kompozit malzeme için ise 4,6 kat azalma olduğunu belirlemişlerdir. Ancak bor kullanımı ile kompozit malzemelerin mukavemetinde %40 ile %55 oranında azalma gerçekleştiğini ve kırılma hale geldiğini ifade etmişlerdir.

Yao vd. (2023), gadolinyum fenilfosfonatın (GdPP) ve bor nitrür (BN) heteroyapılı katkı malzemesi hazırlayarak silikon kauçuk malzemeye ilave etmişler ve bu kompozit malzemenin alev geciktiriciliği ile nötron koruyucu özelliklerini incelemişlerdir. Silikon kauçuk kompozit malzemenin silikon kauçuk malzemeye göre en yüksek ısı salınım oranında %40,82, toplam ısı salınımında %39,76 ve toplam duman üretiminde %32,60 azalma olduğunu bulmuşlardır. Ayrıca 6 mm

kalınlığındaki kompozit malzemenin termal nötron ekranlama oranının %89 olduğunu ifade etmişlerdir. Sonuç olarak BN-GdPP katkılı silikon kauçuk kompozit malzemenin mükemmel mekanik özellikler, alev geciktiricilik, duman bastırma ve termal nötron koruma özellikleri sergilediği bulmuşlardır.

Chandrik vd. (2023) yeşil sentez yaklaşımı ile birçok radyasyondan çeşidi için aynı anda koruyucu özellik gösteren Kurşun-Nikel-Bor (LNB) nanokompozit sentezlemişlerdir. LNB nanokompozitin radyasyon koruyuculuk performansını kurşun, çelik ve beton gibi geleneksel koruyucu malzemelerle karşılaştırmışlar ve nötronlar, gama ışınları ve bremsstrahlung radyasyonları için iyi bir koruyucu zırh malzemesi olduğunu bulmuşlardır. Bu yeni LNB nanokompozit malzemenin herhangi bir radyasyon ortamında birden fazla radyasyona karşı koruyuculuk gösterdiğini ve verimli bir zırh malzemesi olarak kullanılabileceği ifade etmişlerdir.

2. RADYASYON

Radyasyon, hızlı parçacıklar veya elektromanyetik dalgalar biçimindeki enerji aktarımı veya yayımıdır. Radyoaktivite ise fazla enerjiye sahip kararsız atom çekirdeğinin radyasyon yayarak fazla enerjisini bırakmasıyla kendiliğinden meydana gelen bir değişimdir. Bu değişim aynı zamanda radyoaktif bozunma olarak da adlandırılır.

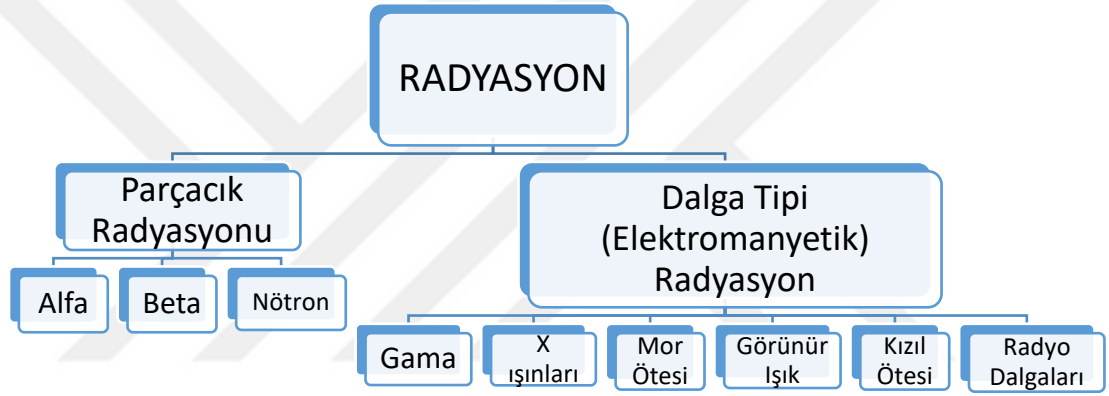
2.1 Radyoaktivitenin Keşfi ve Tarihçesi

Çekirdeğin ve radyoaktivitenin tarihi 19. yüzyılın sonlarına dayanır. İlk kez 1896 yılında Fransız kimyacı Henri Becquerel tarafından fluoresans çalışmaları sırasında yaptığı keşif ile başlamıştır. Becquerel, içinde uranyum bulunan kayaların fotoğraf levhalarında bıraktığı izleri gözlemleyerek bilinmeyen bir radyasyon olduğu sonucuna varmıştır. Ayrıca bu radyasyonun havayı iyonlarına ayırdığını bulmuştur. Ardından bu yeni keşfe ait çalışmalar Marie ve Pierre Curie ve Rutherford tarafından da yapılmıştır. Curie'ler radium ve polonyum gibi bazı ağır kimyasal elementlerin kararlı bir yapıda olmadığını ve ışınım yaydığını ortaya çıkararak, radyoaktif maddelerin daha iyi açıklanmasına sağlamışlardır. Rutherford atomla ilgili radyasyon ve özellikleri inceleyerek, radyasyonun yapısını iyi anlaşılmasını sağlamış ve 1911 yılında atom çekirdeğinin varlığını önermiştir.

Rutherford ve Thompson birlikte çalışmaları sonucunda üç tip radyasyon varlığını ortaya çıkarmışlardır. Bu radyasyon radyoaktif maddelerden yayılan birbirinden oldukça farklı olan ve günümüzde de alfa, beta ve gama ışınları olarak bilinen radyasyonu oluşturmaktadır. Rutherford ve arkadaşları yeni ışınlarla ilgili çalışmaları sonucunda radyoaktif bozunuma ait bütün yasaları bulmuşlardır. Alfa ve beta ışınlarının elementin doğasını değiştirdiği göstermişlerdir. Alfa parçacıklarının helyum çekirdekleri olduğu, beta parçacıklarının elektronlar ile benzer olduğu ifade ederek, gama ışınlarının enerjik fotonlar (elektromanyetik radyasyon) olarak tanımlamışlardır. Rutherford'un zamanından günümüze kadar çekirdek özellikleri ile ilgili araştırmalar devam etmektedir.

2.2 Radyasyonun Sınıflandırılması

Radyasyon çeşitleri genel olarak parçacık ve dalga tipi olarak iki sınıfta toplanmaktadır. Parçacık radyasyonu çok hızlı hareket eden, belli bir enerjiye ve kütleyle sahip olan parçacıkları ifade etmektedir. Belli bir enerjiye sahip fakat kütsüz olanlar ise ‘dalga tipi radyasyon’ olarak adlandırılmaktadır. Dalga tipi radyasyonun bütün çeşitleri manyetik ve elektrik enerji dalgalarına benzer şekilde titreşim yaparak ve ışık hızında ilerler. Dalga tipi radyasyona çoğunlukla elektromanyetik radyasyon olarak ifade edilmektedir. Şekil 2.1’de radyasyonun çeşitleri gösterilmektedir (Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu, 2023).



Şekil 2.1: Radyasyon Çeşitleri

Elektromanyetik ve parçacık tipi radyasyonlar da madde ile etkileşimine göre iyonlaştırıcı olan ve iyonlaştırıcı olmayan radyasyon olarak iki sınıfa ayrılmaktadır. Radyasyonun bir atomdan elektron koparmasına iyonlaşma denir. Elektromanyetik ve parçacık tipi radyasyonlar yeterli enerjiye sahipse etkileştiği atomlardan elektron koparır ve atomları yüklü hale dönüştürür. Bu radyasyona çeşidine iyonlaştırıcı radyasyon olarak ifade edilir. İyonlaştırıcı radyasyon alfa ve beta parçacıkları, gama ve X-ışınları ile nötron olarak bilinen radyasyon çeşitlerini kapsar. X ışınları hariç diğer iyonize radyasyonlar atom çekirdeği ile etkileşime girdiğinden nükleer radyasyon olarak da adlandırılmaktadır.

Elektromanyetik ve parçacık tipi radyasyonlar bir atomdan elektron koparacak yeterli enerji sahip değilse atomu iyonlaştıramaz. Bunlar iyonlaştırıcı olmayan radyasyon olarak adlandırılır. Cep telefonu ve radyo dalgaları, yüksek gerilim hatları, radarlar, mikrodalgalar, kızıl ötesi, morötesi ve görünür ışık

iyonlaştırıcı olmayan radyasyona örnektir (Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu, 2023).

Uluslararası atom enerjisi kurumu (IAEA) “Temel Güvenlik Standartlarında” iyonlaştırıcı radyasyon ifadesi yerine radyasyonu kullanmaktadır. Bu tezin tamamında da iyonlaştırıcı radyasyon ifadesi yerine radyasyon kelimesi kullanılacaktır.

2.2.1. Alfa radyasyonu

Bir atom çekirdeğinde proton ile nötron sayısı arasındaki fark proton yönünde çok fazla ise çekirdek kararsız halde bulunur ve alfa parçacığı yayımlar. Alfa parçacıkları atomun çekirdeğinden yayılan, iki proton ile iki nötron içeren ve pozitif (+2) yüke sahip parçacıklardır. Alfa parçacıkları Helyum atomunun çekirdeği ile aynıdır. Alfa bozunumu Denklem 2.1 ile ifade edilmiştir.



Alfa parçacıkları ağır ve yüklü oldukları için herhangi bir madde içerisinden geçerken ortamı iyonlaştırır ve bu sebeple enerjilerini hızlı bir şekilde kaybederler. Dolayısıyla etkileştiği ortam içinde giriciliği çok azdır. Bir kağıt parçası veya insan derisi gibi ince bir zırh alfa radyasyonunu durdurmak için yeterli olur. Ancak alfa radyasyonu etkileştiği ortamda yüzeysel iyonlaşmayı fazla yaptığı için biyolojik materyallere dökülmesi ve bulaşması engellenmelidir (Akyıldırım, 2011).

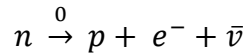
2.2.2. Beta radyasyonu

Radyoaktif çekirdeklerdeki proton veya nötron parçacıklarının sayısı dengesiz olduğunda kararsız çekirdekler olarak tanımlanır ve bu durumda bir nötron protona veya bir proton nötrona dönüşerek veya bir atomik elektron yakalayarak izobarik çekirdeklere bozunurlar. Bu olay beta bozunması olarak ifade edilir (Akkaş, 2015).

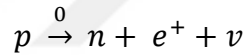
Eğer çekirdek içinde bir nötron protona dönüşüyorsa bir elektrona (e^-) özdeş negatif β^- çekirdekten yayınlanır ve çekirdek içindeki pozitif yük bir birim artarak protonlar arasındaki itme kuvvetini artırır. Bunun tersi olan protonun nötrona dönüşmesi durumunda ise pozitron (e^+) olarak adlandırılan β^+ yayınlanarak çekirdek içinde nükleer yük bir birim azalır ve protonlar arasındaki itme kuvveti azalır. Proton-nötron arasındaki bu şekildeki değiş tokuş atom çekirdeğinde denge

sağlayarak, atomu kararlı hale dönüştürür. Beta bozunması üç şekilde gerçekleşebilmektedir. Bunlar elektron yayınımları olarak adlandırılan β^- bozunması, pozitron yayınımları olarak adlandırılan β^+ bozunması ve çekirdeğin bir atomik elektron yakalamasıdır (Krane, 2006).

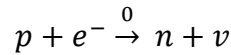
Nötron zengini çekirdekte nötron sayısının fazla olmasından dolayı ($N > Z$) kararsız halde bulunur. Çekirdek fazla enerjisini bir nötron protona dönüştürerek bir elektron ve bir anti nötrino yayınımları ile dışa verir ve daha kararlı olan son ürüne dönüşür. β^- bozunması denklem 2.2'de gösterilmiştir.



Eğer kararsızlık çekirdeğin proton zengini yani protonun nötrondan fazla ($Z > N$) olmasından kaynaklı ise bir proton bir nötrona dönüşür ve pozitron ile nötrino yayınımları ile çekirdek fazla enerjisini dışa verir. Bu durumda pozitron, pozitif yüklü elektron gibi davranır ve elektronla aynı kütleye sahip olur. β^+ bozunması denklem 2.3'te gösterilmiştir.



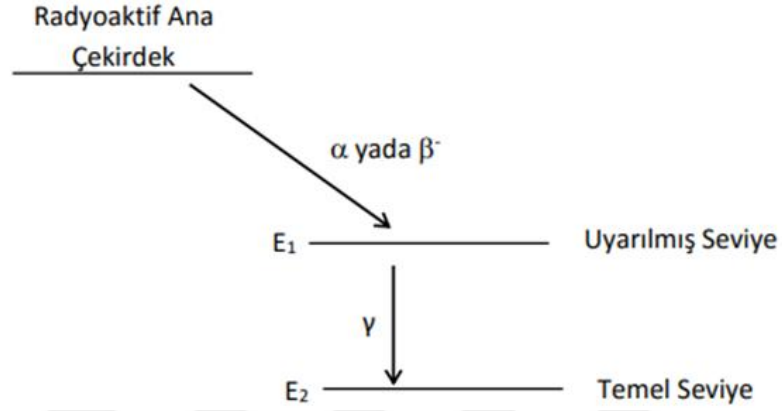
Beta (β^+) bozunumuna alternatif bir yol da çekirdeğin elektron yakalamasıdır. Bu durum da proton zengini çekirdek bir proton ve bir atomik elektrondan, bir nötron ve bir nötrinoya dönüşür. Çekirdeğin elektron yakalaması denklem 2.4'te gösterilmiştir.



Elektron yakalanması genellikle atomun en iç yörüngesinden gerçekleştiği için bu süreç çoğunlukla K yakalaması olarak adlandırılır. Bu süreç sonunda kütle numarası aynı kalırken proton sayısı 1 eksilir (Akyıldırım, 2011).

2.2.3. Gama radyasyonu

Bir çekirdek radyoaktif bozunma ile alfa veya beta parçacığı yaydıktan sonra genellikle temel durumda yani kararlı halde bulunmaz. Uyarılmış durumdaki bu çekirdek fazla enerjisini temel duruma geçmek için elektromanyetik radyasyon halinde gama ışını adıyla yayınlar. Enerji seviyeleri arasındaki bu geçiş 10^{-9} saniye sürmektedir. Şekil 2.2’de bir çekirdeğin gama ışınları yayınlanması ile enerji seviyelerindeki değişim gösterilmiştir.



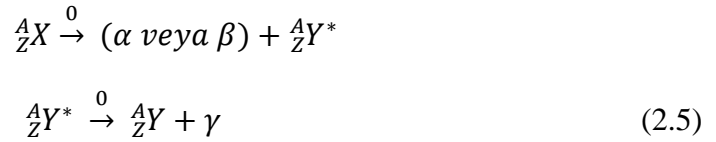
Şekil 2.2: Gama Işınları Yayınlanması

Kaynak: (Bilge, 1985)

Gama ışını foton enerjisi çekirdeğin uyarılmış enerji seviyesinden temel enerji seviyesi inerken ΔE 'lik bir geçiş enerjisine sahip olur. Geçiş enerjisi denklem 2.5'te verilmiştir.

$$E_\gamma = E_1 - E_2 \quad (2.4)$$

Bir çekirdeğin gama bozunmasından sonra proton ve nötron sayısı yani kütle numarası aynı kalır. Denklem 2.6'da gama bozunması verilmiştir.



Gama radyasyonu yüksek enerji seviyesine sahip olduğu için alfa ve beta parçacıklarına kıyasla madde içindeki giriciliği çok daha fazla olmaktadır. Buna karşın iyonlaştırma yeteneği çok daha azdır (Bilge, 1985).

2.2.4. Nötronlar

Nükleon ailesinin üyesi olan nötron (n) atom çekirdeğindeki 2 temel parçacıktan biridir. İlk olarak Chadwick tarafından keşfedildiği kabul edilmektedir (Krane, 2006). Kütlesi neredeyse protonla aynı olmasına karşın elektriksel bir yüke sahip değildir. Çekirdek dışında ömrü dakikalar mertebesinde ve kararlı değildir (Akyıldırım, 2011). Atom çekirdeğinin de meydana gelen nükleer tepkimeler neticesinde nötron radyasyonu (veya parçacığı) yayımlanır. Nötron parçacığı bir yüke sahip olmadığı için Colulomb kuvvetinden etkilenmez. Yüksek enerjili nötronlar başka bir atom çekirdeğiyle yaptıkları çarpışmalar sonucunda enerjilerini azaltarak düşük enerjili nötronlara dönüşür. Bu işleme yavaşlatma denir. Bu nedenle de maddeye nüfuz etmesi çok kolaydır (Krane, 2006).

Çekirdeklerin nötron bozunmasıyla yapılarında iki şekilde değişme olmaktadır. Bunlardan ilki gecikmeli nötron bozunumudur. Burada elementin farklı izotopu oluşur ancak türü değişmez. Bu çekirdekler α ve β yayımlayarak hafif ve kararlı bir çekirdeğe ulaşmaya kadar azaltır ve sonuçta küçük çekirdeği oluşturur. Bu olay sırasında uyarılmış küçük çekirdek meydana gelir. Bu küçük çekirdeğin γ ışınması şeklinde elektromanyetik radyasyon yayarak oluşan kararsız izotopudur. Fakat bu uyarılmış çekirdeğin enerjisi halen yüksek olduğundan nötron parçacığı yayımlayarak nihai küçük çekirdeği oluşturur (Krane, 2006).

Diğer değişiklik ise ^{235}U atomunun da gerçekleşen kendiliğinden fisyonudur. Bazı yüksek enerjili ağır çekirdeklerin kendiliğinden daha hafif iki çekirdeğe ayrılmasını ifade eder. Bu ayrılma sonucunda çekirdek türüne göre 2 veya 4 nötron yayımlanabilir ve α ile β bozunmaları da aynı anda birlikte gerçekleşebilir (Martin, 2006/2013).

Nötron radyasyonu sahip olduğu enerji miktarlarına göre sınıflandırılmaktadır. Çizelge 2.1'de nötronların enerjileri göre çeşitleri verilmiştir.

Çizelge 2.1: Nötronların Enerjilerine Göre Sınıflandırılması

Nötron Tipi	Enerji
Soğuk Nötronlar	< 0.0253 eV
Termal Nötronlar	0.0253 eV
Epitermal Nötronlar	0.0253 ev – 1 eV
Epikadmiyum Nötronlar	> 1eV
Yavaş Nötronlar	0.0253 – 100 eV
Ara Nötronlar	0.5 – 10 ⁴ eV
Hızlı Nötronlar	0.01 – 10 MeV
Yüksek Enerjili Nötronlar	>10 MeV

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

2.4. Radyasyonun Madde ile Etkileşimi

Günümüzde sağlık sektörü, havacılık uzay teknolojileri ve nükleer santraller başta olmak üzere birçok sektör de ve alanda radyasyon kullanılmaktadır. Bu kullanım esnasında radyasyon madde ile etkileşmekte ve malzemeler üzerinde değişim meydana getirebilmektedir. Bu değişimin en önemli belirtisi de radyasyon enerjisindeki meydana gelen azalmalardır. Yüklü parçacıklar çoğunlukla, iyonizasyonla enerjilerinin büyük kısmını kaybederken, nötronlar ve fotonlar, madde ile soğurma ve saçılma etkileşimleri ile enerji aktarırlar. Çizelge 2.2’de temel radyasyon çeşitlerinin madde ile etkileşme özellikleri verilmiştir.

Çizelge 2.2: Radyasyon Çeşitlerinin Madde ile Etkileşme Özellikleri

Radyasyon	Yük	Enerji	Havadaki Menzil	Sudaki Menzil
α parçacıkları	+2	3-10 MeV	2-10 cm	20-125 μ m
β^+ , β^- parçacıkları	± 1	0-3 MeV	0-10 m	<1cm
Nötronlar	0	0-10 MeV	0-100 m	0-1 m
X-ışınları	0	0.1-100 MeV	m-10m	mm-cm
Gama ışınları	0	0.01-10 MeV	cm-10m	mm-10cm

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

Bir malzemenin radyasyon zırh özelliği, radyasyon enerjisinde meydana getirdiği azalmaları ifade etmektedir. Malzemenin radyasyon zırh özelliği farklı radyasyon çeşitlerine göre değişiklik göstermektedir. Bu sebeple radyasyon çeşitlerine göre kullanılan zırh malzemeleri de değişiklik göstermektedir. Radyasyonun madde ile etkileşmesi yüklü parçacıkların, gama ışınlarının ve nötron

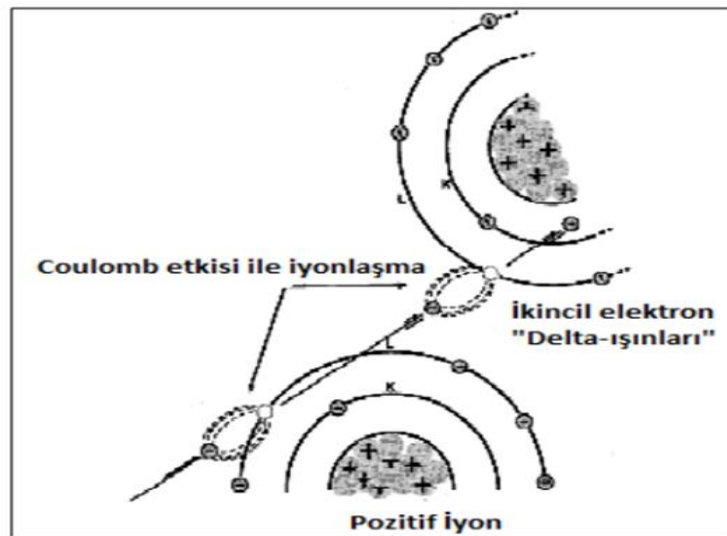
parçacıklarının madde ile etkileşimi olmak üzere 3 başlıkta incelenebilir (Knoll, 2002).

2.4.1. Yüklü parçacıklar

Madde ile yüklü parçacıkların etkileşimi, yüklü parçacıkların maddenin atomları ile elastik olmayan çarpışması ve bunun sonucunda atom çekirdeğinden elastik saçılmanın meydana gelmesiyle gerçekleşir. Yüklü parçacıklar bir atomun içinden geçerken kinetik enerjileri azalır ve geliş doğrultularında sapmalar oluşur. Bu iki özellikleri yüklü parçacıklar karakterize eder. Madde ile yüklü parçacıkların etkileşimi hafif yüklü parçacıklar ve ağır yüklü parçacıklar olmak üzere iki başlıkta incelenir.

2.4.1.1. Ağır yüklü parçacıklar

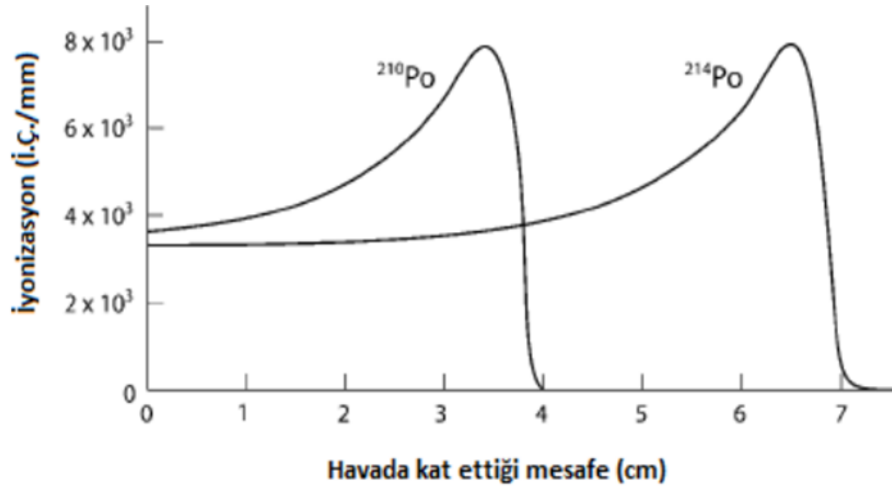
Yüklü parçacıkların (Proton, döteron ve alfa) kendi pozitif yükleri ile soğurucu maddedeki atomların yörünge elektronlarının negatif yükleri arasında Coulomb kuvveti ile etkileşim meydana gelir. Bu etkileşimden gelen ağır yüklü parçacıkların kinetik enerjisi madde atomlarının iyonlaşma enerjisinden yeteri kadar büyük ise, yüklü parçacıklar enerjisini atomlara aktararak onları iyonlaştırır. Bu iyonlaşma belli bir mesafe de yüklü parçacığın enerjisi bitinceye kadar devam eder. Bunun sonucunda oluşan negatif iyonlar tekrar iyonlaşmaya sebep olur ve oluşan elektronlar delta ışınları olarak adlandırılır. Şekil 2.3.'de şematik olarak atomun yüklü parçacıkla etkileşimi verilmektedir (Knoll, 2002).



Şekil 2.3: Atomun Yüklü Parçacıkla İyonizasyonu

Kaynak: (Knoll, 2002)

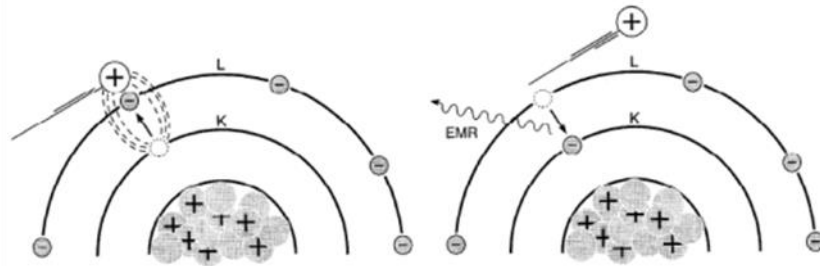
Madde içerisinde yüklü parçacıkların enerjilerini tamamen bitirerek durdukları mesafe menzil olarak adlandırılır (Knoll,2002). Ağır yüklü parçacıkların madde içerisinde kat ettiği yol doğrusal olmakla beraber, genellikle kısadır. Yüklü parçacıklar soğurucu maddede katettiği mesafe ile de karakterize edilebilmektedir. Şekil 2.4'te hava içerisinde iki farklı alfa kaynağının (^{210}Po , 5.304 MeV ve ^{214}Po , 7.687 MeV) oluşturduğu iyonizasyonun mesafe ile değişimi verilmektedir.



Şekil 2.4: Hava İçerisinde İki Farklı Alfa Kaynağının Oluşturduğu İyonizasyonun Mesafe ile Değişimi

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

Yüklü parçacıkların madde ile etkileşmesi sadece iyonlaşma ile değil, elektronların uyarılması şeklinde de olabilmektedir. Bu olay elektron uyarılmasından gelen ağır yüklü parçacığın enerjisinin atomun iyonizasyon enerjisinden daha az olduğu koşullarda gerçekleşmektedir. Yüklü parçacık ile etkileşime giren maddenin atomları yüklü parçacığın enerjisini alarak üst enerji seviyesine geçer. Fakat parçacık uyarıldıktan sonra bir foton yayımlar. Bu olay parçacığın enerjisini azaltarak düşük enerji seviyeye geçmesine yol açar. Şekil 2.5'te maddenin yüklü parçacık ile uyarılması verilmektedir.



Şekil 2.5: Atomun yüklü parçacıklar ile uyarılması

Kaynak: (Knoll, 2002)

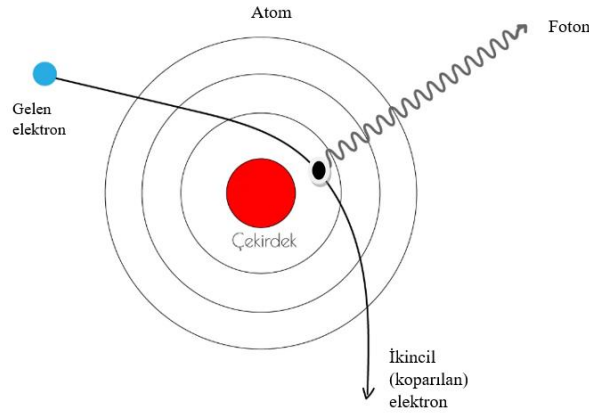
2.4.1.2. Hafif yüklü parçacıklar

Hafif yüklü parçacıklar elektronlar (e^-), pozitronlar (e^+) ve beta parçacıklarını ifade etmektedir. Beta parçacıkları atom çekirdeğinden yayılan yüksek hıza sahip elektronlardır. MeV mertebelerinde büyük enerjiye sahip olmaları ve kütlelerinin hafif olmasıyla neredeyse ışık hızına yakın hızlarda hareket ederler. Beta parçacıkları madde ile etkileşimde enerjilerini dört farklı şekilde kaybederler. Bunlar;

- Direk iyonizasyon
- İyonizasyon sebebiyle yayınlanan elektronların oluşturduğu delta ışınları
- Bremsstrahlung ile enerji kaybı
- Cerenkov radyasyonudur.

Bu dört farklı etkileşim içinde en fazla gerçekleşme ihtimali olanlar bremsstrahlung ışınımı ve direk iyonizasyondur (Martin, 2006/2013).

Beta parçacıklarının ışık hızına yakın bir hıza sahip olduklarından yüksek kütleli bir madde ortamından geçerken, elektron yörüngeleri arasındaki geçişlerden meydana gelen X-ışınlarına ek olarak, frenleme radyasyonu olarak bilenen bremsstrahlung ışınımı üretirler. Bu ışınım, hedef atomun çekirdeği ile karşılaşan elektronun yönünü ve hızını çok çabuk değiştirmesi sonucu meydana gelmektedir. Burada beta parçacıklarının kaybettikleri enerji miktarları bremsstrahlung fotonuna aktarılan enerji miktarına eşittir. Beta parçacığının kaybettiği enerjinin ışınım yayınlanmasına dönüştürüp dönüştürmeyeceği, hedef çekirdeğe doğru ilerlediği yola ve oluşturduğu sapmaya bağlıdır. Şekil 2.6'da bremsstrahlung ışınımının şematik gösterimi verilmiştir (Martin, 2006/2013).



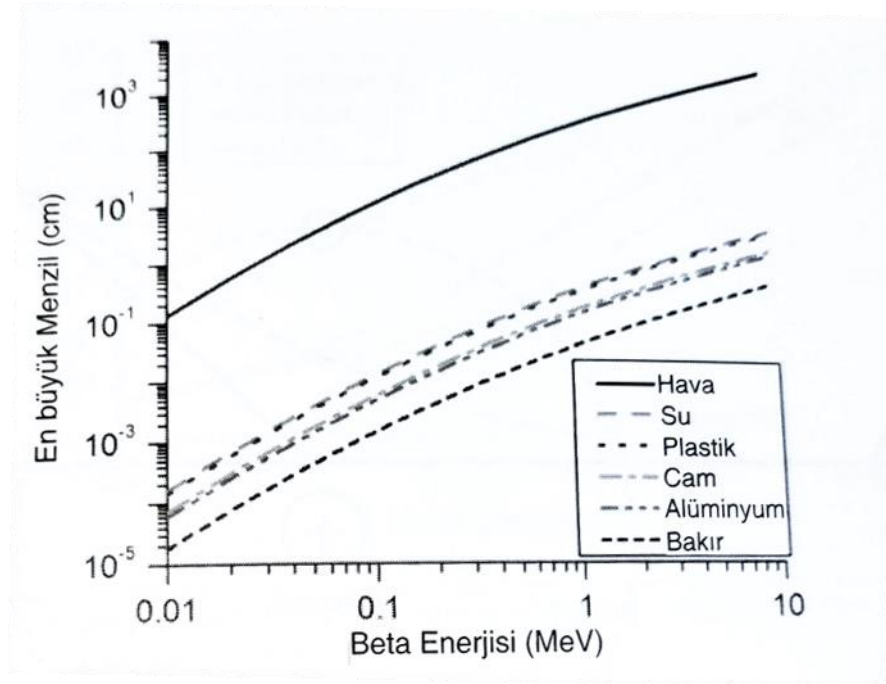
Şekil 2.6: Bremsstrahlung (Frenleme) Işınımı

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

Bir atomda üretilen bremsstrahlung ışınının verimi ve kesri, soğurucuya çarpan elektronların enerjisi ve soğurucu malzemenin atom numarası ile orantılı olarak değişmektedir. Soğurucudan geçerken beta parçacıklarının hızları çok hızlı bir şekilde azalmaktadır. Bu olayın analitik tanımı zor olduğundan deneysel veriler ile beta parçacıklarının enerjilerin kesrine dayalı bir model oluşturulmalıdır. Bu model ile radyasyon korunmada kullanılacak malzeme seçimi ve kalınlık tayini yapılmalıdır. Ayrıca bir beta parçacığının veya elektronunun zırh malzemesine bağlı olmayarak alabileceği en uzak mesafe Katz ve Penfold (1952) tarafından verilen ve denklem 2.6'da gösterildiği gibi deneysel ifade ile de hesaplanabilir (Martin, 2006/2013).

$$R_{maks} \left[\frac{g}{cm^2} \right] = \begin{cases} 0.412E^{1.265-0.0954 \ln(E)}, & 0.01 \leq E \leq 2.5 \text{ MeV} \\ 0.530E - 0.106, & 2.5 \leq E \leq 20 \text{ MeV} \end{cases} \quad (2.6)$$

Burada E, elektronların kinetik enerjisini, q ise zırh malzemesinin yoğunluğunu ifade etmektedir. Bu denklem ile en uzak mesafe bilindiğinde gerçek nüfuz mesafesi R_{maks}/q ile hesaplanabilir. Ayrıca malzemenin yoğunluk kalınlığı diğer soğurucu malzemeler ile karşılaştırılabilir. Şekil 2.7'de bazı yaygın kullanılan radyasyondan koruyucu malzemelerinin beta parçacığının enerjisine göre madde içerisindeki nüfuz mesafeleri verilmiştir.



Şekil 2.7: Yaygın Kullanılan Materyallerde Beta Parçacığının Menzili

Kaynak: (Knoll, 2002)

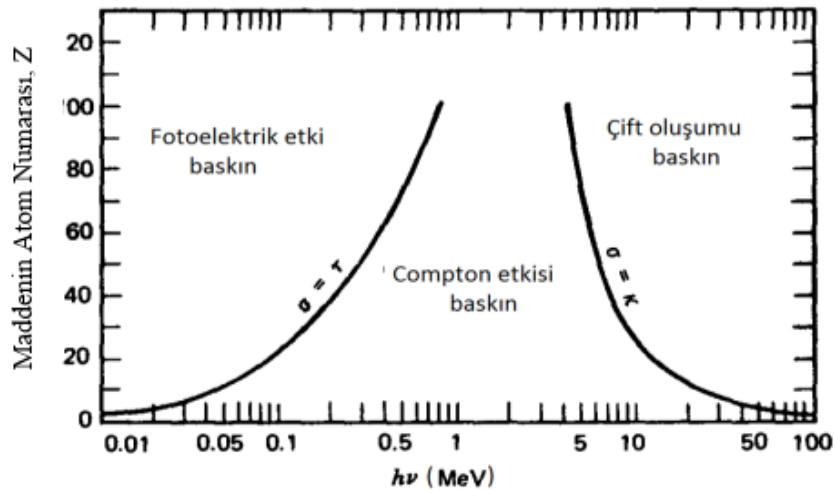
2.4.2. Gama radyasyonunun madde ile etkileşimi

Elektromanyetik radyasyon olarak da bilinen fotonların (gama ve X ışınları) kütleleri bulunmaz ve yüksüzdürler. Bu sebeple elektrik ve manyetik alandan etkilenmezler. Fotonlar aynı enerji de bulunan alfa ve beta parçacıklarının aksine daha fazla nüfuz etme gücüne ve daha uzun menzile sahiptirler. Gelen fotonun momentumu h/λ , enerjisi $h\nu$ ve enerjisi momentum cinsinden $E= p.c$ olarak tanımlanmaktadır.

Fotonların madde içerisinde geçerken azalmalarını ve enerji depolamalarını içeren temel etkileşimlerini 3 şekilde gerçekleştirmektedirler. Bunlar;

- Fotoelektrik etkileşimler
- Compton saçılması
- Çift oluşumu

şeklinde ifade edilmektedir (Martin, 2006/2013). Fotoelektrik etkileşim ve çift oluşumunda fotonlar soğururken, compton saçılma etkileşimde fotonlar da saçılma meydana gelmektedir. Gelen fotonun enerjisi ve fotonun etkileşimde olduğu maddenin atom numarasına bağlı olarak gerçekleşen etkileşimler Şekil 2.8'de verilmektedir (Knoll, 2002). Meydana gelen etkileşimler, fotonların madde içerisinde daha uzun mesafeler de giricilik yaptığını ve belli mesafeden sonra şiddetlerinde azalma meydana geldiğini göstermektedir.



Şekil 2.8: Gama Fotonlarının Madde ile Etkileşmesi

Kaynak: (Knoll, 2002)

Buradaki etkileşme enerjileri fotona ve etkileşim sağladığı koruyucu malzemeye göre değişiklik göstermektedir. Ayrıca her etkileşimin için farklı kısmi zayıflatma katsayısı bulunur. Bunlar; fotoelektrik etkileşim için τ , Compton saçılması için σ ve çift oluşumu için κ sembolleri ile ifade edilmektedir. Kısmi zayıflatma katsayıları toplanarak toplam zayıflatma katsayısı μ bulunur (Hubbell, 1982). Denklem 2.7’de toplam zayıflatma katsayısı verilmiştir.

$$\mu = \tau + \sigma + \kappa \quad (2.7)$$

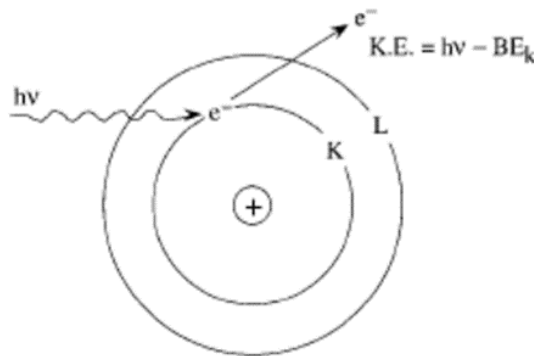
2.4.2.1. Fotoelektrik etkileşimler

Fotoelektrik etkileşim, $E=hv$ düşük enerjiye sahip bir fotonun yörünge elektronu ile çarpışarak, elektronu atomun yörüngesinden çıkarmasıdır. Burada fotonun enerjisi, elektronun yörüngedeki bağlanma enerjisi ve yörüngeden çıkan elektronun kinetik enerjisi toplamına eşit olmaktadır. Bu olaydaki enerji aktarımı Denklem 2.8’de verilmiştir.

$$\text{K.E.} = hv - E_{\text{bağlanma}} \quad (2.8)$$

Burada K.E., yörüngeden ayrılan elektronun kinetik enerjisini, hv gama ışının enerjisini ve $E_{\text{bağlanma}}$ elektronun yörüngeye bağlanma enerjisini ifade etmektedir ((Martin, 2006/2013).

Yörüngeden atomun dışına çıkan elektronun oluşturduğu boşluğu başka yörüngedeki elektron tarafından doldurulmaktadır. Yörüngeler arasındaki elektron geçişi sırasında karakteristik X ışını ile Auger elektronu diye adlandırılan elektronların yayını gerçekleşmektedir. Karakteristik X ışının enerjisi iki yörüngenin enerji farkına eşittir. Şekil 2.9’da fotoelektrik olayı şematik olarak gösterilmektedir.



Şekil 2.9: Fotoelektrik Olay

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

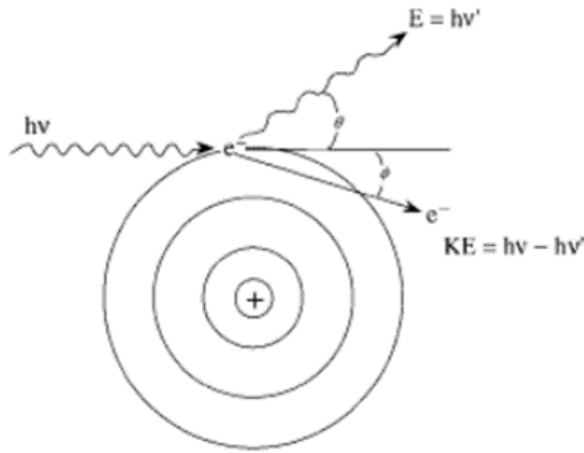
Fotoelektrik etkileşimde soğurma katsayısı τ , Denklem 2.9’da verilmiştir. Bu eşitlikte Z , zırh malzemenin atom numarasını, E ise malzeme tarafından absorplanan fotonun enerjisini ifade etmektedir.

$$\tau \sim \text{sabit} \times (Z^5/E^3) \quad (2.9)$$

Bu eşitliğe göre gerçekleşmesinde soğurucu malzemenin atom numarası ile fotonların enerji seviyeleri arasında bir bağlantı bulunmaktadır. Fotoelektrik etkileşim yüksek atom numaralı zırh malzemesi ve düşük enerjili fotonlarda (0.5 MeV’den daha az) gerçekleşmektedir (Martin, 2006/2013).

2.4.2.2. Compton etkileşimleri

Compton saçılımı, gama ışınlarının 0.5-1 MeV aralığındaki orta enerji seviyesinde baskın olarak görülen etkileşimlerdir. Burada bir foton ile atomun dış yörüngesinde çok zayıf bağlı bir elektron arasında gerçekleşen çarpışmadır. Bu çarpışma da foton enerjisini elektrona aktararak azaltır, yeni bir doğrultu da dalga boyunu artırarak yoluna devam eder. Çizelge 2.10’da Compton saçılma etkileşimleri şematik olarak verilmiştir.



Şekil 2.10: Compton Olayı

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

Compton saçılmasına uğrayan fotonun dalga boyunda gerçekleşen değişim $\lambda' - \lambda$ şeklinde ifade edilerek Denklem 2.10’da verilmiştir.

$$\lambda' - \lambda = \frac{h}{M_0c}(1 - \cos\theta) = 0,024264 (1 - \cos\theta) \text{ \AA} \quad (2.10)$$

Burada λ' ve λ sırası ile etkileşime uğrayan fotonun etkileşimden sonra ve önceki dalga boylarını ifade etmektedir. Compton dalga boyu olarak adlandırılan h/m_0c ise yaklaşık olarak $2,4264 \times 10^{-10}$ sayısal değere sahiptir (Martin, 2006/2013).

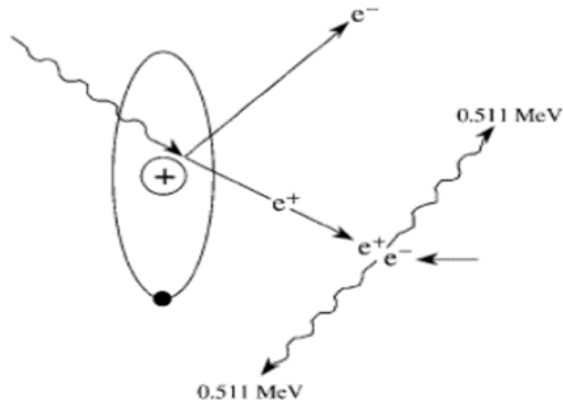
Compton etkileşim katsayısı σ , Denklem 2.11'de verilmiştir.

$$\sigma \sim \text{sabit} \times (Z/E) \quad (2.11)$$

Burada σ , malzemenin atom numarası (Z) ile doğru orantılı, fotonun enerjisi (E) ile ters orantılı olarak değişmektedir (Martin, 2006/2013).

2.4.2.3. Çift oluşumu

Bir atom çekirdeğinin elektromanyetik alanı ile etkileşen yüksek enerjili bir foton ($>1,022$ MeV) enerjisini, biri elektron biri pozitron olmak üzere bir çift elektrona dönüştürür. Bu etkileşim çift oluşumu olarak ifade edilmektedir. Bu olayda enerji korunduğu için, durgun kütle haricindeki $h\nu - 1,022$ MeV'lik enerji pozitron ve elektron arasında kinetik enerjiye dönüşerek paylaşılmaktadır. Fakat pozitron ile elektron arasındaki bu enerji paylaşımı eşit miktarda gerçekleşmez. Ardından oluşan pozitron, ortamda serbest halde bulunan bir elektronla etkileşerek iki tane 0.511 MeV enerjili foton meydana getirir ve yok olur. Çift oluşumunun şematik gösterimi Şekil 2.11'de verilmektedir (Martin, 2006/2013).



Şekil 2.11: Çift Oluşumu

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

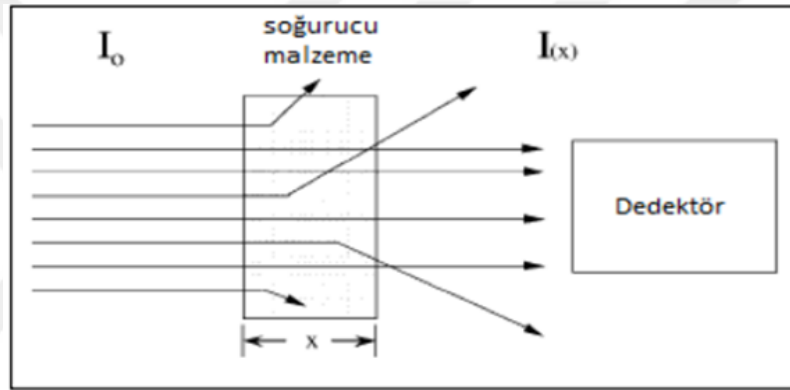
Çift oluşum etkileşme katsayısı κ , malzemesinin atom numarasına ve gama foton enerjisine bağlıdır ve Denklem 2.12'ye göre hesaplanmaktadır.

$$\kappa \sim \text{sabit} \times Z^2 \times (E - 1.022) \quad (2.12)$$

Burada Z, malzemesinin atom numarasını, E ise soğurulan fotonun MeV cinsinden enerjisini ifade etmektedir (Martin, 2006/2013).

2.4.2.4. Gama radyasyonu lineer zayıflatma katsayısı

Gama veya X ışınları madde ile etkileştiğinde soğrulma, saçılma ve maddeden etkileşmeksizin geçme şeklinde üç farklı olay meydana gelebilmektedir. Madde tarafından soğrulan fotonlar dedektöre ulaşmaz ve madde içinde enerjileri kaybederek yok olur. Saçılma gösteren fotonların her biri saçıldığı açıya göre enerjileri azalarak maddeden geçer. Madde içinde herhangi bir etkileşim yapmadan geçen fotonlar ise başlangıç enerjilerinde olur ve bu fotonlar dedektöre ulaşır. Şekil 2.12’de bu durumlar şematik olarak gösterilmiştir.



Şekil 2.12: Radyasyonun Madde İçinde Soğrulması

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

Madde içinde soğurulan bir fotonun şiddeti üstel olarak azalır. Soğurucu maddenin kalınlığı ile radyasyon şiddetiyle bağlantı olan matematiksel eşitlik Denklem 2.13’te verilmiştir.

$$-\frac{dI}{dx} = \mu I \quad (2.13)$$

Bu denklemin integralı alınırsa;

$$I_x = I_0 e^{-\mu x} \quad (2.14)$$

elde edilir. Burada I_0 gelen foton demetinin şiddeti, I_x , x kalınlığındaki soğurucu maddeden geçen foton demetinin şiddeti ve μ lineer zayıflatma katsayısıdır. μ , soğurucu maddenin birim kalınlığına bağlı olarak etkileşime girme olasılığını ifade eder. Foton demetinin soğurucu madde ile etkileşiminde fotoelektrik, Compton, çift oluşumu için ayrı ayrı lineer azalma katsayılarını oluşturur ve bu

durumda toplam zayıflatma katsayısı ile hesaplanır. Denklem 2.7’de toplam zayıflatma katsayısı ifade edilmiştir.

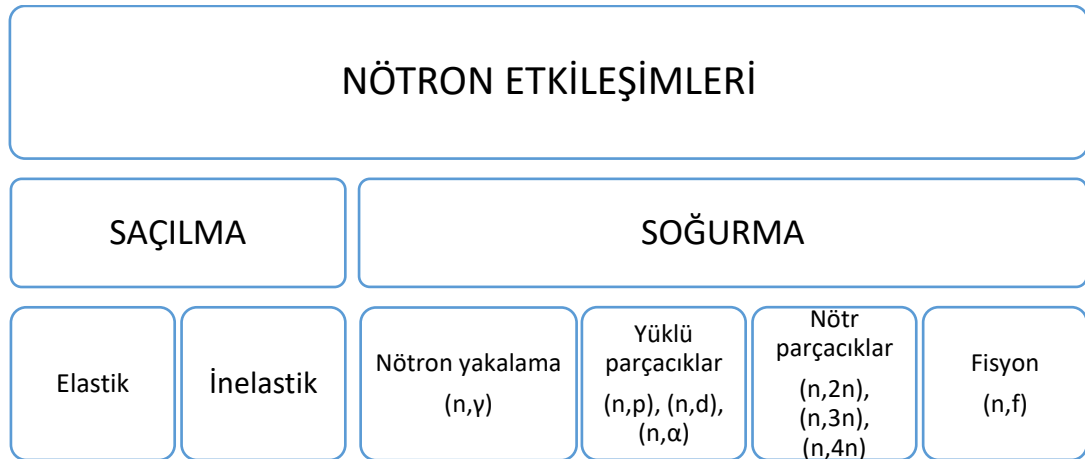
Radyasyon dozunu belirleme de soğurucu maddenin yoğunluğu doğrudan etki yapmaktır. Foton demeti akısının da bilindiği durumlar da kütle enerji soğurma katsayısının kullanılması, lineer zayıflatma katsayısına göre daha doğru sonuçlar vermektedir. Kütle enerji soğurma katsayısı μ_{en} (cm^2/g) Denklem 2.15’te verilmiştir.

$$\mu_{en} = \frac{\mu}{\rho} \quad (2.15)$$

Burada μ , lineer zayıflatma katsayısını ρ ise soğurucu maddenin yoğunluğunu ifade etmektedir (Martin, 2006/2013).

2.4.3. Nötron parçacıklarının madde ile etkileşimi

Nötron parçacıklarının bir elektrik yükü olmadığından ortamda Coulomb etkileşmesine girmez. Ancak bir atom çekirdeği ile çarpıştıklarında enerjilerini kaybederler. Bu nedenle de atom çekirdeklerine nüfus etmeleri çok kolaydır (Tsoulfanidis, 2011). Bir nötron parçacığı bir atomun çekirdeği ile birçok farklı şekilde etkileşime girebilir. Şekil 2.13’te nötron ile çekirdek etkileşimleri gösterilmektedir.



Şekil 2.13: Nötron etkileşiminin şematik gösterimi

Kaynak: (Rinard, 1970)

2.4.3.1. Nötron parçacıklarının etkileşim mekanizmaları

Bir radyasyon kaynağından gelen nötronların sayısı zırh malzemesi ile azaltılmasına radyasyonun zayıflaması ya da zayıflatılması, etkileştiği maddede tutulan enerjiye de soğrulma denir. Temel olarak nötron parçacıklarının madde ile iki

fiziksel etkileşim türü vardır. Bunlar çekirdek tarafından nötronların saçılması ve nötronların soğurulması ya da diğer adıyla nötron yakalama olaylarıdır (Akkaş, 2015).

2.4.3.2. Saçılma reaksiyonu

Nötron parçacıklarının atom çekirdeği ile etkileşimleri sonucunda enerjilerinin tamamını veya bir kısmı vermesi sonucunda serbest nötron adı verilen hale dönüşürler. Bu olay saçılma reaksiyonu olarak ifade edilir.

Bir nükleer reaksiyonu

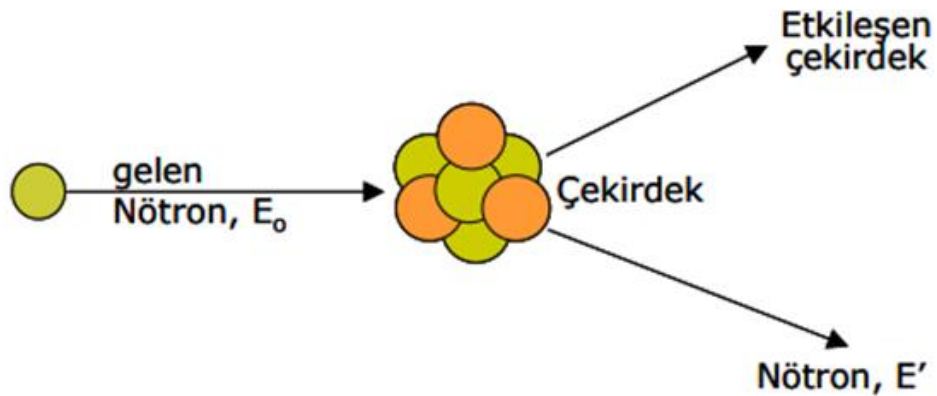
$$a + X \rightarrow Y + b$$

biçimde ifade edip,

$$X(a,b)Y$$

şeklinde gösterelim. Burada X hedef çekirdek, a hızlandırılan parçacık ve b ile Y nükleer reaksiyon sonucu oluşan ürünlerdir. Y reaksiyon sonucundaki hedef çekirdeği, b ise ölçülebilen ve tespit edilebilen bir nötron parçacığını ifade eder. Bu gösterim (α, n) veya (n, γ) gibi ortak özelliklere sahip reaksiyonların gösteriminin doğal bir yoludur. Hedef çekirdeğe gelen ve giden parçacıklar aynı (X ve Y de aynı çekirdekler) ise buna saçılma reaksiyonu denir.

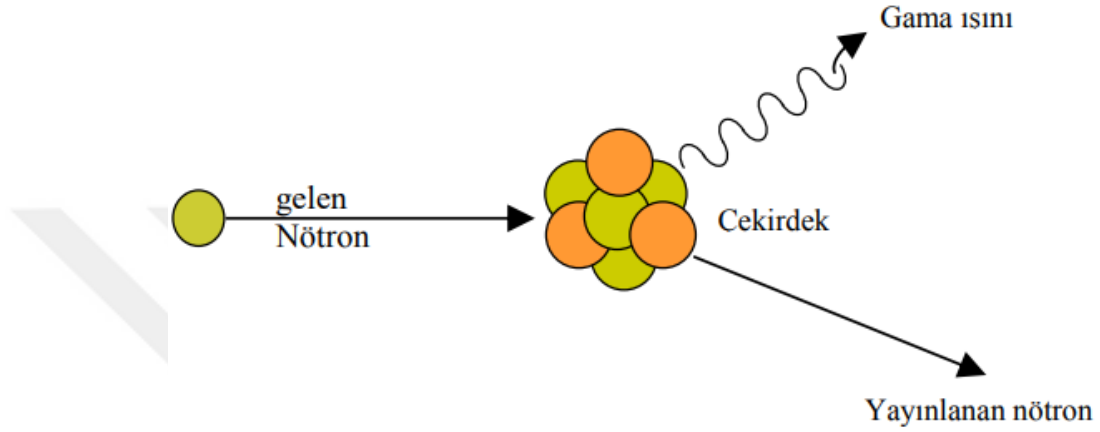
Saçılma reaksiyonu iki şekilde gerçekleşmektedir. Bunlarda ilki elastik saçılmadır ve (n,n) reaksiyonu ile gerçekleşir. Burada Y ve b taban durumda bulunur (Krane, 2002). Elastik saçılma da hedef çekirdeğin ile etkileşime girdiği nötronun toplam kinetik enerjisi korunmaktadır. Ancak parçacığın yayılma yönü değişmektedir (Akkaş, 2015). Şekil 2.14'te bir elastik saçılma şematik olarak gösterilmiştir.



Şekil 2.14: Nötronun Elastik Saçılması

Kaynak: (Büyük, 2013)

Diğer saçılma reaksiyonu elastik olmayan saçılmadır ve (n, n') ile $(n, n'\gamma)$ reaksiyonları gerçekleşir. Elastik olmayan saçılma da nötron parçacığının kinetik enerjisinde artış veya azalış şeklinde değişiklik meydana gelir. Nötron soğurucu ortamdaki çekirdekler ile etkileştiğinde onların uyarılmasına sebep olarak üst enerji seviyesine çıkartır (Akkaş, 2015). Reaksiyon ürünleri Y veya b uyarılmış duruma geçer. Burada uyarılma enerjisinin tamamına yakını gama ışını olarak yayınlanır (Krane, 2002). Şekil 2.15'te bir inelastik saçılma şematik olarak gösterilmiştir.



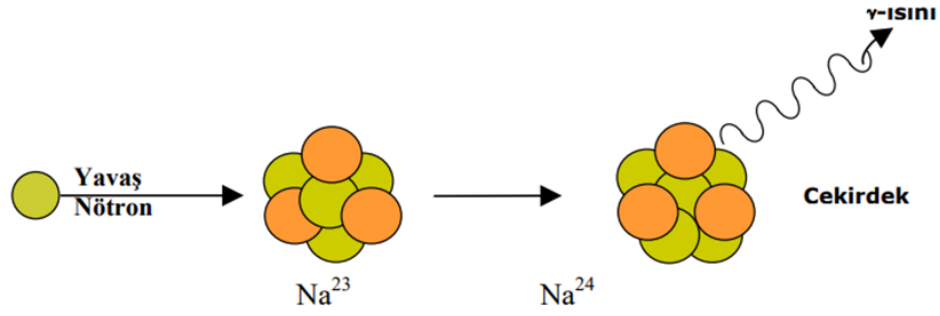
Şekil 2.15: Nötronun İnelastik Saçılması

Kaynak: (Büyük, 2013)

Esnek olmayan saçılma çoğunlukla enerjileri 1-2 MeV'in üzerindeki hızlı nötronlar ve büyük atom numaralı çekirdeklerde gerçekleşir. Esnek olmayan saçılma da uyarılma enerjilerinin çok büyük kısmı gama ışınına olarak yayınlandığı için, soğurucu ortamlar gama ışını kaynağı haline gelir. Nötron zırhları çoğunlukla bu gama ışınlarını soğurmak için yeterli olmaktadır (Martin, 2006/2013).

2.4.3.3. Nötronların soğurulması ve yakalama reaksiyonları

Yüksek enerjili nötronlar saçılma etkileşimlerinin ardından termal enerji seviyelerine gelerek yavaşlatılır. Böylelikle yavaşlatılan nötronlar soğurucu madde tarafından yakalanarak soğurulur. Bu etkileşimden sonra atom çekirdeğinden başka parçacıklar yayımlanır. Bu olaya soğurma denir. Şekil 2.16'te sodyum atomunun nötron yakalaması olayı şematik olarak gösterilmektedir.



Şekil 2.16: Nötron Yakalanması

Kaynak: (Büyük, 2013)

Nötronların soğurucu ortamdaki çekirdek tarafından yakalandığında yüklü parçacık yayınlanması ile nükleer reaksiyonlar meydana gelmektedir. Bu nükleer reaksiyonlar hızlı nötronlar için;

- Proton atılması (n,p)
- Alfa parçacığı atılması (n, α)
- İki nötron yayınlanması (n, 2n)
- Nükleer fisyon (n, f)

şeklinde birçok yakalama reaksiyon ile gerçekleşir. Termal veya yavaş nötronların yakalanması için

- Gama radyasyonu yayınlanması (n, γ)

şeklinde nükleer reaksiyonu gerçekleşmektedir (Akkaş, 2015). Bunlar içinde en baskın olan reaksiyon (n, γ)'dur (Bilge, 1985).

2.4.3.4. Nötron soğurma katsayısı

Nötron reaksiyon tesir kesiti, en basit tanımla nötron reaksiyon oluşumunun bağlı gerçekleşme olasılığının bir ölçüsüdür. Tesir kesiti nötronun enerjisine ve soğurucu maddenin özelliklerine bağlı olarak değişmektedir. Bir nötronun birim uzunluk başına herhangi bir madde ile etkileşme olasılığı çekirdek başı tesir kesit değeri σ ile ifade edilmektedir. Tesir kesitinin birimi barn (10^{-24} cm²/atom)'dır (Martin, 2006/2013). Tesir kesiti, birim alandaki soğurucu çekirdek sayısı N ile çarpılırsa, Denklem 2.16'da gösterilen Σ termal nötron soğurma katsayısını (makroskobik tesir kesiti) elde edilir (Knoll, 2002).

$$\Sigma = \sigma N \quad (2.16)$$

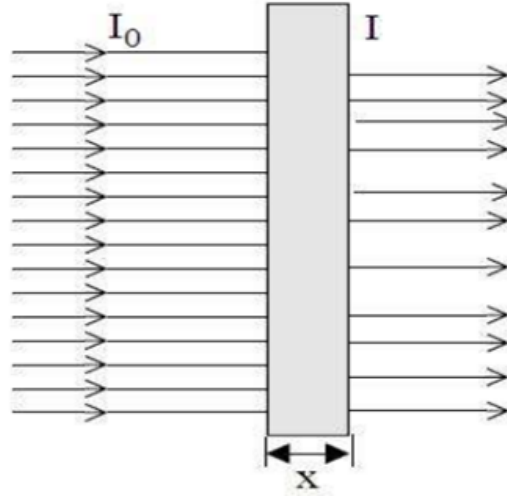
Bir madde ile nötronun enerjisine bağlı olarak etkileşmesi farklı şekillerde olur. Toplam makroskobik tesir kesit değeri denklem 2.17’de gösterildiği gibi nötron yakalaması, elastik saçılma, elastik olmayan saçılma, nükleer reaksiyonlar ve fisyon olmak üzere farklı etkileşimlerin toplamına eşittir (Knoll, 2002).

$$\Sigma_{\text{toplam}} = \Sigma_{\text{soğurma}} + \Sigma_{\text{elastik saçılma}} + \dots \quad (2.17)$$

Bir zırh malzemesine gelen nötron şiddeti, akış hızı veya akı olarak ifade edilir ve birim yüzeye düşen nötron sayısına (n/cm^2) eşittir. Soğurucu maddeden geçen nötronlar sayısı Denklem 2.18’de verildiği gibi ideal geometri de üstel şekilde azalır.

$$I(x) = I_0 e^{-\Sigma \cdot x} \quad (2.18)$$

Bu eşitlikte Σ makroskobik tesir kesiti, x ise hedef zırh malzemenin kalınlığını ifade etmektedir (Knoll, 2002). Şekil 2.17’de gösterildiği gibi bir radyasyon kaynağından x kalınlığındaki soğurucu malzemeye gelen nötron şiddeti I_0 , soğurucudan çıkan nötron şiddeti de I olarak ifade edilmiştir.



Şekil 2.17: Nötronların Zırh Malzemesi Tarafından Soğurulması

Nötron zırh malzemesi kurşun, demir, beton gibi tek başına bir maddeden oluşuyorsa nötron şiddetindeki değişimi belirleme de makroskobik tesir kesiti Σ kullanılmaktadır. Özellikle zırh malzemesi içerisinde hidrojen içeren malzeme kullanılırsa hesaplamalar da nötron zayıflatma katsayısı Σ_{nr} kullanılmalıdır. Nötron zayıflatma katsayısı her element için düzensiz bir şekilde değişir. Hidrojen elementi nötronları yavaşlatmayı diğer elementlere göre çok daha etkili bir şekilde gerçekleştirir. Bu sebeple de hidrojen içeren zırh malzemeleri sıklıkla kullanılmaktadır. Ancak hidrojen kullanımıyla nötron zayıflatma katsayıları daha

düzensiz bir şekilde değişir. Bu yüzden Σ_{nr} tek bir maddeden oluşmayan her zırhlama malzemesi için deneysel olarak belirlenir. Çizelge 2.3'te yaygın kullanılan bazı zırhlama malzemeleri için Σ_{nr} değerleri verilmiştir (Martin, 2006/2013).

Çizelge 2.3: Farklı Zırhlama Malzemeleri için Σ_{nr} Değerleri

MALZEME	Σ_{nr} (cm ⁻¹)	MALZEME	Σ_{nr} (cm ⁻¹)
Karbon	0.084	Kurşun	0.118
Beton (%6 H ₂ O)	0.089	Berilyum	0.132
Zirkonyum	0.101	Demir	0.156
H ₂ O	0.103	Bakır	0.167
Parafin	0.106	Uranyum	0.182
Polietilen	0.111	Tungsten	0.212

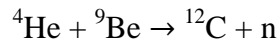
Kaynak: (Martin, 2006/2013)

2.5. Nötron Radyasyon Kaynakları

Nötronlar farklı türde nükleer reaksiyonlar ile elde edilebilir. Bunlar (α , n) reaksiyonu, (γ , n) reaksiyonu, radyoizotop kaynakları, kendiliği fisyon ve hızlandırıcılardır.

2.5.1. (α , n) Berilyum kaynakları

Bir radyoaktif bozunmadan çıkan yaklaşık 5-6 MeV enerjiye sahip bir alfa parçacığı berilyum gibi bir elementle çarparsa, aşağıdaki kimyasal reaksiyonda gösterildiği gibi bir nötron yayabilir (Akkaş, 2015).



Alfa kaynakları olarak Po-210, Ra-226, Pu-238, Pu-239, Am-241, Cm-242, Cm-244 radyoizotopları kullanılmaktadır. Hedef malzeme olarak Be-9 kullanılmaktadır. ²²⁶Ra yüksek şiddetli γ ışını yayınlamasından dolayı radyum-berilyum nötron kaynakları yaygın olarak kullanılmaz. En çok ²¹⁰Po, ²³⁸Pu ve ²⁴¹Am ile ⁹Be nötron kaynağı olarak kullanılır (Krane, 2002). Hedef malzeme olarak Be-9 yanı sıra Li-7, B-10, B-11 ve F-19 kullanılabilir. Çizelge 2.4'te (α , n) reaksiyon sonucu oluşan nötron kaynakları ve bazı özellikleri verilmiştir (Turner, 1995).

Çizelge 2.4: (α , n) Nötron Kaynakları

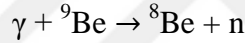
Kaynak	Ortalama Nötron Enerjisi (MeV)	Fiziksel Yarı Ömür
²¹⁰ PoBe	4,2	138 gün
²¹⁰ PoB	2,5	138 gün
²²⁶ RaBe	3,9	1600 yıl
²²⁶ RaB	3,0	1600 yıl
²³⁹ PuBe	4,5	24100 yıl

Kaynak: (Turner, 1995)

Kanser tedavisinde, nükleer reaktörler de başlangıç kaynağı olarak ve sanayi de kullanılan nem ölçerler de alfa-nötron kaynaklarından yararlanılmaktadır (Hallenbeck, 1994).

2.5.2. (γ , n) Fotonötron kaynakları

(α , n) reaksiyonlarına benzer şekilde (γ , n) reaksiyonu da nötron elde etmek için kullanılır. Fotonötron elde etmenin avantajı, tek enerjili foton kaynağının tek enerjili nötron oluşturmasıdır (Akkaş, 2015). (γ , n) reaksiyonu aşağıda verilmiştir.



Gama kaynaklarının yarı ömürleri, foto nötron kaynaklarının yarı ömürlerine bağlıdır. Çizelge 2.5'te (γ , n) nötron kaynakları verilmiştir (Turner, 1995).

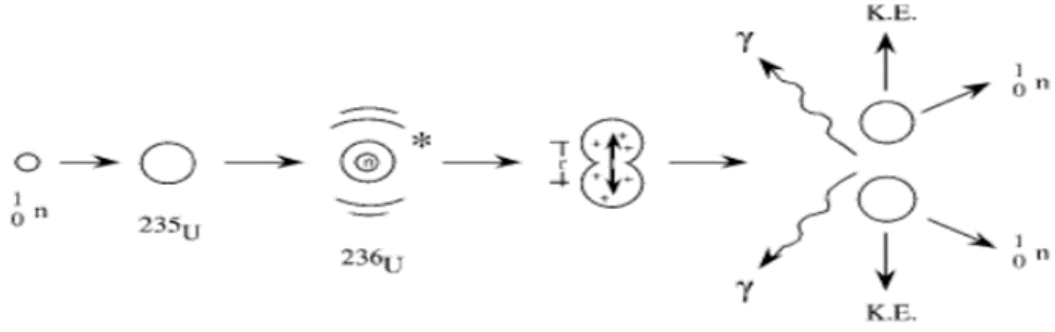
Çizelge 2.5: (γ , n) Nötron Kaynakları

Kaynak	Ortalama Nötron Enerjisi (MeV)	Fiziksel Yarı Ömür
²¹⁰ PoBe	4,2	138 gün
²¹⁰ PoB	2,5	138 gün
²²⁶ RaBe	3,9	1600 yıl
²²⁶ RaB	3,0	1600 yıl
²³⁹ PuBe	4,5	24100 yıl

Kaynak: (Turner, 1995)

2.5.3. Kendiliğinden fisyon

Fisyon reaksiyonları nötron elde etmek için mükemmel bir kaynaktır ve yaygın biçimde kullanılır. Bunun yanısıra karmaşık ve pahalı bir yöntemdir (Akkaş, 2015). Fisyon reaksiyonu ile her parçalanma sonucunda yaklaşık 4 nötron elde edilir (Krane, 2002). Şekil 2.18'de fisyon olayı şematik olarak gösterilmiştir.

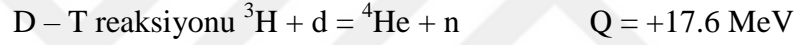


Şekil 2.18: Fiyon Olayı

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

2.5.4. Hızlandırıcılar

Nötron elde etmek kullanılan nükleer reaksiyonlardan biri de proton, döteron gibi yüklü parçacıkların hızlandırıcılar vasıtasıyla hızlandırılması ile hedef malzemeye çarptırılmasıdır (Akkaş, 2015). Bu amaçla en çok kullanılan reaksiyonlar aşağıda verilmiştir.



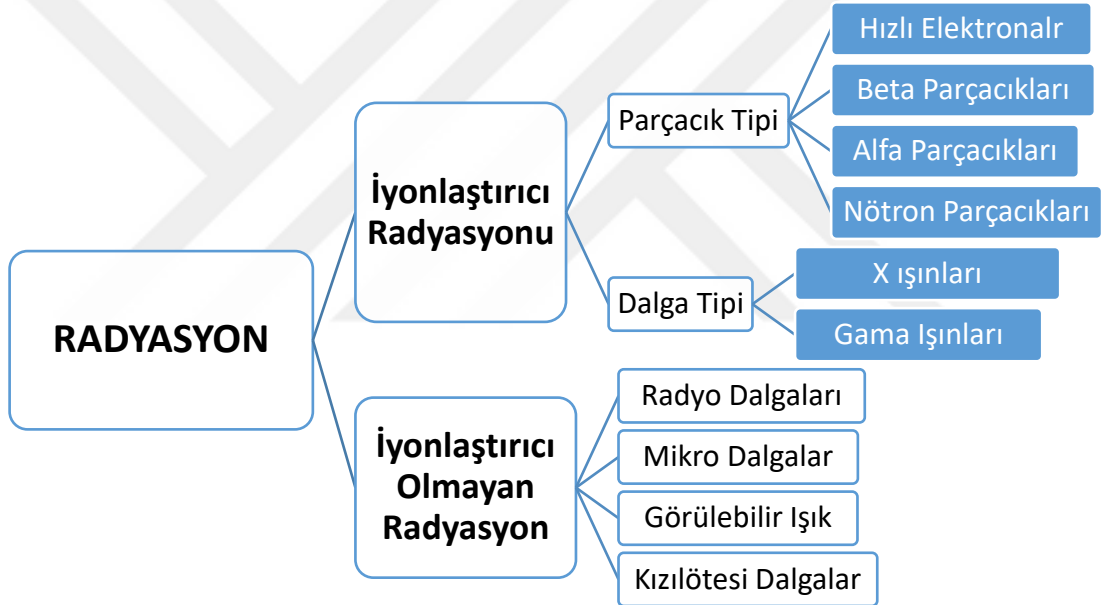
Farklı parçacıkların hızlandırılması ile de nötron elde edilmektedir. Bu reaksiyonlar aşağıda verilmiştir.



3. İŞ SAĞLIĞI VE GÜVENLİĞİNDE RADYASYON

3.1. Radyasyonun Sınıflandırılması

Radyasyonun kaynağına göre ‘parçacık’ ve ‘dalga’ tipi olmak üzere iki sınıfta incelendiği önceki bölümde ifade etmiştik. Parçacık ve dalga tipi radyasyonlar madde ile etkileşimi sonucu atomları iyonlaştırma kabiliyetlerine göre ‘iyonlaştırıcı’ ve ‘iyonlaştırıcı olmayan’ olarak da sınıflandırılmaktadır. Şekil 3.1’de radyasyonun sınıflandırılması verilmiştir.



Şekil 3.1: Radyasyonun Sınıflandırılması

Kaynak: (Ege Üniversitesi Tıp Fakültesi Hastanesi, 2014)

3.1.1. İyonlaştırıcı olmayan radyasyon

İyonlaştırıcı olmayan radyasyon, düşük enerjiye sahip taneciklerin maddeyle etkileşimi sonucu elektron koparamayan yani atomun veya molekülün elektronik yapısında bir değişikliğe neden olmayan elektromanyetik bir radyasyon türüdür. Yeteri kadar enerjiye sahip olmadıkları için atomları iyonlaştıramazlar. Kızıl ötesi, mor ötesi ve görünür ışık ile mikro dalgalar ve radyo dalgaları bu sınıfa giren radyasyon çeşitleridir. İyonlaştırıcı olmayan radyasyon kaynaklarına ise cep telefonları, mikrodalga fırınlar, baz istasyonları, yüksek gerilim hatları ve radarlar

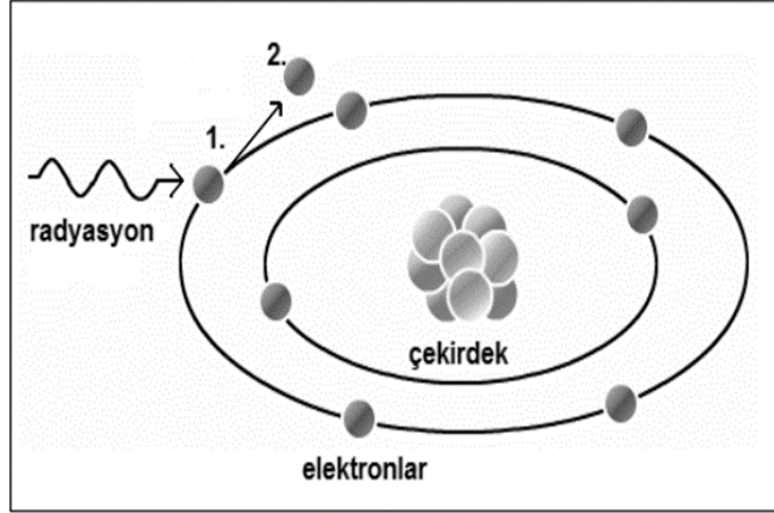
olmak üzere günümüz de kullanılan birçok teknolojik cihaz örnek gösterilebilir (Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu, 2023). İyonlaştırıcı olmayan radyasyonda taneciklerin dalga boyları uzun, enerjileri düşüktür ve girici değildir. Bu sebeple bu tür radyasyon zırlamak kolaydır. Maruziyet sonucu canlı hücre üzerinde hasara yol açtığına dair kesin bir bilimsel kanıt bulunmamaktadır (Moulder, 2019).

3.1.2. İyonlaştırıcı radyasyon

Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu (IAEA) iyonize radyasyonun tanımını “Nükleer Güvenlik ve Radyasyondan Korunmada Kullanılan Terminoloji” adıyla yayımladığı standartta ifade etmiştir. IAEA’nın yaptığı tanıma benzer olarak TAEK Nükleer Tanımlar Yönetmeliğinde iyonlaştırıcı radyasyonun tanımını yapmıştır. Buna göre maddesel ortamda etkileştiği atomlardan elektron kopararak yüklü hale getiren, parçacık veya elektromanyetik dalga formundaki radyasyon iyonlaştırıcı radyasyon olarak tanımlanmaktadır (Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu, 2023).

IAEA iyonize radyasyon için kullanım alanına göre güçlü ve zayıf nüfuz edici radyasyon, biyolojik materyaller için iyonlaştırıcı radyasyon, yüksek lineer enerji transfer radyasyon ve düşük lineer enerji transfer radyasyon olmak üzere dört tanımlama yapmıştır. Biyolojik materyaller için iyonlaştırıcı radyasyon, canlı hücrelerde iyon çifti oluşturan radyasyon olarak tanımlanmıştır ve 2Mev ve üzeri enerjiye sahip nötronlar ve elektronlar ile 12keV üzerindeki fotonlar iyonlaştırıcı radyasyon kapsamına girer. “Biyolojik Materyaller İçin İyonlaştırıcı Radyasyon” canlıların radyasyon korunması için yapılmış bir tanım iken, diğer tanımlamalar radyasyonun sağlık sektörü, nükleer santralde elektrik üretimi ve kalkan malzemesi olarak kullanımı gibi uygulama alanları için yapılmıştır. IAEA “Temel Güvenlik Standartlarında” iyonlaştırıcı radyasyon ifadesi yerine radyasyon ifadesini kullanmaktadır (IAEA Safety Standards, 2011).

Şekil 3.2’de görüldüğü gibi iyonlaştırıcı radyasyon atomlardan elektron koparabilecek kadar enerjiye sahiptir ve elektron kopardığı için atomları yüklü hale getirerek iyonlaştırmaktadır. Radyasyonun dalga boyuna çok büyük ise elektronları da geçerek atom çekirdeğine ulaşabilmektedir.

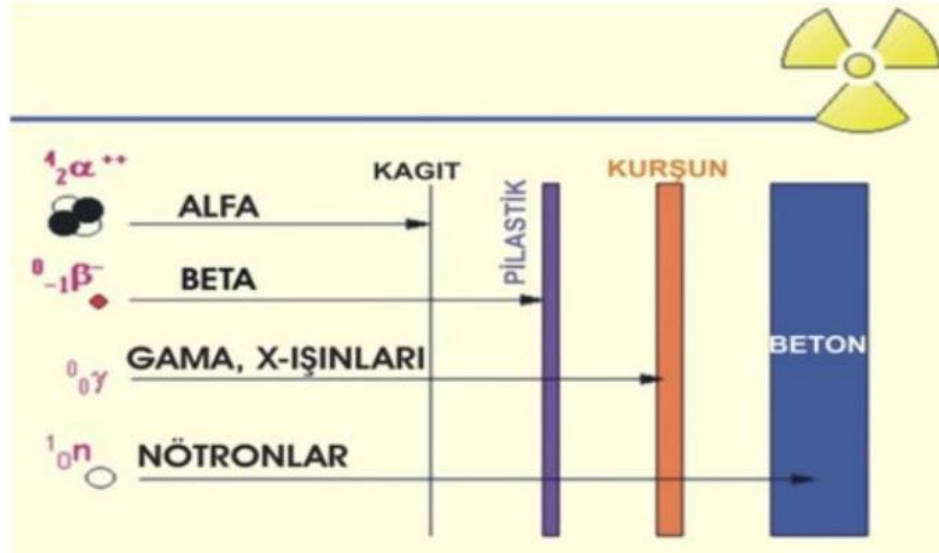


Şekil 3.2: İyonlaştırıcı Radyasyonun Elektron Koparması Olayı

Kaynak: (Martin, 2006/2013)

İyonlaştırıcı radyasyonlar; dalga tipi olan gama ve X ışınları ve parçacık tipi olan alfa, beta ve nötronlardır. İyonlaştırma mekanizmalarına göre ise iki sınıfta incelenmektedir. Bunlardan ilki alfa ve beta gibi yüklü parçacıkların içeren doğrudan iyonlaştırıcı radyasyondur. Bu radyasyon çeşitleri enerjilerini etkileştikleri maddedeki elektronlara Coulomb etkileşimi de dahil olmak üzere direk ve tek adımda aktarım sağlarlar. Enerjileri ne kadar yüksek olursa, madde içindeki giricilikleri de o kadar fazla olmaktadır. Diğer sınıf ise nötronlar ile gama ve X-ışınlarının yer aldığı dolaylı yoldan iyonlaştırıcı radyasyondur. Burada radyasyonun etkileştiği madde iki basamakta iyonlaşır. İlk basamakta etkileşim sonucunda yüklü bir parçacık yayımlanırken, ikinci basamakta doğrudan iyonlaşma sürecindeki gibi iyonlaşma gerçekleşir.

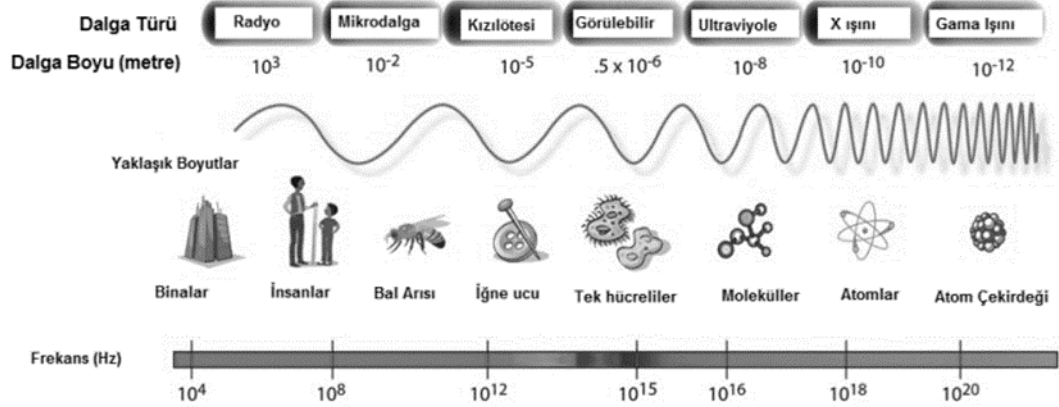
İyonlaştırıcı radyasyonun farklı çeşitleri, madde ve canlı hücre ile farklı şekillerde etkileşmektedir. Bu sebeple her radyasyon türünde farklı malzemeler kullanılarak radyasyondan korunma sağlanabilir. Şekil 3.3'te farklı iyonlaştırıcı radyasyon tipleri için farklı malzemelerdeki giricilik karşılaştırması verilmiştir (TENMAK, 2023).



Şekil 3.3: İyonlaştırıcı Radyasyonların Girciliklerinin Karşılaştırması

Kaynak: (TENMAK, 2023)

Radyasyonun enerjisi dalga boyu ile ters orantılı olarak değişmektedir. Dalga boyu küçüldükçe frekans ve enerji artar. Yüksek enerjili radyasyonlar ise madde ile etkileşimde iyonlaşmaya sebep olmaktadır. Şekil 3.4'te radyasyonun dalga boyu ile enerjisi arasındaki ilişki elektromanyetik spektrumla verilmiştir.



Şekil 3.4: Elektromanyetik Spektrum

Kaynak: (Türkiye uzay Ajansı, 2023)

3.2. Radyasyon Birimleri

Radyasyon miktarının ölçülmesi, radyasyonun madde ve canlı da oluşturacağı zararlı etkilerini belirlemek için gerekmektedir. Bu sebeple radyasyon doz miktarlarının belirlenmesi için radyasyon ölçüm birimleri geliştirilmiştir. Radyasyon çalışmalarında kullanılan terimler öncelikle Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu (ICRP) tarafından oluşturulmuş ancak 1986 yılında bütün ülkelerde

kullanım standardı sağlanması için Uluslararası Birimler Sistemi (SI) birimlerine geçilmiştir. SI birim sisteminde aktivite Becquerel (Bq), soğrulma dozu için Gray, (Gy) ışınlama dozu için Coulomb/kg ve doz eşdeğeri için Sievert (Sv) kullanılmaya başlanmıştır (Togay, 2002).

Radyasyon temel enerji birimi elektronvolt (eV)'tur ancak genellikle keV (kilo elektronvolt) ve MeV (mega elektronvolt) kullanılmaktadır. Elektronvoltun Joule (J) cinsinden oranı: $1\text{eV} = 1,6 \times 10^{-19} \text{ J}$ 'dur.

Işınlama birimi (C/kg): X ya da gama ışınlarının 1kg havada 1 Coulomb'luk elektrik yüküne karşılık oluşturduğu pozitif veya negatif iyonların miktarıdır. Önceden Röntgen olarak kullanılan birimin dönüşüm oranı; $1 \text{ C/kg} = 3876 \text{ R}$ 'dir.

Aktivite doz birimi (Bq): saniyede bir parçalanmış çekirdeğin radyoaktivite miktarını ifade etmektedir. Birimi Bequerel'dir ve önceki birim olan Curie ile oranı $1 \text{ Ci} = 37 \text{ GBq}$ 'dir.

Soğrulma doz birimi (Gy): Işınlanan 1 kg'lık maddeye 1 Joule'lük enerji aktaran radyasyon miktarını ifade etmektedir. Birimi Graydir ve önceden kullanılan birim olan Rad ile $1 \text{ Gy} = 100 \text{ Rad}$ orana sahiptir.

Doz eşdeğer birimi (Sv): gama ve x ışını ile eşdeğer biyolojik etki oluşturan radyasyon miktarını ifade etmektedir. Birimi Sievert olup önceki birim olan Rem ile oranı: $1\text{Sv} = 100 \text{ rem}$ 'dir.

3.2.1. Soğrulan doz birimi

Radyasyonun ortamdaki atomlara iyonize ederek bıraktığı ve ortamda depolanan enerji miktarı soğrulan doz olarak tanımlanmaktadır. Soğrulan doz geleneksel birim sisteminde Rad, SI birim sisteminde Gray olarak ifade edilmektedir. Gray ile çevirme faktörleri $1\text{Gy} = 1 \text{ J/kg} = 100 \text{ rad}$ şeklinde olmaktadır.

3.2.1. Biyolojik doz birimi

Radyasyonun canlı dokulardaki absorpsiyon ölçüsü biyolojik doz birimi olarak ifade edilmektedir. Biyolojik doz, radyasyonun canlı doku ve organlara aktardığı enerji miktarına veya dozuna bağlı olmakla beraber radyasyon kaynağı gibi birçok faktöre de bağlı olarak değişmektedir. Bu sebeple farklı radyasyonun çeşitlerinin canlı dokudaki oluşturacağı etki de farklı olmaktadır. Radyasyonun canlı

doku üzerindeki biyolojik etkisini hesaplama da ağırlık faktörleri (Q_R) oluşturulmuştur. Çizelge 3.1’de radyasyon çeşitlerine göre ağırlık faktörleri verilmiştir (Zeyrek, 2013).

Çizelge 3.1: Radyasyon Çeşitlerine Göre Ağırlık Faktörü (Q_R)

Radyasyon Çeşidi	Ağırlık Faktörü (Q_R)
Foton (X-ışınları ve γ), β parçacıkları	1
α -parçacıkları	20
Protonlar	5
Nötronlar	5-20
$E_n < 10 \text{ keV}$	5
10 keV-100 keV	10
100 keV-2 MeV	20
2 MeV-20 MeV	10
20 MeV $> E_n$	5

Kaynak: (Zeyrek, 2013)

3.3. Radyasyonun Etkileri

Radyasyonun oluşturduğu zararlı sonuçlar radyasyon hasarı olarak ifade edilmektedir. Radyasyonun etkileri madde ve canlı hücredeki etkisi olmak üzere iki başlıkta incelenir. Bunlar radyasyonun madde ile etkileşim ve canlı hücre üzerindeki biyolojik etkileridir.

Radyasyonun madde üzerindeki etkileşimi önceki bölümde detaylı olarak açıklanmıştır.

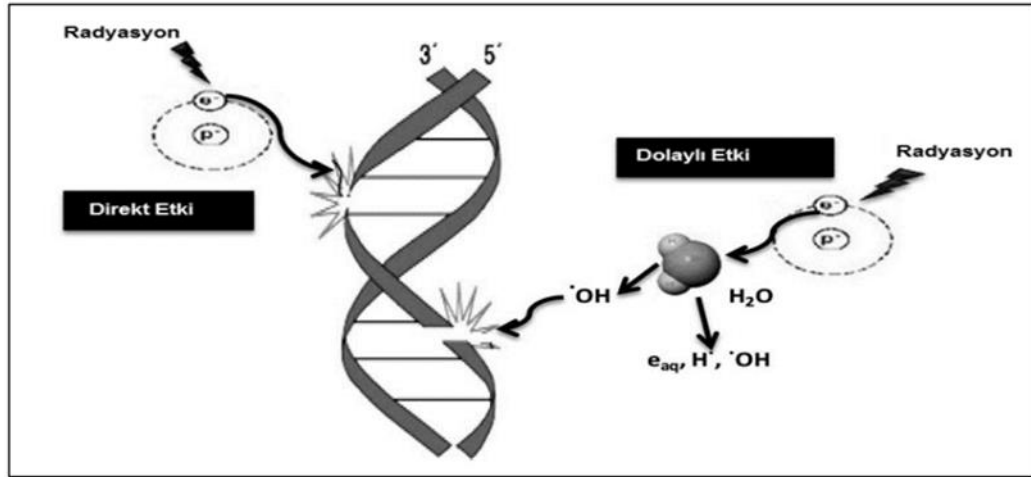
3.3.1. Radyasyonun biyolojik etkileri

Radyasyonun biyolojik etkilerinde insan sağlığı üzerindeki etkileri incelenmektedir. İnsan vücudu temel olarak hücrelerden meydana gelmektedir. Bütün maddeler gibi hücreler de atomlardan ve moleküllerden oluşmuştur. Radyasyonun canlı hücrelere etkisi atom etkileşimleri ile başlamaktadır. Hücre ile etkileşim sonucu radyasyon enerji kaybederken hücre enerji kazanmaktadır. Aynı şekilde doku, organ veya vücuttan geçen radyasyon sonucu da enerji depolanması olmaktadır. Bu enerji depolanması hücre, doku ve organlara ciddi zararlar görebilmektedir (Nahed, 2013). İyonlaştırıcı radyasyon her çeşidi aynı düzeyde hasar vermemektedir. Verilen hasar radyasyonun çeşidi, radyasyonun enerjisi, hücrede biriken toplam enerji ve hücrenin özelliklerine bağlı olarak değişmektedir. Örneğin

alfa parçacıkları elektriksel yüke sahip ve büyük kütleli parçacıklar oldukları için kısa menzillerde hücre ile etkileşiminde büyük miktarda enerjiyi hücreye iletip, ciddi hasara sebep olabilmektedirler. Benzer şekilde nötronlar da hücre ile etkileştiğinde büyük hasara neden olabilmektedir (TENMAK, 2023).

3.3.1.1. Radyasyonun hücreye etkileri

Radyasyonun hücreye etkileri doza bağlı olarak değişmektedir ve Gray (Gy) olarak ifade edilen depolanan enerji miktarı ile ölçülmektedir. Radyasyonun biyolojik hasarını ölçmek için Sievert (Sv) birimi kullanılır ve ilgili ağırlık faktörünün gray ile çarpımına eşittir. Büyük hasar veren radyasyonun ağırlık faktörü yüksek olmaktadır. Ağırlık faktörü enerjisine bağlı olarak nötron parçacıklarında 5-20 arasında değişmekte iken alfa parçacıklarında 20, beta, gama ve X-ışında 1 olmaktadır. İyonize radyasyonun oluşturduğu DNA hasarının şiddeti doza bağlı olarak değişmektedir. Radyasyonun hücreye etkisi direkt (doğrudan) ve dolaylı olarak iki şekilde meydana gelmektedir. Bu hasar direkt etki de dolaylı etkiye göre yarı yarıya daha az olabilmektedir. Şekil 3.5'te radyasyonun canlı hücreye etkisi şematik olarak gösterilmiştir (Yeyin, 2015).



Şekil 3.5: Radyasyonun Hücreye Etkileri

Kaynak: (Tektaş, 2016)

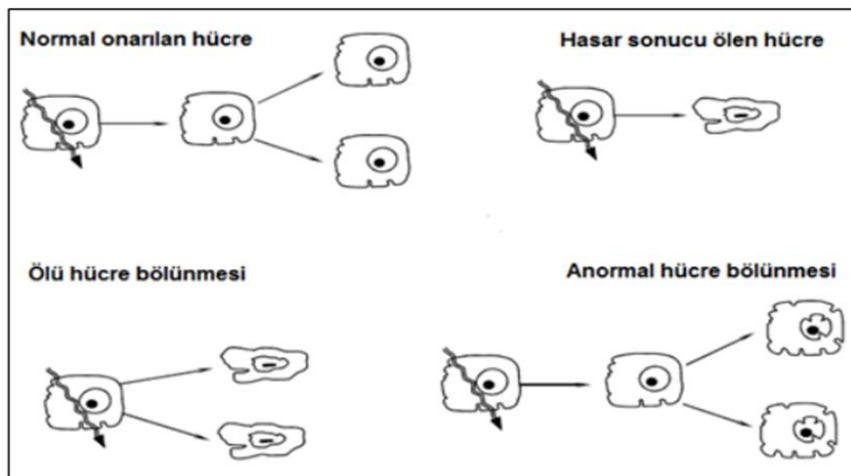
Direkt etki: İyonize radyasyonun DNA'daki atom ya da molekül ile etkileşime girip, atomdan elektron kopararak iyonlaştırması direkt etkiyi oluşturmaktadır. Radyasyonun direkt etkisi sonucu DNA üzerinde kırılmalar oluşabilir. Bu kırılmalar sonucu oluşan hasarın şiddetine göre DNA'da farklı sonuçlar meydana gelebilir. Hücre bu hasarı onarabileceği gibi gen yapısında

değişiklik meydana gelmesiyle hücre büyümesinde yavaşlama, görevini yapamama ve ölümü gibi sonuçlara yol açabilir. Ancak iyonlaştırıcı radyasyonun DNA üzerinden oluşturacağı hasardan tıpta tedavi amaçlı da yararlanılabilmektedir. Özellikle Nükleer Tıpta kanser hücrelerinin yok edilmesi amacıyla kullanılmaktadır (Uzal ve Çaloğlu, 2002).

Dolaylı etki: Radyasyonun DNA'ya direk etkileşime girmeyerek vücut içindeki moleküllerle etki etmesi ve iyonlaştırması dolaylı etki olarak tanımlanmaktadır. İnsan vücudun da en fazla su molekülünün bulunması ve suyun kolay iyonlaşması sebebiyle iyonize radyasyon en fazla su moleküllerine etki etmektedir. Suyun radyasyon etkileşimi sonucu oluşturduğu reaksiyonlar Radyoliz olarak adlandırılır ve aşağıdaki denklemlerde gösterildiği gibi gerçekleşir.

1. $H_2O + \text{İR (İyonlaştırıcı radyasyon)} \rightarrow e^- + H_2O^+$
2. $e^- + H_2O \rightarrow H_2O^-$
3. $H_2O^- \rightarrow OH^- + H^+$
4. $H_2O \rightarrow H^+ + OH^-$

Bu reaksiyonlar sonucu H, OH, H+ OH- olmak üzere 4 serbest radikal oluşur. Oluşan bu serbest radikal DNA ile reaksiyona girerek gen yapısında bozulmaya sebep olabilmektedir. Radyasyona dolaylı olarak etkileşim ile maruz kalarak DNA'sı hasar gören hücre kendini onararak yaşamına devam edebilir, hücre mutasyon gerçekleşerek anormal çalışarak yaşayabilir veya hücre kendini onaramayıp ölebilir. Radyasyonun hücreye etkileri Şekil 3.6'da şematik olarak gösterilmiştir (Charles, 2014).



Şekil 3.6: Hücrenin Radyasyondan Etkilenmesi

Kaynak: (Tektaş, 2016)

3.3.1.2. Radyasyonun organlara ve dokulara etkileri

Radyasyonun organlar ve dokular üzerindeki etkileri hücreler de olduğu farklı şekillerde olabilmektedir. Karaciğer, akciğer ve göz gibi farklı dokuların radyasyona karşı duyarlılıkları farklı olmaktadır. Örneğin uranyumun biyolojik etki gösterdiği ışınlaması alfa parçacıklarıdır. Uranyum tozlarının yayımladığı alfa parçacıkları insan derisinden geçemez ve bu sebeple deri yoluyla bir hasar meydana getirmezler. Ancak aynı tozlar solunum yoluyla akciğere ulaştığında ciddi hasara ve kansere sebep olabilmektedir. Çizelge 3.2’de radyasyona karşı organların duyarlılıkları ifade edilmiştir (Tektaş, 2016).

Çizelge 3.2: Radyasyon Organlara Etkileri

Yüksek Duyarlılık	Orta Düzey Duyarlılık	Düşük Duyarlılık
Akciğer	Beyin	Deri
Meme	Tiroit	Safra kesesi
Mide	Karaciğer	Kemik
Bağırsak	Pankreas	Böbrek
	Lenf dokusu	

Kaynak: (Tektaş, 2016)

3.3.1.3. Radyasyonun vücuda etkileri

Radyasyonun maruziyet sonucu vücut üzerinde oluşturduğu etki çeşitli faktörlere bağlı olarak değişkenlik göstermektedir. Bunlar radyasyon çeşidi, radyasyon doz miktarı ve hızı, maruziyet bölgesi, biyolojik farklılıklar, kişinin yaşı ve sağlık durumu gibi faktörlerdir. Radyasyonun vücut üzerinde oluşturduğu etki akut ve stokastik olarak iki şekilde incelenmektedir (Neyin, 2015).

Akut Etkiler: vücudun kısa zaman diliminde yüksek doz da radyasyona maruz kalması akut (deterministik) etkiyi oluşturmaktadır. Genellikle bir kaza sonucu istemeyerek bu maruziyet gerçekleşir. Akut etkinin oluşması için radyasyon ışınlamasının eşik doz şiddeti yaklaşık 250 mSv olması gerekir. Nükleer Enerji Araştırma Enstitüsü (NÜKEN) tarafından ise radyasyon ani doz maruziyet değeri 50mSv (5rem) olarak tanımlanmıştır. Büyük miktarlar da şiddetli radyasyon dozuna kısa süre de maruz kalınması sonucunda Akut Radyasyon Sendromları (ARS) olarak adlandırılan hastalığı oluşturmaktadır. Akut radyasyon hastalığının seviyesi maruz kalınan radyasyonun dozuna (0.7 gray/70 rad üzeri), dozun hızına, radyasyonun etkilediği bölgenin genişliğine ve radyasyon duyarlılığına göre değişmektedir. ARS

vücutta etkiler meydana getirebileceği gibi ölüme de neden olabilmektedir. Vücudun tamamının değil de bir bölgesinin büyük miktarda doza maruz kalması sonucu kemik iliği sendromu, kalp damar ve sinir sistemi sendromu ve mide bağırsak sendromlarına yol açabilmektedir. Akut ışınlanmanın doz miktarlarına göre tüm vücutta oluşturduğu etkiler Çizelge 3.3'te verilmiştir (Daşdağ, 2010).

Çizelge 3.3: Ani Işınlamada Oluşabilecek Bazı Etkiler

Doz (Rem) (1rem=0,01 Sv)	Gözlenen Klinik Etkiler
0-25	Gözlenen klinik etki yok
25-100	Kan değerleri dışında gözlenen bir etki yok
100-200	Yorgunluk ve iştahsızlık Mide bulantısı, kusma Kan değerlerinde orta derece değişiklik
200-600	Kan tablosunda büyük değişiklik İç kanama ve enfeksiyon 2 hafta içinde saç dökülmesi (300 rem üzeri doz)
600-1000	Kan tablosunda büyük değişiklik İç kanama ve enfeksiyon 2 ay içinde %80 - %100 oranında ölüm

Kaynak: (Tektaş, 2016)

Kronik (Stokastik) Etkiler: radyasyona uzun süreli maruziyet sonucu ortaya çıkan etkilerine denir. Kronik etkinin oluşumundaki süreçte vücuda alınan radyasyon doz miktarları sürekli olacak şekilde düşük seviyededir. Akut etki de olduğu gibi belirli bir eşik doz değer bulunmamakla beraber özellikle 0,01 Sv ve 1 Sv arasındaki dozlar kronik etki de araştırılmaktadır. Kronik etkilerin ortaya çıkması radyasyon maruziyetinden aylar veya yıllar sonrasında bulabilmektedir. Bu etkiler bağışıklık sistemi, maruz kalınan miktar, etkilenen doku ve organlar gibi birçok faktöre bağlıdır. Nükleer tıp, radyoterapi ve radyoloji çalışanları meslekleri gereği sürekli ve düzenli olarak iyonize radyasyona maruz kaldıkları için risk altında bulunurlar (Neyin, 2015).

3.3.2. Radyasyon kanser ilişkisi

Radyasyona maruz kalarak hasar gören hücre üç farklı şekilde etkilenebilir. Bunlar;

- 1- Hasarlı hücre kendini onarır.
- 2- Hücre kendini onaramaz ve ölür.
- 3- Hücre kendini onaramaz ve ölmez.

Kanser süreci üçüncü durum sonucunda ölmeyen hücrenin kontrolsüz bir büyüme ve anormal yayılması içine girmesi ile gerçekleşmektedir. Bu durum da kanser adı verilen hastalıklara yol açar. Kanser oluşumu iç ve dış faktörlere bağlı olarak gelişmektedir. İç faktörler olarak hormonlar, bağışıklık sorunları ve kalıtsal mutasyonlar sebep olurken, dış faktörler olarak enfeksiyon yapan organizmalar, kimyasallar ve radyasyon gibi etkenler kansere sebep olmaktadır. Radyasyonun dozunun miktarı ne olursa olsun, canlı hücre üzerinde radyasyon maruziyetinin kuramsal olarak kanser yapma ihtimali bulunmaktadır (Gökharman vd., 2016).

Farklı doku veya organlar radyasyona karşı farklı etki gösterebilmektedir. Örneğin uranyumun biyolojik etki gösterdiği ışınlaması alfa parçacıklarıdır. Uranyum tozlarının yayımladığı alfa parçacıkları insan derisinden geçemez ve bu sebeple deri yoluyla bir hasar meydana getirmezler. Ancak aynı tozlar solunum yoluyla akciğere ulaştığında ciddi hasara ve kansere sebep olabilmektedir. Çizelge 3.4.'de kanser türlerinin radyasyonla ilişkisi verilmiştir.

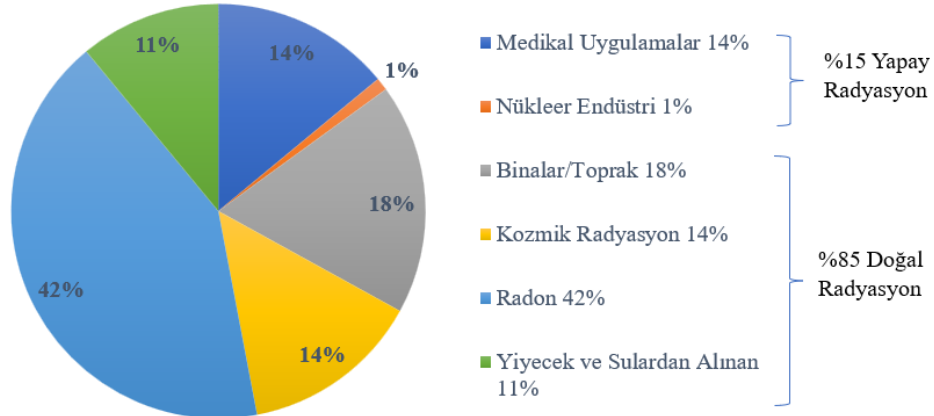
Çizelge 3.4: Kanser Türlerine Radyasyonun Etkisi

Yüksek Etki	Orta Düzey Etki	Düşük Etki
Kan Kanseri	Beyin Kanseri	Kemik Kanseri
Tiroit Kanseri	Kolon Kanseri	Prostat Kanseri
	Böbrek Kanseri	Pankreas Kanseri
	Yemek Borusu Kanseri	Rahim Ağzı Kanseri
	Akciğer Kanseri	

Kaynak: (Gökharman vd., 2016)

3.4. Radyasyon Kaynakları

Radyasyon doğanın bir parçası olarak evrenin oluşumundan beri olan bir olgudur. Radyasyon doğal ve yapay kaynaklar olmak üzere iki sınıfta toplanmaktadır. Şekil 3.7'de yaşadığımız çevredeki radyasyon maruziyet oranları grafikte gösterilmiştir. Buna göre doğal radyasyon kaynakları oranı yaklaşık %85 iken yapay radyasyon kaynakları %15'dir (TENMAK, 2023).



Şekil 3.7: Radyasyon kaynaklarının sınıflandırılması

Kaynak: (AFAD, 2023)

3.4.1. Doğal radyasyon kaynakları

Doğal radyasyon Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyonun Etkileri Bilimsel Komitesi'ne (UNSCEAR) göre 4 ana başlıkta toplanmıştır. Bunlar;

- Karasal radyasyon.
- Solunan radyasyon.
- Yiyeceklerle alınan radyasyon.
- Kozmik radyasyon.

Doğal radyasyon kaynakları içinde en fazla bilinen Güneş ışınlarıdır. Toprakta bulunan radyoizotoplar, uzaydan gelen kozmik ışınlar, soluduğumuz havada bulunan radon gibi radyoaktif gazlar, yiyeceklerle ve sudan alınan radyasyon doğal radyasyon örnekleridir. Doğal radyasyon kaynaklarından alınan toplam yıllık etkin doz ortalaması 2,4 mSv'dir. Ancak bu miktar yaşam koşulları, yaşanan ortamın özellikleri ve coğrafi konum gibi etkenlere bağlı olarak değişkenlik göstermektedir. Çizelge 3.5'te doğal radyasyon kaynaklarının yıllık etkin doz miktarları verilmiştir (TENMAK, 2023).

Çizelge 3.5: Doğal Radyasyondan Kaynaklanan Yıllık Etkin Dozlar

Kaynak	Dünya Ortalaması (mSv)	Doz Aralığı (mSv)
Kozmik Işınlar	0,4	0,3-1,0
Gama Işınları	0,5	0,3-0,6
Radon Solunumu	1,2	0,2-10
İç Işınlama	0,3	0,2-0,8
Toplam	2,4	1,0-10

Kaynak: (TENMAK, 2023)

3.4.2. Yapay radyasyon kaynakları

Nükleer enerji kullanımı, teknolojik ve bilimsel gelişmeler günümüzde bazı radyasyon kaynaklarından yapay radyasyon üretimini mümkün kılmaktadır. Yapay kaynaklar, maruz kalınan toplam radyasyonun yaklaşık %15'ini oluşturmaktadır. Yapay radyasyon kaynaklarını genel olarak 4 başlıkta toplamak mümkündür;

- Tıbbi kaynaklar
- Endüstriyel amaçlı ve bazı tüketici ürünlerinde kullanılan radyoaktif maddeler
- Nükleer bomba denemeleri sonucu çevreye yayılan radyoaktif maddeler
- Nükleer enerjiden güç üretimi sonucu yayılan radyoaktif maddeler

Sağlık sektöründeki teşhis ve tedavi uygulamaları yapay radyasyon kaynakları içinde büyük çoğunluğu oluşturmaktadır. Bunların içinde tanısal radyoloji adıyla bilinen X-ray grafileri en yaygın olanıdır. Doğal radyasyon kaynaklarına yapay radyasyon kaynaklarından da alınan doz da ilave edilince toplam yıllık ortalama doz miktarı 2,8 mSv'e çıkmaktadır (TENMAK, 2023).

3.5. Çalışma Alanlarında Radyasyon

Teknolojide yaşanan gelişmelerle birlikte birçok alanda radyasyon kaynakları kullanılmakta ve bunun sonucunda çalışanlar radyasyona maruz kalmaktadır. Nükleer enerji ile elektrik üretiminden, tıbbi amaçlı teşhis ve tedaviye, savunma sektöründen, tarım ve hayvancılık sektörüne, endüstriyel kullanımdan, eğitim ve araştırmaya kadar birçok alanda mesleki radyasyon kullanılmaktadır. Bunların içinde özellikle havacılık ve uzay, nükleer enerji ve sağlık sektöründe çalışanlar nötron radyasyonuna maruz kalmaktadır. Çizelge 3.6'da çalışma ortamındaki radyasyon kaynaklarından gerçekleşen maruziyetin mesleklere göre yıllık ortalama etkin doz miktarları verilmiştir.

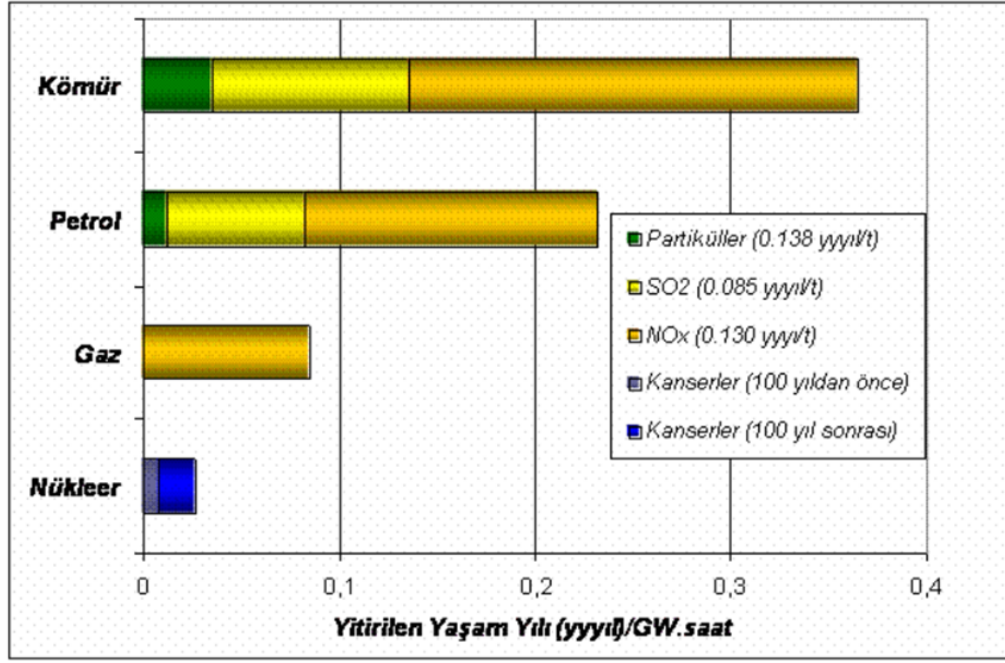
Çizelge 3.6: Bazı Meslekler İçin Yıllık Ortalama Etkin Dozlar

Kaynak	Doz (mSv)	Kaynak	Doz (mSv)
Nükleer Endüstri		Tıbbi Kullanımlar	
Uranyum Madenciliği	4,5	Radyoloji	0,5
Uranyum Öğütme	3,3	Diş hekimliği	0,06
Zenginleştirme	0,1	Nükleer Tıp	0,8
Yakıt Üretimi	1	Radyoterapi	0,6
Nükleer Reaktörler	1,4		
Yeniden İşleme	1,5		
Endüstriyel Kaynaklar		Doğal Kaynaklar (Radon Kaynakları)	
Işınlama	0,1	Kömür Maden Ocakları	0,7
Radyografi	1,6	Metal Madeni Ocakları	2,7
İzotop üretimi	1,9	Yerüstü Binalar (Radon)	4,8
Kuyu İşletme	0,4		
Hızlandırıcılar	0,8		
Aydınlatma	0,4		
Kozmik Kaynaklar			
Sivil Uçuşlar	3		

Kaynak: (Yeyin, 2015)

3.5.1. Elektrik üretiminde nükleer

Günümüzde gelişmiş birçok ülke nükleer santrallerden elektrik üretimi gerçekleştirmektedir. Diğer elektrik üretim tesislerinde olduğu gibi nükleer enerji santralleri de kaza durumunda alınan tüm önlemlere karşın çalışanlar ve çevresindeki insanlar için tehlike oluşturabilmektedir. Bu tehlikeler işletme faaliyetinden olabileceği gibi kazalardan kaynaklı da olabilmektedir. İşletme faaliyetlerinde kaynaklanan risklerde en fazla gama yayıcı kobalt-60 radyonüklitler oluşturmaktadır. Bu sistemlerin tehlikesini ortadan kaldırmak için zırhlama işlemleri yapılmaktadır. Şekil 3.8’de bazı enerji sistemlerinin sağlık riskleri karşılaştırılmasına yer verilmiştir. Endüstriyel güvenlik açısından bakıldığında halk sağlığı ve çevre için nükleer enerji santrallerinin fosil yakıt kullanan termik santrallerden daha güvenilir olduğu görülmektedir (TENMAK, 2023).



Şekil 3.8: Enerji Sistemlerinin Sağlık Riskleri Karşılaştırması

Kaynak: (AFAD, 2023)

3.5.2. Sanayideki uygulamalar ve tüketici ürünleri

Endüstriyel uygulamalar da malzeme üretiminin kalitesini ve verimliliği artırmak, makinelerin çalışmalarının izlenmesi kolaylaştırmak ve performanslarının ölçülmesi sağlamak için nükleer teknoloji yaygın olarak kullanılmaktadır. Sanayi de nükleer teknolojinin kullanılması otomasyon, ölçüm ve kalite kontrol mekanizmalarının iyileştirilmesinde büyük önem taşımaktadır. İzleyici adı verilen radyoaktif çekirdekler sanayi sektöründe sık kullanılan nükleer maddedir. Böylece makinelerin çalışması izlenmekte ve performansları ölçülmektedir. İzleyici makine yağlarına çok az miktarda eklenerek makinelerin aşınma, paslanma ve yıpranma oranları gözlemlenebilmektedir.

İzleyiciler sanayi de ölçüm cihazlarında da sık kullanılmaktadır. Metal, plastik ve kâğıt malzeme levhalarının hassas kalınlık ölçümünde radyoaktif çekirdeklerden faydalanılır. Ayrıca Cs-137 ve Am-241/Be radyasyon kaynakları kullanılarak yol yapımında kullanılan asfaltın yüzey yoğunluk ölçümleri alınır. Radyografi yöntemiyle de petrol ve doğalgaz boru hatları ile metallerdeki kaynak hatalarının kontrolü ve köprülerin yapısal güvenlik testleri yapılmaktadır. Bu yöntemde malzemenin içinden geçen radyasyon ışınlarının malzemenin üzerine yerleştirilen filmlerden görüntü elde edilir. Yoğunluk farkları film üzerinde farklı tonlarda kararlar oluşturarak hataların görünmesini sağlar. Benzer şekilde

radyoskopi yöntemi ile de araç lastik ve jantları, elektronik kartlar gibi malzemelerin üretim hataları tespit edilir. Radyografiden farkı ise film yerine görüntünün monitörden alınmasıdır.

Bunların dışında birçok alanda da nükleer teknolojiye faydalanılmaktadır. Barajlarda meydana gelen su kaçaqları, kanalizasyon boru hatlarındaki kaçaqlar, yeraltı ve akarsuların akış hızlarının belirlenmesi gibi su kaynaklarının hareketliliğinin tespiti radyoaktif maddeler ile yapılmaktadır. Yeni su kaynaklarının bulunması ve potansiyel yeni petrol sahalarının keşfedilmesinde de radyoaktif izleme yöntemlerinden yararlanılmaktadır.

Radyoaktif maddeler kozmetik ürünleri, sterilizasyon işlemleri, plastik malzeme üretimi gibi tüketici ürünlerinin üretilmesi aşamalarında da yaygın olarak kullanılmaktadır. Cep telefonları, televizyonlar, dedektörler gibi cihazlar içerdikleri az miktarda radyoaktif madde ile çalışır. Ayrıca araç lastiklerin sertleştirme işlemlerinde, teflon tavalarda plastik astar kaplamasında, tek kullanımlık tıbbi ürünlerin sterilizasyon işlemlerinde, aydınlatma amacıyla kullanılan fosforlu boyalarda kısacası günlük hayatımızda kullandığımız birçok üründe radyoaktif maddelerden faydalanılır (TENMAK, 2023).

3.5.3. Zirai uygulamalar ve hayvancılık sektörü

Tarım ürünlerinin üretiminde hastalıklara karşı dayanıklılık, ürün miktarı ve verimi yükseltmek, farklı genetik yapıya sahip tohumların geliştirilmesi, böceklerle mücadele gibi birçok amaç için radyasyondan faydalanılmaktadır. Yapılan araştırmalarda sonucunda tarım ürünlerinin Dünya genelinde %10'u, gelişmekte olan ülkelerde ise %30'u zararlı böcekler tarafından yok edilmektedir. Bu zararlı böcekler radyoaktif madde kullanılarak kısırlaştırılmakta ve bu şekilde sayıları azaltılmaktadır. Başka bir örnek ise tohumların ışınla yoluyla genetiğinin değiştirilerek zorlu hava şartlarına dayanıklı, çabuk gelişen ve hastalıklara dirençli çeşitlerinin geliştirilmesidir. Benzer şekilde radyoaktif azot-15 ve fosfor-32 kullanılarak oluşturulan suni gübreler daha etkin olmaktadır.

Nükleer teknolojinin yaygın olarak kullanıldığı diğer sektör de hayvancılıktır. Hayvansal ürünlerin iyileştirilip, geliştirilmesi ve verimliliğinin artırılmasında faydalanılır. Radyoizotop işaretleme yöntemi ile hayvanlarda gelişen hastalıkların teşhis edilmesi, hayvansal üremelerinin takip edilmesinde kullanılır. Ayrıca

gıdalardan kaynaklanan hastalık ve enfeksiyon yapan mikroorganizmaların çoğalmasının engellenmesinde gama radyasyondan faydalanılmaktadır (TENMAK, 2023).

3.5.4. Tıbbi uygulamalar

Günümüzde yapay radyasyon kaynakları içerisinde en fazla maruziyet sağlık alanında gerçekleşmektedir. Dünya geneli yapay radyasyonun neredeyse %96'sı tıbbi uygulamalardan oluşmaktadır (TENMAK, 2023). Tıpta radyasyon kullanımı teknolojik gelişmelerle beraber başta teşhis ve tedavi olmak üzere birçok alanda gerçekleşmektedir. Uygulama da ise tanısal radyoloji, nükleer tıp ve radyoterapi (ışın tedavisi) olarak 3 başlıkta toplanmıştır.

3.5.4.1. Tanısal radyoloji uygulamaları

Radyasyonun tıbbi alanında en çok kullanılan ve en eski yöntemlerinden biri X ışınlarıdır. Radyolojide X ışınları ile hastanın belli bir bölümün görüntüsü elde edilerek hastalıkların teşhis edilmesi sağlanır. Çalışma prensibi şu şekildedir; cihazlardan hastaya gönderilen X ışınları dokuların farklı yoğunluk bölgelerinde göre farklı şekilde absorbe edilir. Dokulardan geçenler ise radyografi üzerine yansıtılarak görüntü elde edilir ve buna grafi işlemi denir. Görüntünün şiddetlendirici yardımıyla bir ekrana yansıtılmasına ise skopi denilmektedir. Grafi işlemini gerçekleştiren röntgen cihazının genel adı radyografidir. Radyoloji cihazları görüntünün çekildiği bölge ve özelliklerine göre farklı adlandırma yapılır. Meme kanserli dokuların görüntüsünü çekme için mamografi, kafatası görüntülerini çekmek için tomografi, bilgisayar sistemleri destekli cihazlar ise dijital radyografi olarak adlandırılır. Diş hekimliğinde de panoramik, periapikal ve diş tomografi cihazları gibi X ışını görüntüleme cihazları yaygın olarak kullanılmaktadır. Radyolojide kullanılan cihazların radyasyon kaynakları X ışınlarıdır. Bu cihazlar X ışını yalnızca film çekim esnasında yani çalışırken yaymaktadır. Grafi cihazları çalışırken radyasyon maruziyetinin önlenmesi için özel zırhlama yapılmış kapalı odalar kullanılmaktadır. Buna uygulamaya kapalı alan radyografi uygulaması denir (TENMAK, 2023).

3.5.4.2. Radyoterapi (Işın tedavi) uygulamaları

Tıpta kanserli hücrelerin iyonlaştırıcı radyasyon kullanılarak tedavi edildiği alan radyoterapi olarak adlandırılır. Radyoterapi de çoğunlukla yüksek enerjili X

ışınları ya da gama ışını yayan kobalt-60 (Co-60) gibi radyoaktif maddeler kullanılır. Tedavinin etkili olabilmesi için yüksek dozlar da (kansere göre 60,000 mSv'ye kadar) radyasyon kanserli hücreye verilir. Bu işlem 1-2 haftalık periyotta parçalar halinde ve 20-60 Gy doz aralığında gerçekleşir. Bu doz miktarları radyoloji de alınan radyasyon dozunun binlerce kat fazlasına denk gelmektedir. Radyasyon demetleri kullanılarak hastaya bir metre kadar uzaklıktaki bir kaynaktan yayılan radyasyon ile tedavisi edilmesine uzaktan tedavi (teleterapi) yöntemi denir. Uzaktan tedavi yani dış ışınlama uygulaması radyoterapi de en çok kullanılan yöntemdir. Radyoterapi de uygulanan diğer yöntem ise radyasyonun kanserli dokunun direkt içine veya çevresine verilmesiyle yapılan yakın tedavi (brakiterapi) yöntemidir. Bu yöntemde iyonize radyasyon kaynağı kanserli dokunun içine ya da yakınına yerleştirilerek sadece ilgili bölgeye yüksek doz radyasyon verilir. Böylece kanserli hücrenin etrafındaki doku ve organlar en az şekilde etkilenmesi sağlanır (TENMAK, 2023).

3.5.4.3. Nükleer tıp uygulamaları

Nükleer tıp vücuttaki doku ve organların işlevleri ile ilgili tanı amaçlı görüntülemenin yapıldığı ve bazı hastalıkların tedavisi için uygulanan bir yöntemdir. Nükleer tıp uygulamalarının %95 gibi büyük çoğunluğu tanı amaçlı kullanımı kapsarken, sadece %5'i tedavi amaçlı kullanımı içermektedir. Nükleer tıp uygulamaları sayesinde hastaların tümörleri erken teşhis edilebilmektedir. Bu uygulama da hastaya tanı amacıyla yapılan işlemler enjeksiyon yolu ile tedavi amacıyla ise ağız yoluyla sıvı halde radyoaktif madde içeren radyofarmasötik ilaçlar verilir. Bu radyofarmasötik ilaçlar laboratuvarlarda hasta için özel üretilen, etkisi kısa zamanlı, radyasyonu düşük ve hastanın vücudunda birikmeyen radyoizotop bileşikleridir. Burada hastaya verilen radyasyon türü tanı amaçlı ise gama ışını, tedavi amaçlı ise beta ışını yayan radyofarmasötik ilaçlardır. Nükleer tıpta en çok kullanılan radyofarmasötik ilaçlar ise; Tc-99m ile F-18 başta olmak üzere Ga-67, In-111, I-125, I-131 ve Tl-201 içeren radyoizotoplardır.

Radyofarmasötik ilaçlar kullanılarak hastalıkların tanı ve tedavisi iki yöntemle yapılır. Bunlardan ilki in-vivo uygulamalarıdır. Bu uygulamada radyoaktif ilaçlar hastaya ağız ya da damar yoluyla verilerek görüntüleme yöntemleri ile inceleme yapılmaktadır. Diğer yöntem olan in-vitro uygulamalarında ise hastadan alınan kan, idrar gibi örneklerin radyoaktif maddelerle işaretlenmesi yapılarak

incelenmektedir. Bu yöntemde işaretleme işlemi hastadan örnek alınmadan önce radyoaktif ilaç verilerek yapılabileceği gibi, örnek alındıktan sonra da örneklerle radyoaktif madde ilave edilmesiyle de yapılabilmektedir. Nükleer tıpta kullanılan görüntüleme cihazları ise; tomografik tek foton görüntüleme (SPECT), pozitron emisyonu tomografisi (PET) ve düzlemsel tek foton görüntüleme (gama kamera)'dir (Nükleer Düzenleme Kurumu, 2023).

3.6. Radyasyonlu Alanlar

Mesleki olarak birçok alanda radyasyon kaynakları bulunmaktadır. Mesleği gereği çalışanlar bu ışınlara maruz kalırlar. 23999 sayılı Radyasyon Güvenliği Yönetmeliğinde radyasyon dozuna göre radyasyon alanları ve çalışma koşulları tanımlanarak sınıflandırılması yapılmıştır. Çalışma koşulları da A ve B olmak üzere 2 başlıkta tanımlanmıştır (Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği, 2000).

Çalışma Koşulu A: “Çalışanların özellikle tıbbi görüntüleme cihazlarının, grafi ve skopi/anjiyo bulunduğu odalar ile tedavi odaları gibi yıllık 6 mSv'den daha fazla etkin radyasyon dozuna veya göz merceği, el ve ayaklar, cilt için yıllık eşdeğer doz sınırlarının 3/10'undan daha fazla doza maruz kalma olasılığı bulunan yerlerdir”.

Çalışma Koşulu B: “Çalışanların yılda 1 mSv'in üzerinde radyasyon dozuna (Çalışma Koşulu A'da verilen değerleri geçmeyecek şekilde) maruz kalma olasılığı bulunan yerlerdir”.

Radyasyon Güvenliği Yönetmeliğine göre radyasyon alanı; yıllık olarak çalışanların maruz kalacağı radyasyon dozunun 1 mSv'yi geçtiği ya da geçme ihtimali bulunan çalışma alanları olarak tanımlanmıştır. Radyasyon alanları ise denetimli ve gözetimli olmak üzere 2 başlıkta sınıflandırılmıştır (Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği, 2000).

Denetimli Alan: “Çalışanların giriş çıkışları özel denetime bağlı olduğu, çalışmalarında radyasyon korunmak için özel kuralların getirildiği alanlardır. Denetimli alanda görevi gereği çalışan kişilerin ardışık beş yılın ortalama yıllık doz sınırlarının 3/10'undan fazla radyasyon dozuna maruz kalma olasılığı bulunan alanlar” olarak ifade edilmiştir. Denetim alanlarda aşağıda belirtilen ve Şekil 3.9'da gösterilen radyasyon uyarı işaretlerinin bulunması zorunludur.

- 1- Radyasyon alanı olduğu belirten temel radyasyon simgeleri,
- 2- Radyasyona maruz kalma tehlikesinin büyüklüğü ve maruz kalınan radyasyon özelliklerini gösteren üzerinde gerekli bilgi, simge ve renkleri içeren işaretler,
- 3- Radyasyona maruziyetin gerçekleşmesi muhtemele bölgelerde geçirilecek sürelerin kısıtlandığını gösteren uyarı işaretleri,
- 4- Kişisel koruyucu donanım ve araçların kullanılması gösteren uyarı işaretleri.



Şekil 3.9: Radyasyon Uyarı İşaretleri

Kaynak: (Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği, 2000)

Gözetimli Alan: “Radyasyon çalışanları için yılda 1 mSv doz sınırının aşılma olasılığı olup, 6 mSv doz sınırının aşılması beklenmeyen, kişisel doz ölçümünü gerektirmeyen ancak çevresel radyasyon için izlenmesini gerektiren alanlardır.” (Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği, 2000).

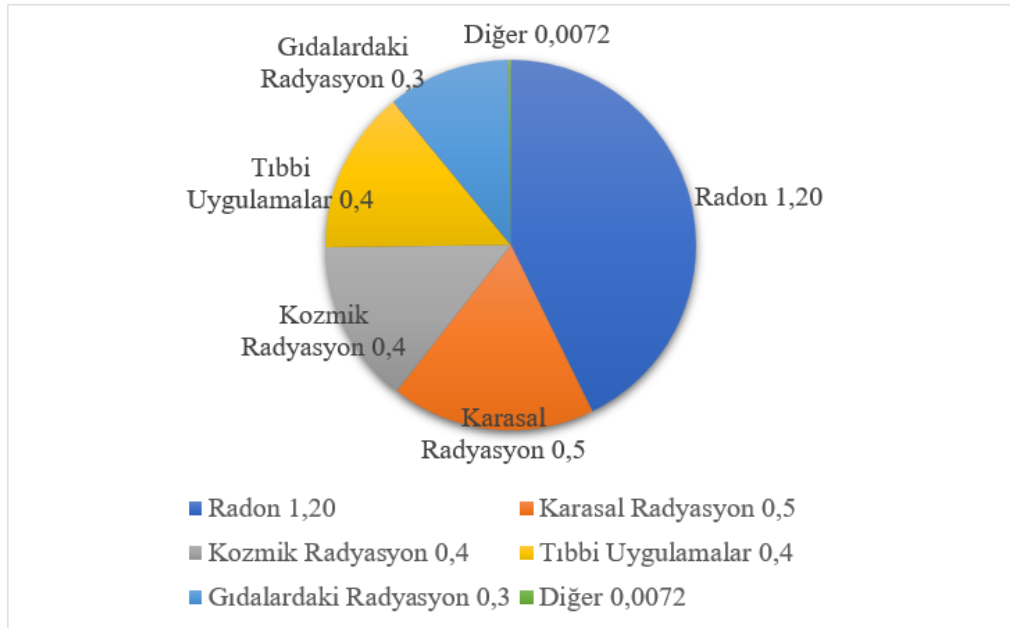
3.7. Radyasyon Maruziyet Doz Sınırları

Doz sınırları, Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu (ICRP) tarafından bir insanın hayatı boyunca hiçbir hastalık ve genetik bozukluk oluşturmayan iyonlaştırıcı radyasyon dozu olarak tanımlanmıştır ve müsaade edilebilir maksimum doz (MEMD) olarak ifade edilmektedir. Çalışanların mesleki olarak çalışma ortamında yapay radyasyon kaynakları ile maruz kaldıkları yıllık ortalama radyasyon doz miktarı 1 mSv’dir (129). Dünya genelinde ise çalışanlar yapay radyasyon kaynaklarına yıllık ortalama 0,6 mSv, doğal radyasyon kaynakları ise ortalama 1,8 mSv maruz kalmaktadır. Bu değerlerin birleştirip küresel olarak ortalama doz hesaplandığında ise yılda 1.3 mSv olmaktadır. Tüm kaynaklardan gelen

radyasyon dozunun dünya toplam nüfusun da kişi başı ortalaması yıllık 2,8 mSv olup, bunun radyasyon kaynaklarına göre oransal dağılımı ise şu şekildedir (UNSCEAR, 2000);

- %43 doğal kozmik ışınlamalar
- %18 doğal dış ışınlamalar
- %14 doğal kozmik ışınlamalar
- %14 tıbbi ışınlamalar
- %14 doğal kozmik ışınlamalar
- %11 doğal iç ışınlamalar
- %0,25 nükleer endüstri

Çalışanlar ve insanlar için yapay radyasyon kaynaklarını içinde en fazla radyasyon maruziyeti tıbbi uygulamalar sonucunda gerçekleşmektedir. Şekil 3.10'da radyasyon kaynaklarından maruz kalınan yıllık ortalama doz miktarları verilmiştir.



Şekil 3.10: Radyasyon Kaynaklarından Maruz Kalınan Doz Miktarları (mSv/yıl)

Kaynak: (TENMAK, 2023)

Mesleki olarak sağlık sektörü, askeri sanayi, nükleer güç ve enerji üretimi, araştırma ve geliştirme merkezleri olmak üzere birçok alanda radyasyon kaynakları bulunmaktadır. Çalışanlar için mesleki radyasyon maruziyeti en fazla tıp alanında olup farklı sektörlerde farklı dozlarda gerçekleşmektedir. Tüm radyasyon kaynaklarından alınan yıllık ortalama doz miktarları Çizelge 3.7'de verilmiştir (Yeyin, 2015).

Çizelge 3.7: Tüm Radyasyon Kaynaklarından Alınan Yıllık Ortalama Doz

Kaynak	Doz Aralığı (mSv)
Kozmik ışınlar	0,4
Gama ışınları	0,5
Radon	1,2
İç Işınlama	0,3
Tıbbi ışınlama	0,4
Nükleer testler	0,005
Çernobil	0,002
Nükleer santraller	0,0002
Toplam	2,8

Kaynak: (Yeyin, 2015)

Yapılan araştırmalar, deneysel çalışmalar ve toplanan verilerle sonucunda radyasyonun dozuna bağlı etkilerden korunmak için radyasyonlu alanlarda çalışanlar ve toplum için müsaade edilen en fazla doz miktarları belirlenmiştir. Bu değerler ICRP'in (Uluslararası Radyolojik Korunma Komisyonu) yayınladığı standartlar yer alan sınır değerler referans alınmasıyla IAEA'nın çıkardığı güvenlik standartlarında ve ülkemizde Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği'nde ifade edilmiştir. Çizelge 3.8'de radyasyon çalışanları ve toplum için sınır değerler verilmiş olup, radyasyonla çalışanlar için mesleki olarak etkin doz herhangi bir yıl için 50 mSv'i, ardışık olarak beş yılın ortalamasında ise 20 mSv'i ve toplamda 100 mSv'i geçemez. Yıllık eşdeğer doz sınırı vücuttaki farklı doku ve organlar için değişiklik göstermekle beraber el, ayak ve cilt için 500 mSv, göz merceği içinse 150 mSv olarak belirlenmiştir (Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği, 2000).

Çizelge 3.8: Çalışanları ve Halk için Doz Sınırları

Doz Sınırları	Mesleki Maruziyet (mSv/yıl)	Halk (mSv/yıl)
Etkin doz sınırı	20 (Ardışık beş yıl ortalaması)	1
	50 (Herhangi bir yılda)	
Göz lensi eşdeğer doz	150	15
Deri eşdeğer doz	500	50
El-ayaklar eşdeğer doz	500	50

Kaynak: (Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği, 2000)

Ayrıca doz sınırlamalarında genç ve hamile çalışanlar için bazı özel şartlar belirlenmiştir (Zeyrek, 2013). Bunlar genç çalışanlar için;

- Mesleki olarak ışınlamalara 16 yaşından küçükler maruz kalmaz ve bu işlerde çalıştırılmazlar.
- 18 yaşından küçükler eğitim amaçlı hariç gözetim altında olmadıkça kontrollü alanlarda çalıştırılmaz.

Hamile çalışanlar için ise;

- Çalışma ortamında doz maruziyet düzeyi halk için olan 1mSv geçmeyecek şekilde olmalıdır.

3.8. Radyasyondan Korunmaya İlişkin Kuruluşlar

3.8.1. Radyasyondan korunmada evrensel kuruluşlar

Günümüzde radyasyondan korunma alanında faaliyet gösteren birçok uluslararası kuruluş bulunmaktadır. Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA), Avrupa Atom Enerjisi Topluluğu (EURATOM), Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu (ICRU), Dünya Sağlık Örgütü (WHO), Nükleer Enerji Ajansı (OECD/NEA), Uluslararası Standartlar Organizasyonu (ISO) radyasyondan korunmaya ilişkin önde gelen kuruluşlardır (IAEA, 1994). Radyasyon güvenliği ile ilgili kurulan ilk kuruluş Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu (ICRP) olup, 1928 yılında Stockholm’de faaliyetlerine başlamıştır. ICRP radyasyondan korunma ile ilgili temel ilkeleri belirleyip, WHO, ILO (Uluslararası Çalışma Örgütü), ICRU başta olmak üzere birçok uluslararası kurumla birlikte çalışmaktadır. Radyasyon çalışanların ve toplumun maruz kaldığı radyasyon dozları ile ilgili verileri toplayıp, oluşturduğu sitokastik etkileri için risk tahminleri yapmaktadır. Günümüzde küresel olarak radyasyondan korunma ile ilgili doz sınırı kriterlerinde ICRP’nin sunduğu tavsiyeler temel alınmaktadır.

Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyonun Etkileri Bilimsel Komitesi (UNSCEAR) 1955 yılında faaliyete geçmiştir. Uluslararası resmi bir kuruluş olan UNSCEAR radyasyonun insan sağlığı üzerindeki etkileri incelerken, bu konu da bilimsel çalışmalar yapmaktadır. Ayrıca moleküler biyoloji, radyobiyoloji ve radyoepidemioloji alanlarında yapılan çalışmaların uluslararası değerlendirilmesi sağlar. Küresel olarak insanların radyasyon maruziyeti ile ilgili raporlar hazırlayarak sunmaktadır.

Birleşmiş Milletler bünyesinde bağımsız bir kurum olarak kurulan Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA) 1957 yılında faaliyete başlamıştır. Temel kuruluş amacı nükleer teknolojinin insanlığın yararına kullanımı yaygınlaştırarak ülkelerin gelişmesine destek sağlamaktır. Başlıca faaliyet alanları ise nükleer teknolojinin barışçıl kullanımı için gözlem ve denetim gerçekleştirmek, nükleer güvenlik ve emniyeti sağlamak, nükleer bilim ve teknoloji uygulamaları ile üye ülkelere kılavuzluk etmek ve destek sağlamaktır.

Avrupa Nükleer Enerji Ajansı (ENEA) 1958 yılında Avrupa Ekonomik İş Birliği Teşkilatı bünyesinde kurulmuştur. Avrupa dışından başka ülkelerinde katılımı neticesinde 1972 yılında ismi Nükleer Enerji Ajansı (NEA) olarak değiştirilmiştir. Temel görevi nükleer enerjinin barışçıl amaçla kullanımı için üye ülkelere destek vermektir. NEA'na Türkiye'de dahil olmak üzere 34 ülke üye olarak yer almaktadır (TENMAK, 2023)

3.8.2. Radyasyondan korunmada ulusal kuruluşlar ve yasal düzenlemeler

Ülkemizde nükleer enerji ve iyonlaştırıcı radyasyonla ilgili ilk faaliyetler 1956 yılında 6821 sayılı Kanun ile Atom Enerjisi Komisyonu Genel Sekreterliğinin Başbakanlık'a bağlı olarak kurulması ile başlamıştır. 1982 yılında 2690 sayılı Kanun ile Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK) adını almıştır. Nükleer enerji alanında yaşanan gelişmeler ve uluslararası gereklilikler dikkate alınarak 2022 yılında 7381 sayılı Nükleer Düzenleme Kanunu ve 08.03.2022 tarihli ve 31772 sayılı Resmî Gazete'de yayımlanan 95 sayılı Nükleer Düzenleme Kurumunun Teşkilat ve Görevleri Hakkında Cumhurbaşkanlığı Kararnamesi ile nükleer enerji ve iyonlaştırıcı radyasyonla ilgili düzenleme denetleme faaliyetleri yeniden düzenlenmiş ve Nükleer Düzenleme Kurumu (NDK) oluşturulmuştur. Kurumun faaliyet alanları başlıca şu şekildedir;

- Radyasyondan çalışanların, halkın ve çevrenin korunması sağlamak.
- Radyasyon ve nükleer enerji ile ilgili gerçekleşen faaliyetlerde güvenlik ve emniyet ile ilgili düzenlemeleri belirlemek.
- Nükleer ve radyasyon tesisleri ile ilgili tüm faaliyetleri denetlemek.
- Nükleer maddelerle ilgili tüm işlemlerde (çıkartılması, üretilmesi, taşınması, depolanması, ihracatı, ithalatı vb.) genel kuralları belirlemek.

- Radyasyon acil durum yönetimi sağlamak (Nükleer Düzenleme Kurumu, 2023).

Ülkemizde radyasyondan korunma ile ilgili yürürlükte olan mevzuat Çizelge 3.9’da verilmiştir (Türkiye Cumhuriyeti Cumhurbaşkanlığı Mevzuat Bilgi Sistemi, 2023).

Çizelge 3.9: Ülkemizde Radyasyondan Korunma ile İlgili Mevzuat

KANUN/ YÖNETMELİK ADI	Resmi Gazete Tarih ve Sayısı
“Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği”	(24.03.2000/23999)
“Nükleer Tesislerde Radyasyondan Korunma Yönetmeliği”	(29.05.2018/30435)
“Kontrollü Alanlarda Çalışan Harici Görevlilerin İyonlaştırıcı Radyasyondan Kaynaklanabilecek Risklere Karşı Korunmasına Dair Yönetmelik”	(18.06.2011/27968)
“Radyasyon Acil Durumlarının Yönetimi Hakkında Yönetmelik”	(16.06.2023/32223)
“Radyoaktif Atık Yönetimi Yönetmeliği”	(9.03.2013/28582)
“Sağlık Hizmetlerinde İyonlaştırıcı Radyasyon Kaynakları ile Çalışan Personelin Radyasyon Doz Limitleri ve Çalışma Esasları Hakkında Yönetmelik”	(05.07.2012 / 28344)
“Tıpta Tedavi Amacıyla Kullanılan İyonlaştırıcı Radyasyon Kaynaklarını İçeren Tesislere Lisans Verme Yönetmeliği”	(21.07.1994 / 21997)
“İyonlaştırıcı Radyasyon ve Radyonüklit Kullanılarak Sunulan Sağlık Hizmetleri Hakkında Yönetmelik”	(13.04.2023 / 32162)
“Nükleer Enerji ve İyonlaştırıcı Radyasyona İlişkin Denetim ve Yerinde İncelemeler Yönetmeliği”	(11.08.2023 / 32276)
“Kontrollü Alanlarda Çalışan Harici Görevlilerin İyonlaştırıcı Radyasyondan Kaynaklanabilecek Risklere Karşı Korunmasına Dair Yönetmelik”	(18.06.2011 / 27968)
“İyonlaştırıcı Olmayan Radyasyonun Olumsuz Etkilerinden Çevre ve Halkın Sağlığının Korunmasına Yönelik Alınması Gereken Tedbirlere İlişkin Yönetmelik”	(24.07.2010 / 27651)

Kaynak: (Türkiye Cumhuriyeti Cumhurbaşkanlığı Mevzuat Bilgi Sistemi, 2023)

4. RADYASYON GÜVENLİĞİ

Radyasyon güvenliği felsefesi, tüm ışınların yararlı etkilerinden faydalanırken zararlı etkilerine karşı insanları korumayı amaçlamaktadır. Bu sebeple radyasyonun zararlı etkilerinden korunmak ve güvenliğin sağlanması için bazı temel kurallar oluşturulmuştur. Günümüzde ülkemizde ve dünyada uygulanan radyasyon korunma sistemi 1977 yılında Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyon'un (ICRP) belirlemiş olduğu tavsiyelere dayanmaktadır. Genel olarak kabul gören radyasyondan korunma sistemi doz sınırlama ilkelerine ve radyasyondan korunma prensiplerinden oluşmaktadır (Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu, 2023).

4.1. Doz Sınırlama Sistemi

Doz sınırlama sistemi ICRP'nin belirlemiş olduğu 3 temel ilkeyi esas alarak kurulmuştur. Bunlar uygulama gerekliliği, optimizasyon ve doz sınırlarıdır.

4.1.1. Gereklilik

Uygulama gerekliliği ışınlanmanın insanlara vereceği zararlı sonuçlar dikkate alınarak faydalı olmayan hiçbir uygulamaya izin verilmemesidir. Uygulamaya izin verilirken bilimsel veriler, sosyo-ekonomik fayda ve etik değerler gibi bütün faktörler dikkate alınarak karar verilmelidir. Uygulamada mutlaka gerekçeler ortaya konmalı, sonuçta ortaya çıkacak fayda zarar dengesi değerlendirilmelidir. Çalışma hayatında uygulama gerekliliği ilkesi en çok radyasyonun tıbbi uygulamalarında ortaya çıkmaktadır.

4.1.2. Optimizasyon

Optimizasyon tıbbi olarak tedavi amaçlı yapılan uygulamalar dışında, radyasyon ışınlanması gerektiren uygulamalarda net faydanın en fazla olacağı şekilde, mümkün olan en düşük doz değerinin alınmasını sağlamaktır. Optimizasyon aynı zamanda ALARA (As Low As Reasonably Achievable) ilkeleri olarak da ifade edilmektedir. Optimizasyon ilkesi sadece uygulama gerekliliği olan işlemlerde

yapılır. Burada amaç radyasyon dozunu sıfırlamak değil, bulunulan şartlarda kabul edilebilir seviyelere indirmektir. Optimizasyon ilkesi çalışanlar için çalışma zamanlarının kısıtlanması, radyasyon kaynağına olan uzaklığın artırılması ve radyasyonun türüne uygun zırhlama yapılması şeklinde uygulanabilir.

4.1.2. Doz Sınırları

Uygulama gerekliliği ve optimizasyon ile belirlenen ilkeler doğrultusunda mesleği gereği radyasyona maruz kalanlar ve bireyler için yıllık alınabilecek en fazla doz sınırlarıdır. Bireyler için kabul edilen yıllık radyasyon doz sınır değeri 1 mSv'dir (TENMAK, 2023).

4.2. Radyasyondan Korunma Yöntemleri

Radyasyondan korunma radyasyonun fiziksel özellikleri ile maddeye ve canlıya etkisiyle ilgilidir. Radyasyonun zararlı etkilerinden korunmak için üç temel kural vardır. Bunlar mesafe, zaman ve zırhlama kurallarıdır. Bu prensipler ALARA (As Low As Reasonably Achievable) ilkeleri olarak ifade edilmektedir. Burada amaç bu üç kuralı aynı anda uygulayarak mesleki radyasyon maruziyeti mümkün olan en düşük seviyeye düşürmektir (Akkurt vd., 2004). İSG prensipleri içerisinde radyasyon riskine karşı ALARA ilkeleri büyük önem arz etmektedir.

4.1.1. Zaman Kuralı

ALARA prensiplerinin ilk ve en basit kuralıdır. Madde tarafından emilen doz ile radyasyona maruz kalınan süre doğru orantılı olarak değişmektedir. Denklem 4.1'de zaman kuralının hesaplanması verilmiştir.

$$\text{Doz} = \text{Doz hızı} \times \text{Zaman} \quad (4.1)$$

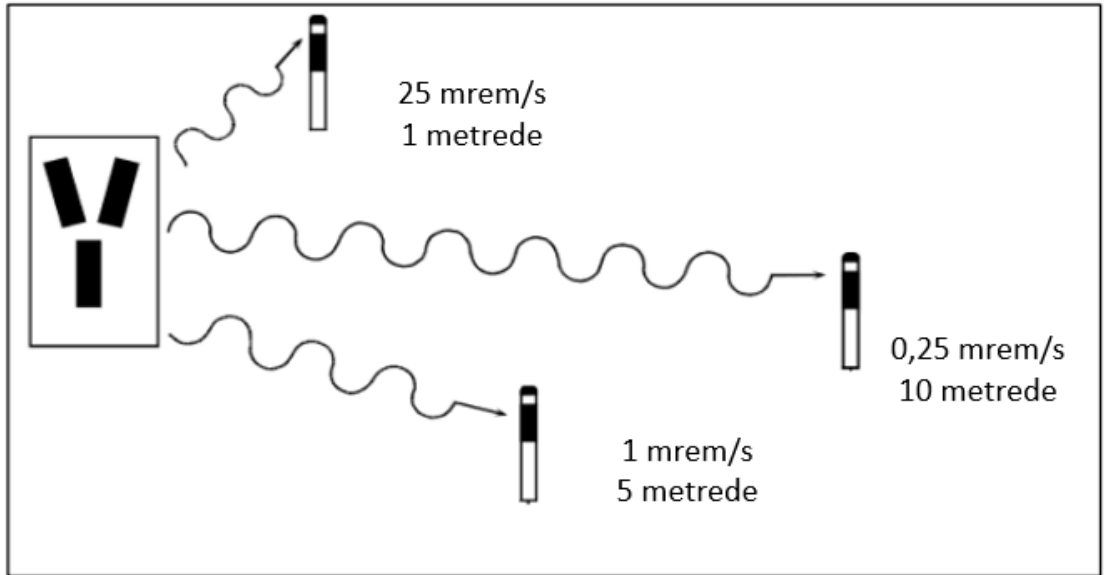
Burada doz maddenin maruz kaldığı doz miktarını, doz hızı radyasyon kaynağından yayılan dozun hızını ve zaman ise maruz kalınan süreyi ifade etmektedir. Radyasyon kaynağının bulunduğu ortamda kalınan zaman arttıkça madde tarafından emilen doz artmaktadır. Bu sebeple radyasyonlu alanlarda yapılan çalışmalar en kısa sürede tamamlanmalıdır.

4.1.2. Mesafe Kuralı

Radyasyonun zararlarından korunmanın etkili yollarından biri de radyasyon kaynağından uzakta olmaktır. Alfa ve beta radyasyonlarının havadaki ortalama serbest yolları kısa iken nötron ve gama radyasyonlarının görece daha uzundur. Ancak aldıkları yol daha uzun olsa da mesafe artıkça şiddetleri azalır (Akyıldırım, 2011). Bir radyasyon kaynağından yayılan radyasyona gerçekleşen maruziyet miktarı ters kare yasasına bağlı olarak mesafeyle azalır (Eaves, 1964). Bu yasaya göre kaynaktan aynı anda çıkan ışınların belirli uzaklıktaki ışın yoğunluğu ile başka bir uzaklıktaki ışın yoğunluğu uzaklıkların kareleri ile ters orantılı olarak değişmektedir. Denklem 4.2’de mesafe kuralının hesaplanması verilmiştir. Burada D_1 ; kaynaktan d_1 uzaklıkta doz hızı, D_2 ; kaynaktan d_2 uzaklıkta doz hızını ifade etmek üzere,

$$D_2 = \left(\frac{d_1}{d_2}\right)^2 D_1 \quad (4.2)$$

şeklinde hesaplanır. Şekil 4.1’de görüldüğü gibi 1 metre mesafe de ölçülen doz değeri saate 25 mrem olurken, 5 metre mesafede 1 mrem’e ve 10 metre mesafe de 0,25 mrem’e düşmektedir. Kaynak ile mesafeyi artırmak radyasyon doz değerini azaltmaktadır.



Şekil 4.1: Radyasyon Dozunun Uzaklıkla İlişkisi

Kaynak: (USNRC Standard, 2023)

4.1.3. Zırlama (Korunma) kuralı

Yayımlanan ışınların etkisini radyasyon kaynağı ile istenilen hedef arasında engel koyarak yok etme ya da belirli seviyelere indirmek için yapılan işleme

zırhlama denir (Akyıldırım, 2011). Burada asıl amaç maddeye ulaşan radyasyonun, enerjisi ve tipine bağlı olarak, enerjisinin tamamını veya bir kısmını zırh malzemesindeki atomlar ile etkileştirerek soğrulmasını sağlamaktır. Bu sebeple radyasyon enerjisi ve tipine göre zırhlama yapılması önemlidir. Nükleer radyasyonların madde ile etkileşim mekanizmaları fotonlar ve nötronlarda olduğu gibi, farklı yük, kütle ve enerji de farklılık gösterir (Lowenthal ve Airey, 2001; Akyıldırım, 2011).

Aynı enerjili radyasyonların madde içerisindeki giriciliğine bakıldığında en tehlikeli radyasyon türleri gama ışınları ve nötronlar olduğu görülür. Bunun sebebi nötronların yüksüz; gama ışınlarının ise hem yüksüz hem de kütesiz olmasıdır (Akyıldırım, 2011). Ağır taneciklerin oluşturduğu radyasyonları ince maddeler durdururken, küçük boyutlu ve enerjisi yüksek radyasyonlar daha giricidirler. Alfa gibi radyasyonları kâğıt gibi ince maddeler engellerken, gama radyasyonu kurşun blokları bile geçebilmektedir (Martin, 2006/2013).

4.2. Radyasyon Zırh Malzemeleri

Radyasyondan korunmanın bir yolu olan zırhlama ve zırh malzemeleri birçok bilim alanını ilgilendiren bir konudur. Radyasyon çeşitlerine göre radyasyon zırh malzemeleri ve tasarımları değişmektedir. Teorik olarak bütün malzemeler yeteri kalınlıkta bulunduğu zırh malzemesi olarak kullanılabilir. Ancak zırh malzemesi olarak kullanılan maddeler sınırlıdır. Bunun sebebi radyasyon zırh malzemelerinin belirlenmesinde birçok faktör etkili olmasıdır. Bu faktör

- Malzemenin radyasyonu soğurma miktarı
- Malzemenin ekonomik maliyeti
- Malzemenin atom numarası ve ağırlığı
- Radyasyona karşı fiziksel ve kimyasal dayanıklılığı
- Zırhlama için gerekli kalınlık değeri
- Birçok amaç için kullanımının olması (hem radyasyon zırhı hem yangın geciktirici olarak kullanılması)
- Toksik etkisinin olmaması bunlardan bazılarıdır (Akkaş, 2015).

Alfa, beta ve diğer hafif parçacıklardan korunma ince kalınlığa sahip malzeme ile kolaylıkla yapılabilir. Bu parçacıkların elektriksel yükü ve büyük

kütleleri olmamasından dolayı malzemelere giricilik mesafeleri mikrometre düzeyinde gerçekleşmektedir. Alfa parçacıklarını bir kâğıt parçası ile, beta parçacıklarını ise plastik veya metal ince malzemelerle durdurmak mümkündür.

4.2.1. Gama radyasyonu zırh malzemeleri

Gama ışınları elektriksel olarak yüksüz olmasına karşın, atomları doğrudan Compton saçılması, fotoelektrik etki ve çift oluşumu yoluyla iyonlaştırabilmektedir (McAlister, 2012). Işık hızında hareket ederek enerjilerini kaybetmeden kilometrelerce yol alabilirler. Böylece maddeye kolayca nüfuz eder ve canlı hücreler için biyolojik olarak büyük tehlike oluştururlar. Gama ışınlarına karşı kullanılacak radyasyon koruyucu malzeme de aranan en önemli özellik gama ışını zayıflatma yeteneğinin yüksek olmasıdır. Ağır maddeler yüksek gama ışını zayıflatma yeteneğine sahiptir. Bu sebeple kullanılacak malzemenin yüksek atom numaralı ve yüksek yoğunluklu elementlerden oluşması gerekir. Bu şekilde kalkan malzemenin gama ışınları ile etkileşim olasılığı daha yüksek olur ve daha büyük enerji aktarımı gerçekleşir (Vishwanath vd., 2014; Chang vd., 2015).

Gama radyasyonu için kalkan malzemesi olarak kurşun ve beton başta olmak üzere demir, çelik, alüminyum ve tungsten gibi maddelerin kullanımı uygundur. Günümüzde ise kurşun ve betona alternatif kurşun içermeyen radyasyon koruyucu cam ve cam-seramik malzemeler kullanılmaktadır (Sayyed vd., 2019). Çizelge 4.1' de gama kalkanı olarak kullanılan bazı malzemelerin lineer zayıflatma katsayıları farklı gama enerjilerine karşılık verilmiştir.

Çizelge 4.1: Gama Kalkanı Olarak Kullanılan Bazı Malzemelerin Lineer Zayıflatma Katsayıları

Enerji (Mev)	Su (cm ⁻¹)	Beton (cm ⁻¹)	Alüminyum (cm ⁻¹)	Demir (cm ⁻¹)	Kurşun (cm ⁻¹)
0,5	0,0966	0,204	0,227	0,651	1,64
1,0	0,0706	0,149	0,166	0,468	0,776
1,5	0,0575	0,121	0,135	0,381	0,581
2,0	0,0493	0,105	0,117	0,333	0,518
3,0	0,0396	0,0853	0,0953	0,284	0,477
4,0	0,0339	0,0745	0,0837	0,259	0,476
5,0	0,0301	0,0674	0,0761	0,246	0,483
8,0	0,0240	0,0571	0,0651	0,232	0,520
10,0	0,0219	0,0538	0,0618	0,231	0,554

Kaynak: (Glasstone, 1967)

4.2.1.1. Kurşun

Kurşun gama radyasyonundan korunmak için uzun yıllar boyunca yaygın olarak kullanılmış iyi bir zırh malzemesidir. Özellikle tıbbi radyoloji laboratuvarlarının da X-ışını radyasyonundan korunmak için kullanılır. Kurşun yüksek yoğunluğa sahip olması sebebiyle kompakt bir maddedir. Bu özelliği sebebiyle diğer malzemelere göre (beton, çelik vb.) daha az hacim kaplayarak gama radyasyonunda koruma sağlar. Bunlar kurşunun kullanımının temel avantajlarıdır. Ancak bu zırh malzemesi hem insan hem çevre sağlığı için yüksek toksit etkiye sahiptir. Özellikle kurşun buharları toksit etki gösterir. Bu sebeple 2003 yılında AB (Avrupa Birliği) tarafından Belirli Zararlı Maddelerin Kullanımını Kısıtlama Direktifi (Restriction of Hazardous Substances Directive) ile kurşun, civa, kadmiyum ve bromürlü bileşikler insan sağlığına zararlı maddeler olarak ifade etmiş ve kullanımını yasaklamıştır. Bu direktifler doğrultusunda ülkemizde Mayıs 2008’de mevzuat çıkarılarak Resmî Gazetede yayımlanmıştır. Bu sebeplerden dolayı günümüzde kurşun kullanımdan vazgeçilmektir (Birgör, 2009). Ayrıca kurşunun mukavemet ve sertlik gibi fiziksel özellikleri de diğer metallerle göre düşüktür. Kurşuna ait bazı özellikler Çizelge 4.2’de verilmektedir (Akkaş, 2015).

Çizelge 4.2: Kurşun Elementinin Bazı Özellikleri

Özellik	Değer
Simgesi	Pb
Atom numarası	82
Atom kütlesi	207,15
Yoğunluk (g/cm ⁻³)	11,35
Erime Sıcaklığı (°C)	327
Özısı (J g ⁻¹ °C ⁻¹)	0,13
Isıl Genleşme Katsayısı (°C ⁻¹ lin.)	2,95 x 10 ⁻⁶
Sertlik (Brinell)	4
Akma dayanımı (psi)	860
Çekme dayanımı (psi)	1900
Uzama (%)	45
Young Modülü (psi)	2 x10 ⁶

Kaynak: (Profio, 1979)

4.2.1.2. Demir

Demirin diğer gama zırh malzemelerine göre atom numarasının ve yoğunluğunun daha düşük olması radyasyon emme kabiliyetini de daha düşük kılar.

Fakat demir ve çelik malzemeler diğer malzemelere göre yüksek sıcaklıkta düşük mukavemete sahip olması sebebiyle yapısal koruyucu malzeme olarak radyasyondan koruma da tercih edilir. Demir malzeme özellikle metal alaşımlar oluşturularak zırh malzemesi olarak kullanılır. Çizelge 4.3'te demir elementine ait bazı özellikler verilmiştir.

Çizelge 4.3: Demir Elementinin Bazı Özellikleri

Özellik	Değer
Simgesi	Fe
Atom numarası	26
Atom kütlesi	55,85
Yoğunluk (g/cm ³)	7,87
Erime Sıcaklığı (°C)	1535
Özısı (J g ⁻¹ °C ⁻¹)	0,46
Isıl Genleşme Katsayısı (°C ⁻¹ lin.)	11 x 10 ⁻⁶
Sertlik (Brinell)	100
Akma dayanımı (psi)	25
Çekme dayanımı (psi)	40

Kaynak: (Profio, 1979)

4.2.1.3. Tungsten ve alaşımları

Tungsten yüksek atom numaralı (74) ve yaklaşık olarak kurşundan iki kat yoğunluğa (19,3 g/cm³) sahip olan gama radyasyonunda etkili bir zırh malzemesidir. Özellikle Compton saçılmasına karşı kalkan olarak kullanılır. Tungsten enerjisi 2 MeV üzerindeki gama ışınlarında kurşuna göre yaklaşık olarak 2 kat daha fazla etkilidir. Ayrıca kalkan malzeme olarak kullanımında hem sağlık hem de çevresel olarak toksik bir tehlikesi bulunmaz (Cournoyer, 2001). Ancak saf haldeki tungstenin kırılgan bir yapı da olması ve yüksek maliyeti dezavantajlarıdır (Buyuk ve Tugrul, 2014). Bu sebeplerle tungsten içeren alaşımlar ve kompozit malzemeler gama radyasyon kalkanı olarak geliştirilmektedir (AbuAlRoos, Amin ve Zainon, 2019). Çizelge 4.4'te tungsten elementine ait bazı özellikler verilmiştir.

Çizelge 4.4: Tungsten Elementinin Bazı Özellikleri

Özellik	Açıklama
Simgesi	W
Atom numarası	74
Atom kütlesi	183,84 g/mol
Yoğunluk	19,25 g/cm ³
Erime Sıcaklığı	3410 ° C
Kaynama Sıcaklığı	5555 ° C
Elektrik Direnci	52,8 nΩ.m (20° C'de)
Isıl İletkenlik	173 W/m.K
Vickers Sertliği	3430 MPa

Kaynak: (Ball, 2004)

Tungsten alaşımlar ise kurşuna göre daha az hacim kaplayan, daha iyi oksidasyon direncine sahip ve daha dayanıklı malzemelerdir. Toksik etkileri olmadığı için kurşun yerine kullanımı daha uygundur. Çizelge 4.5'te gama radyasyonunda koruyucu malzeme olarak kullanılan bazı tungsten alaşımlar verilmiştir.

Çizelge 4.5: Gama Radyasyonu Kalkanı Olarak Kullanılan Bazı Tungsten Alaşımların Özellikleri

Malzemeler	WSM-1	WSM-2	WSM-3	WSM-4	WSM-5
Yüzde Bileşimler					
Tungsten (W)	90	92,5	95	97	90
Nikel (Ni) /Bakır (Cu)	6	5,25	3,5	2,1	4
Demir (Fe)	4	2,25	1,5	0,9	2
Molibden (Mo)	-	-	-	-	4
Fiziksel özellikleri					
Yoğunluk (g/cm ³)	16,85 17,25	17,15 17,85	17,75 18,35	18,25 18,85	17,10 17,30
Isıl İletkenlik (W/m.K ⁻¹)	70/95	75/100	85/105	90/115	80
Isıl genleşme katsayısı (10 ⁻⁶ K ⁻¹)	5,8	5,5	5,2	5,0	5,3

Kaynak: (Akkas, 2015)

4.2.2. Nötron zırh malzemeleri

Nötronlar madde ile etkileşime girdiklerinde yüksüz oldukları için Coulomb kuvvetinden etkilenmeden maddenin derinliklerine nüfuz ederler. Bu sebeple diğer radyasyon çeşitlerine göre korunmak daha zordur. Son yıllar da nötron temelli teknolojik gelişmeler sebebiyle nötron koruyucu malzemelere ihtiyaç artmaktadır. Nötronlardan korunma da kullanılan zırh malzemeleri nötronların enerjilerine bağlı

olarak değişmektedir. Hızlı nötronlar çoklu elastik saçılma kesitine sahip malzemeler tarafından yavaşlatılırken, yavaş ve termal nötronlar yüksek nötron emilim kesitine sahip elementler tarafından emilebilirler (Park vd., 2022). Nötron absorpsiyonun da düşük atom numaralarına sahip malzemelerin konsantrasyonu önem arz etmektedir. Diğer önemli faktör ise, nötron zırh malzemesinin daha büyük makroskobik tesir kesit değerine sahip olma gerekliliğidir. Çizelge 4.6’da bazı maddelere ait makroskobik tesir kesitleri ve zayıflatma uzunlukları verilmiştir. Tıbbi kurumlar ve nükleer santraller gibi nötronların kullanıldığı yapılar da kalkan malzemesi olarak beton kullanılırken, yüksek sıcaklıklar da kararlılık ve dayanıklılık gerektiren ortamlar da metal esaslı kalkanlar kullanılmaktadır. Son yıllar da geliştirilen polimer kompozit kalkanlar ise yüksek hidrojen atomu barındırmaları, hafiflikleri ve nötron emici katkı maddelerin kolaylıkla ilave edilmeleri gibi özellikleri sebebiyle mükemmel koruyuculuk gösterirler. Bu polimer kompozitler taşınabilir nötron kaynaklarından korunma da ve havacılık sektöründe kullanılmaktadır.

Çizelge 4.6: Bazı Maddelerin Makroskobik Tesir Kesitleri ve Zayıflatma Uzunlukları

Malzeme	Makroskobik Tesir Kesiti Σ_r (cm ⁻¹)	Zayıflatma Mesafeleri 1/ Σ_r (cm)
Su	0,103	9,7
Parafin	0,106	9,4
Demir	0,1576	6,34
Beton (Kütlece % 6 su içeren)	0,089	11,3
Grafit (Yoğunluğu 1,54 g/cm ³)	0,0785	12,7

Kaynak: (National Committee on Radiation Protection US, 1971)

4.2.2.1. Hidrojen içeren zırh malzemeleri

Nötron zırhlama da en etkili soğurucu malzeme hidrojen içeren malzemelerdir. Bu malzemeler içinde en başta harika bir zırh özelliğine sahip olan su gelmektedir. Su, yüksek hidrojen oranı sahip olması, kolaylıkla çok miktarda temin edilebilmesi ve ucuz olması sebebiyle zırh malzemesi olarak su kullanımının avantajlarını oluşturur. Bunun yanı sıra yüksek sıcaklıklar da kullanılamaması, kaynama noktasının düşük olması ile çabuk buharlaşması, kolay bir şekilde sızması ve metal malzemeler de korozyona (oksitlenmeyi) yol açması gibi kullanımını

kısıtlayıcı birçok özelliği de bulunmaktadır. Çizelge 4.7’de suyun bazı özellikleri verilmiştir (Akkaş, 2015).

Çizelge 4.7: Suyun Bazı Özellikleri

Özellik	Açıklama
Simgesi	H ₂ O
Etkin Atom Numarası	7,4
Özısı	4,18 J g ⁻¹ ° C
Elektron Sayısı (gram başına)	3,34 x 10 ²³
Hidrojen İçeriği (atom/cm ³)	6,7 x 10 ²²
Kaynama Sıcaklığı	100 ° C
Isıl Genleşme Katsayısı	4,1 x 10 ⁻⁴ ° C ⁻¹ hacimsel
Isıl İletkenlik	5,9 J cm ⁻¹ s ⁻¹ ° C ⁻¹
Radyasyon hasarı	Az

Kaynak: (Profio, 1979)

Nötron zırhlama da yüksek hidrojen oranı (%14,3) ile etkili olan diğer zırh malzemesi parafindir. Özellikle hızlı ve yüksek enerjili nötronları yavaşlatma da kullanılır. Ancak parafinin çabuk yanabilen bir malzeme olması kullanımı kısıtlamaktadır.

4.2.2.2. Metal nötron koruyucu kompozitler

Tungsten, kurşun, demir ve seyreltilmiş uranyum gibi maddeler en çok kullanılan metal nötron koruyucu malzemeleri oluştururlar. Metal malzemeler hidrojenli malzemelere göre daha düşük nötron koruyucu özelliğe sahiptir. Ancak özellikle yüksek sıcaklık ve kimyasal koşulların olduğu ortamlar ile nükleer reaktörlerde gama ışınlarına karşı korunmak için nötron zırh malzemesi olarak kullanılmaktadırlar.

Tungsten kurşundan daha yoğun olmasına rağmen kurşun kadar etkili bir gama zırh malzemesidir. Ayrıca nötron yakalama reaksiyonları ile nötron azaltmada kurşundan çok daha iyidir. Ancak tungsten nötron yakalama reaksiyonlarında gama ışınları oluşturmaktadır.

Seyreltilmiş uranyum, nükleer yakıt zenginleştirme işlemlerinden ²³⁵U izotopunun seyreltilmesi ile elde edilmektedir. Yüksek atom numarasına (Z=92) ve yoğunluğa (d=19 g/cm³) sahip olması sebebiyle bilinen en iyi gama radyasyonu zırh malzemelerinden biridir. Nötron azaltma da ise da kurşun kadar etkilidir. Ancak

uranyum izotopunun hızlı nötronlarla fisyon reaksiyonları sonucunda oluşan fisyon ürünleri gama ışınları yayınlamaktadır.

Kurşun ve demir (Fe) özellikle nükleer reaktörlerin etrafında sıkça kullanılan metal zırh malzemeleridir. Kurşun ve demir ihtimali düşüğe olsa nötron yakalama reaksiyonları sonucunda gama ışınları oluşturabilir. ^{58}Fe nötron yakalama sonucunda radyoaktif izotopu ^{59}Fe üretebilir ve (n, γ) reaksiyonu ile 1.1 ve 1.29 MeV enerjiye sahip gama ışınları yayınlamaktadır. Kurşun ise toksit etkiye sahip bir zırh malzemedir. Kurşun kullanımı sanayide zararlı maddelerin kullanımını kısıtlayan EU RoHS 1 direktifleri uyarınca kısıtlanmıştır.

4.2.2.3. Beton nötron koruyucu malzemeler

Beton yoğunluğunun yüksek olması, nötron yakalanmasında da etkili olan hidrojen gibi elementleri içermesi, kolay şekil verilebilmesi gibi özelliklerinden dolayı nötronlardan korunma da yaygın kullanılan doğal bir zırh malzemesidir. Nötron zırlamasında barit, kolemanit agrega, demir-portland gibi katkı malzemeleri ilave edilerek çeşitli betonlar elde edilmektedir. Baryum cevheri olan barit beton hızlı nötronları yavaşlatan hidrojen ve nötron soğurucu olan bor içerir. Barit aynı zamanda gama zırh malzemesi olarak da kullanılır. Kolemanit, beton içerisinde agrega olarak ilave edilir. İçeriğinde bor minerali olan hidratlı kalsiyum borat bulunması sebebiyle nötron yakalama da etkili bir beton türüdür. Bu maddelerin dışında nötron yakalamayı artıran birçok katkı maddesi de beton içerisine ilave edilmektedir. Çizelge 4.8’de beton ait özellikleri verilmiştir.

Çizelge 4.8: Sıradan ve Ağır Betonun Bazı Özellikleri

Özellik	Sıradan Beton	Ağır Beton
Yoğunluk (g/cm^3 , 20°C)	2,2-2,4	3,7-4,8
Etkin Atom Numarası	11	26
Özısı ($\text{J g}^{-1}\text{ }^\circ\text{C}$)	0,8	
Isıl İletkenlik ($\text{cm}^{-1}\text{ s}^{-1}\text{ }^\circ\text{C}^{-1}$)	0,01	0,1
Hidrojen İçeriği (atom/cm^3)	$0,8 \times 10^{22} - 2,4 \times 10^{22}$	
Çekme Dayanımı (psi)	<500	
Isıl Genleşme Katsayısı ($^\circ\text{C}^{-1}$ lineer)	8×10^6	
Maksimum Sıcaklık	93°C	
Radyasyon hasarı	İhmal edilecek düzeyde	
Elastik Modülü (psi)	2×10^5	
Isıl Nötron Aktivasyonu	Küçük	Büyük

Kaynak: (Profio, 1979)

4.2.2.4. Polimer nötron koruyucu malzemeler

Polimerik nötron koruyucular içinde en yaygın kullanılan polietilen (CH₂)_n hidrokarbonudur. İçerik olarak sudan daha fazla hidrojen içermektedir (1 cm³ polietilende yaklaşık 8 x 10²² tane H atomuna karşın, 1 cm³ su da yaklaşık 6 x 10²² tane H atomu içermektedir). Bu sebeple nötronların soğrulmasında çok etkili bir malzemedir. Polietilenin toksit bir etkisi yoktur ve oksidasyona uğramaz. Ancak polietilenin ısıya karşı direnci düşüktür ve 110⁰C civarında yumuşar ve yanar. Isıya karşı direnci artırılmış ve 200⁰C kadar yumuşamayan çeşitleri bulunmaktadır. Fakat ısı direnci artırılınca nötron soğurma kapasitesi azalır. Günümüz de polietilenin geliştirilmiş özel bir çeşidi olan su eklenmiş polietilen (WEP) nötron zırhlamada etkin olarak kullanılmaktadır. Ayrıca polietilenin içine katkı maddesi olarak bor ilave edilmesiyle oluşturulan kompozit malzeme hidrojen etkileşimleri sonucunda oluşan termal nötronlar da soğrulabilmektedir. Polietilenin bazı özellikleri Çizelge 4.9'da verilmiştir.

Çizelge 4.9: Polietilenin Bazı Özellikleri

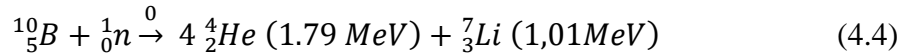
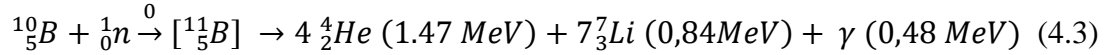
Özellik	Sıradan Beton
Yoğunluk (g/cm ³ , 20° C)	0,95
Etkin Atom Numarası	5,5
Özısı (J g ⁻¹ °C)	2,3
Isıl İletkenlik (cm ⁻¹ s ⁻¹ ° C ⁻¹)	3 x 10 ⁻³
Hidrojen İçeriği (atom/cm ³)	8 x 10 ²²
Çekme Dayanımı (psi)	2800
Isıl Genleşme Katsayısı (° C ⁻¹ lineer)	1,2 x 10 ⁻⁴
Yumuşama Sıcaklığı (°C)	40
Yanma Durumu	Orta
Radyasyon hasarı	Büyük

Kaynak: (Profio, 1979)

4.2.2.5. Bor ve bor katkılı malzemeler

Nötronlara karşı korunma sağlayan zırh malzemeleri, nötronlarla etkileşimi sonucunda (n,γ) reaksiyonu ile gama ışınları yayınlamaktadır. Bu sebeple de oluşan gama ışınlarına karşı ikincil bir zırhlama ihtiyacı ortaya çıkmaktadır. Bor, 3840 b yüksek nötron yakalama kesiti sahiptir. Borun doğada 2 izotopu bulunmaktadır. Bunlardan ilki ¹⁰B doğal bolluğu %19,9'dur ve 3840 barn'lık yüksek makroskobik soğurma kesitine sahiptir. Diğer izotopu ise ¹¹B doğal bolluğu %80,1'dir ve termal

nötron yakalama da 0,005 barnlık çok düşük makroskobik soğurma kesitine sahiptir. Bu sebeple de teorikte nötron yakalamaz. Doğal bor ortalama 760 barn'lık termal nötron soğurma kesiti ile ${}^6\text{Li}$ (940 b) ve ${}^{235}\text{U}$ (549 b) arasında yer alır. Bu değer bor elementini nötronlardan korunma da mükemmel bir zırh malzeme yapar. Borun nötron yakalama reaksiyonları Denklem 4.3 ve Denklem 4.4'te gösterilmiştir. Bu reaksiyon sonucunda He ve Li atomları oluşmaktadır (Abdulrahman, Thomas ve Ahmad, 2020).



Bu reaksiyonlardan %93,7 Denklem 4.3, %6,3 ise denklem 4.4 olarak gerçekleşmektedir. Günümüzde nötron soğurma da bor katkılı birçok farklı zırh malzemesi kullanılmaktadır. Bunlardan başlıcaları bor nitrür (BN), bor karbür (B_4C), bor oksit (B_2O_3), borik asit (H_3BO_3), boraks ($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7 \cdot 10\text{H}_2\text{O}$) ve kolemanit ($\text{Ca}_2\text{B}_6\text{O}_{11} \cdot 5\text{H}_2\text{O}$)'tir

Bor karbür, günümüzde yeni nötron radyasyon koruyucu kompozit malzeme oluşturulması çalışmalarının da sıklıkla kullanılan bor içerikli bir katkı malzemesidir. Nötron radyasyonuna karşı yüksek termal nötron yakalama tesir kesiti ve nötronların madde etkileşimi sonucu oluşan ikincil nötron radyasyon reaksiyonunu düşük gerçekleştirme oranı ile nükleer uygulamalarda zırh olarak kullanılmaktadır. Ayrıca bor karbür hafifliği, yüksek sertliği, yüksek ergime sıcaklığı, düşük yoğunluğu ve oksitlenmemesi gibi iyi mekanik özelliklere sahip seramik bir malzemedir (Thevenot, 1990). Bu özelliği sebebiyle askeri silah sanayi ve havacılık endüstrisinde yaygın olarak kullanılmaktadır. Bor nitrüre göre %2000 üzerinde sertlik ve %650'nin üzerinde Young Modülü değerlerine sahiptir. Bu sebeplerden dolayı kompozit malzemeler de bor nitrür yerine bor karbür kullanılması mekanik özelliklerinde önemli derecede iyileşme sağlamaktadır. Fakat nötron yakalama reaksiyonlarının çoğunda azot karbondan daha çok etkili olduğu için, nötron radyasyonundan korunma bor karbürün etkisi bor nitrürden daha az olmaktadır. Bor karbür kullanımının en büyük dezavantajı tüm gelişmiş seramikler içinde en düşük olan kırılma dayanıklılığıdır. Bu özellikle nükleer santral gibi ağır çalışma koşullarında ciddi bir sorun oluşturmaktadır. Ayrıca bazı çalışmalar, bor karbürün polietilen içinde homojen dağılımının daha zor olduğunu göstermektedir (Abdulrahman, Thomas

ve Ahmad, 2020). Bor karbür çeşitli metallere nötronların soğurulması ve ikincil nötron reaksiyonları sonucu oluşan gama ışınlarının azaltılması için ilave edilebilmektedir. Alüminyum üzerine borür adı verilen Al-B₄C karışımli sandviç malzeme oluşturularak nötron koruyucu olarak kullanılmaktadır (Martin, 2006/2013). Bor karbür polimer matrisine ilave edilerek kompozit malzeme olarak da kullanılmaktadır. Bor nötronları soğururken polimer malzemedeki hidrojen nötronların yakalar. Bor karbür ile en yaygın kullanılan polimerik kompozit zırh malzemesi polietilen bileşiği (PE/B₄C)'dir. Çizelge 4.10'da bor karbürün bazı özellikleri verilmiştir.

Çizelge 4.10: Bor Karbürün Bazı Özellikleri

Özellik	Değer
Simgesi	B ₄ C
Molekül Ağırlığı	55,26
Renk	Siyah
Yoğunluk (g/cm ⁻³)	2,52
Erime Sıcaklığı (°C)	2450
Spesifik ısı (J / mol.K)	50,88
Isıl Genleşme (10 ⁻⁶ / °C)	4,3
Vickers Sertlik (GPa)	27,4-34,3
Elastisite Modülü (GPa)	290-450
Kırılma Mukavemeti (MPa)	323-430
Elektriksel Direnç (Ω.cm)	0,1-10
Nötron Zayıflatma Tesir Kesiti (barn)	755 (¹⁰ B)

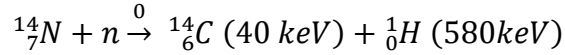
Kaynak: (Pierson, 1996)

Bor nitrürün birçok kristal yapısından birisi olan hegzagonal bor nitrür (h-BN) oksidasyona uğramayan seramik bir malzemedir. Bor ve azot atomlarının arasındaki kovalent bağlardan oluşan altıgen yapısı ile grafitte benzer. Bor nitrür yüksek ısı iletkenliği, düşük dielektrik sabiti, oksidasyona karşı direnci, iyi mekanik özellikleri, kimyasal olarak inert olması, yüksek aşınma direnci, yüksek erime noktası (yaklaşık 3000°C) ve düşük yoğunluğu (2.34g/cm³) gibi birçok mükemmel fiziksel ve kimyasal özelliğe sahiptir.

Yüksek gerilim uygulamalarında elektrik yalıtımı, yüksek sıcaklıklarda katı yağlayıcı ve yüksek bağıl B içeriği sebebiyle nötron koruyucu olmak üzere geniş kullanım alanlarına sahiptir. Üretimin nispeten kolay olması, düşük yoğunluğu, üstün

termal özellikleri, toksit olmaması ve çevreye zararlı etkisinin bulunmaması sebebiyle son yıllarda daha çok ilgi gören bir malzeme haline gelmiştir.

Bor nitrürü oluşturan elementlerden borun 3840 barn değerinde yüksek nötron soğurma tesir kesiti olmasına karşın, diğer element olan azotun nötron soğurma tesir kesiti 1.84 barn'dır ve ^{10}B 'dan yaklaşık olarak 2000 kat daha düşüktür. Denklem 4.5'te N elementinin nötron yakalama reaksiyonu verilmiştir.



Bor Nitrür Nanotüpler günümüzde radyasyondan korunma araştırmalarında üretilen diğer bor nitrür çeşidi bor nitrür nanotüplerdir (BNNT). BNNT mükemmel yüksek sıcaklık kararlılığı, yüksek fiziksel-mekanik performansı ve yüksek nötron soğurma kesiti ile havacılık ve uzay sanayisinde kozmik radyasyonlara ve ikincil nötron radyasyonlarına karşı kullanılan bir malzemedir. Uzun yıllardır NASA astronot giysileri gibi uzay tabanlı uygulamalar için radyasyon zırh malzemesi olarak BNNT'in üretim ve test edilmesi çalışmaları yapmıştır. Birçok mükemmel özelliği olmasına karşın BNNT'lerin sentezlenmeleri çok zordur. Yüksek sıcaklık ve basınçlarda, uzun, karmaşık ve çok aşamalı süreçlerle üretilirler. NASA'nın 2014 yılı raporuna göre laboratuvarlarında BNNT malzemenin saatlik üretim hızı yaklaşık 20 mg'dır (Martin, 2006/2013).

BNNT hidrojen depolamayı destekleyen bir molekül yapıya sahiptir. Böylelikle hızlı nötronları zayıflatan bir polimer matrisine kolaylıkla ilave edilebilir. Hidrojen ilave edilmiş BNNT hem yüksek enerjili nötronları yavaşlatmak hem de termal nötronları yakalamak için yeni, çok etkili ve nötron korunma da mükemmel bir nano malzemedir. Ancak hidrojen ilave edilmiş BNNT bazı dezavantajları da vardır. Hidrojen ilave edilmesi ile elastisite modülünde %10 azalma gibi malzemenin mekanik özelliklerinde bazı kayıplar meydana gelmektedir. BNNT'ler yapısal olarak karbon nanotüplere benzetmekle beraber, kimyasal ve termal olarak daha kararlı ve yalıtkan olması onlardan ayıran özellikleridir.

Günümüzde yaygın olarak üretilen diğer bir malzeme de polimer matrisli kompozit malzemedir. Polimer malzemelerin üretimi kolaydır, maliyetleri ucuzdur, hafif ve esnektirler. Polimer matrislerine katkı maddeleri ilave edilerek birçok farklı özellik kazandırılmaktadır. Epoksi ve kauçuk gibi polimer matrislere BN katkı maddesi ilave edilerek nötron koruyucu zırh malzemesi elde edilmektedir. Ayrıca

BNNT'ler hidrojen açısından zengin polimer kompozitler için ideal bir katkı malzemesi olmaktadır. Hidrojen ve bor elementlerinin birlikte bulunmasından dolayı hem hızlı nötronlar hem de termal nötronlar için zırh malzemesi olarak kullanılmaktadır. Malzeme içindeki hidrojen hızlı nötronları yavaşlatarak termal nötron haline dönüştürmekte, termal nötronlar ise bor ile zayıflatılmaktadır. Ancak nanopartiküller teorik de çok iyi sonuçlar verseler bile, partiküller arasındaki yüksek yüzey enerjilerinden dolayı polimerik malzeme içinde homojen olmayan dağılım riskini ortaya çıkarmaktadır. Bu da kompozit malzemenin radyasyondan korunma kapasiteni olumsuz yönde etkilemektedir. Bu sebeple elde edilecek kompozit malzemelerde homojenliği sağlamak ek işlemlere yer verilmesi gerekmektedir (Kim vd., 2014).

Boraks (sodyum borat) kolaylıkla şekil verilebilen, ucuz ve etkili bor içeren bir nötron zırh malzemesidir. Kristal toz şeklinde bulunmasından dolayı zırhlamada sızıntı sorununa yol açmaz.

5. DENEYSEL ÇALIŞMALAR

Bu doktora çalışmasında, PVB-BN yüzey kaplama malzemelerinin termal nötron radyasyonuna karşı zırhlama özellikleri incelenmesi ve bunun sonucunda yeni bir yüzey kaplama malzemesi oluşturulması amaçlanmıştır. Bu amaçla malzemeler oluşturularak deneysel çalışmalar gerçekleştirilmiştir. Deneysel çalışmalar 4 aşamadan oluşmaktadır. Bunlar;

- I. Yüzey kaplama malzemelerinin oluşturulması
- II. Karakterizasyon
- III. Kaplama işlemi
- IV. Nötron ışınlama çalışmalarıdır.

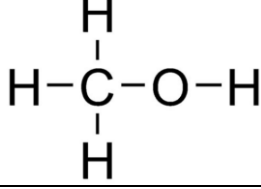
5.1. Çalışmada Kullanılan Maddeler

Termal nötron radyasyonuna karşı davranışları incelenen malzemeler farklı oranlar da bor nitrür içeren PVB yüzey kaplama malzemeleridir. Bu malzemeler numaralandırılarak ifade edilmiştir.

Yüzey kaplama malzemelerinin oluşturulmasında çözücü hammaddesi olarak metanol, bağlayıcı hammaddesi olarak polivinil bütiral (PVB) ve katkı maddesi olarak hegzagonal bor nitrürü (h-BN) maddeleri kullanılmıştır. Ayrıca oluşturulacak kaplama malzemesinin uygulanacak yüzey olarak AISI 1040 karbon çeliği seçilmiştir.

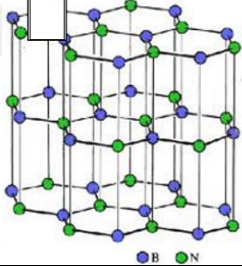
Çözücü olarak kullanılacak metanol ise Merck İlac Ecza ve Kimya Tic. A.Ş.'den temin edilmiştir. Çizelge 5.1'de metanol ait özellikler ve kimyasal içeriği verilmiştir.

Çizelge 5.1: Metanolün Bazı Özellikleri ve Kimyasal Yapısı

Özellik	Değer	Cas No: 67-56-1 EINECS No: 200-659-6
Yoğunluk	0,792 g/cm ³	Kimyasal Formülü: CH ₃ OH
Kaynama noktası	64,7 °C	Kimyasal Yapısı
Erime noktası	-97,6 °C	
Parlama noktası	11 °C	
Buhar basıncı	2.4 kPa (20 °C)	
Kırılma indisi	1,33 n _D	

Katkı malzemesi olan h-BN hegzagonal kristal yapıya sahip özel bor kimyasalıdır. Nanopartikül boyutta olup Bortek Eskişehir firmasından temin edilmiştir. Temin edilen BN'ün X-ışını kırınım tekniği ile yapısal araştırması ve kristal boyut analizi yapılmış, taramalı elektron mikroskobu ile yüzey morfolojisini belirlenmiştir. Çizelge 5.2'de h-BN bazı özellikleri ve kimyasal yapısı verilmiştir.

Çizelge 5.2: h-BN Bazı Özellikleri ve Kimyasal Yapısı

Özellik	Değer	Cas No: 10043-11-5 EINECS No: 233-136-6
Saflık (%)	99,7	
Ortalama Parçacık Boyutu	45	
Gerçek Yoğunluk	2,3	

Çalışmamızda kullanılan polivinil bütiral reçine Metkim Kimyevi Maddeler İstanbul firmasından temin edilmiştir. PVB reçine ait bilgiler Çizelge 5.3'te verilmiştir.

Çizelge 5.3: Polivinil Bütiralin Özellikleri ve İçeriği

Özellik	İçerik
Hidroksil içeriği (%)	16-24
Çözelti Viskozitesi (S*)	4-200
Uçucu İçerik (%)	3 max
Asetat İçeriği (%)	0.5 max
Satın Alma İçeriği (%)	70-85
Cam değişim ısısı (°C)	70-80

Kaplama malzemesinin uygulanacağı yüzey olarak AISI 1040 karbon çelik numuneler tercih edilmiş ve Kalite Metalurji İstanbul firmasından temin edilmiştir. AISI 1040 karbon çeliğin tercih edilme sebebi sanayi de en yaygın kullanılan çelik malzeme olmasıdır. AISI 1040 imalat çeliğinin kimyasal bileşimi ve ısıl işlem bilgileri Çizelge 5.4’te verilmiştir.

Çizelge 5.4: AISI 1040 İmalat Çeliğinin İçerik Bilgileri

Malzemenin Standartları					
DIN		AISI / SAE		EN	
1,0501		1040		C35	
Malzemenin Kimyasal Bileşimi (%)					
Element	C	Si	Mn	P_{max}	S_{max}
%	0,40 – 0,50	0,25 – 0,35	0,60 – 0,90	0,04	0,05

Kaynak: (Kalite Metalurji, 2023)

5.2. Yüzey Kaplama Malzemelerinin Oluşturulması

Yüzey kaplama malzemesi hazırlanmasında kullanılan yöntem de literatürdeki bilgilerden yararlanılmıştır. Kaplama malzemeleri hazırlama işlemleri Gazi Üniversitesi Fen Fakültesi Kimya Bölümü Organik Kimya laboratuvarlarında yapılmıştır. Hazırlanan numunelerde PVB miktarı her karışımda sabit tutulurken, hBN miktarı belli oranlarda değiştirilmiştir. Bu çalışma da oluşturulan yüzey kaplama malzemesi örnekleri 0,15, 0,6, 1,2 ve 3 gram olmak üzere 4 farklı miktarda h-BN katkı malzemesi ile 3 gramlık PVB reçine kullanılarak hazırlanmıştır. Malzemelerin ağırlık ölçümleri Şekil 5.1’de gösterilen hassas terazi (Pioneer, Ohaus, İsviçre) kullanılarak yapılmıştır.



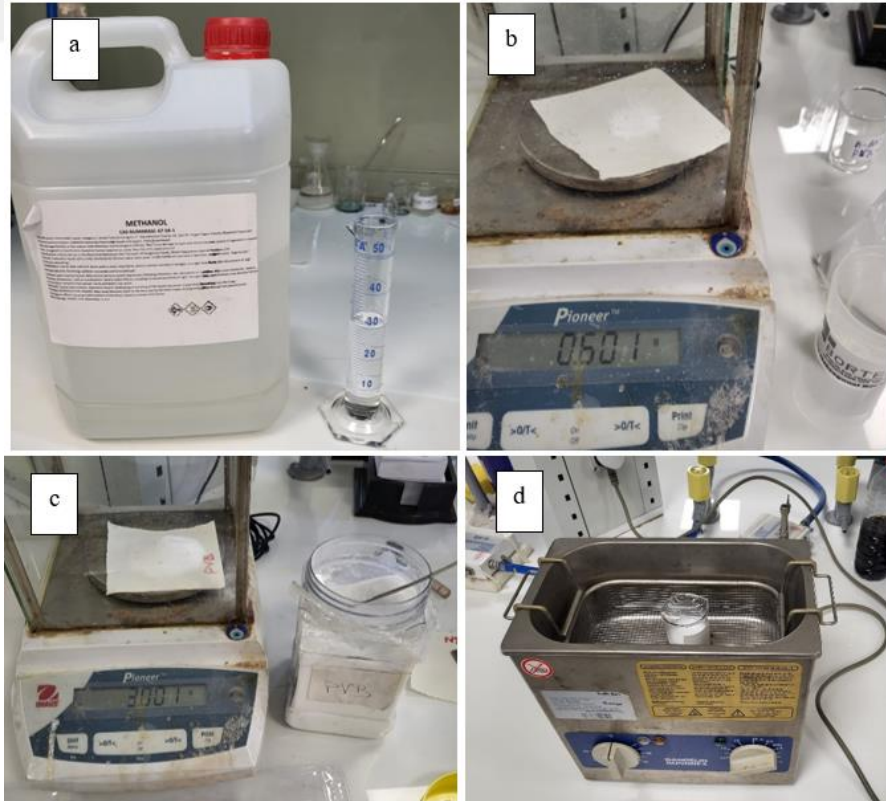
Şekil 5.1: Hassas Terazi

Farklı miktarlardaki h-BN katkı malzemesi ayrı ayrı homojen şekilde tamamen dağıtmak için 30 ml metanol içinde 2 saat boyunca da sürekli manyetik karıştırma ile dağıtılmıştır. Ardından karışımlar şekil 5.2.'de gösterilen ısıtmalı ultrasonik homojenizatör (Sonorex, Bandelin, Almanya) de 24 saat bekletilmiştir.



Şekil 5.2: Ultrasonik Homojenizatör Cihazı

Daha sonra 3 gram PVB tozu karıştırma altında bulunun her bir dispersiyona ayrı ayrı eklenerek 12 saat boyunca karıştırma işlemine devam edilmiştir. Şekil 5.3'te numune hazırlama işlemlerinden bazı örnek görseller paylaşılmıştır.



Şekil 5.3: (a) Metanol Hacim Ölçümü (b) h-BN Miktarının Ölçümü. (c) PVB Miktarının Ölçümü (d) Ultrasonik Homojenizatör Karıştırma İşlemi

Numuneleri karıştırma işlemleri sırasında sıcaklığının sabit tutulmasına dikkat edilmiştir. Yüzey kaplama malzemelerinin oluşturulması ve bekletilmesi esnasında ortam sıcaklığının ölçümü ve takibi Şekil 5.4'te gösterilen termal konfor cihazı (HQ 210, KIMO, İngiltere) kullanılarak yapılmıştır.



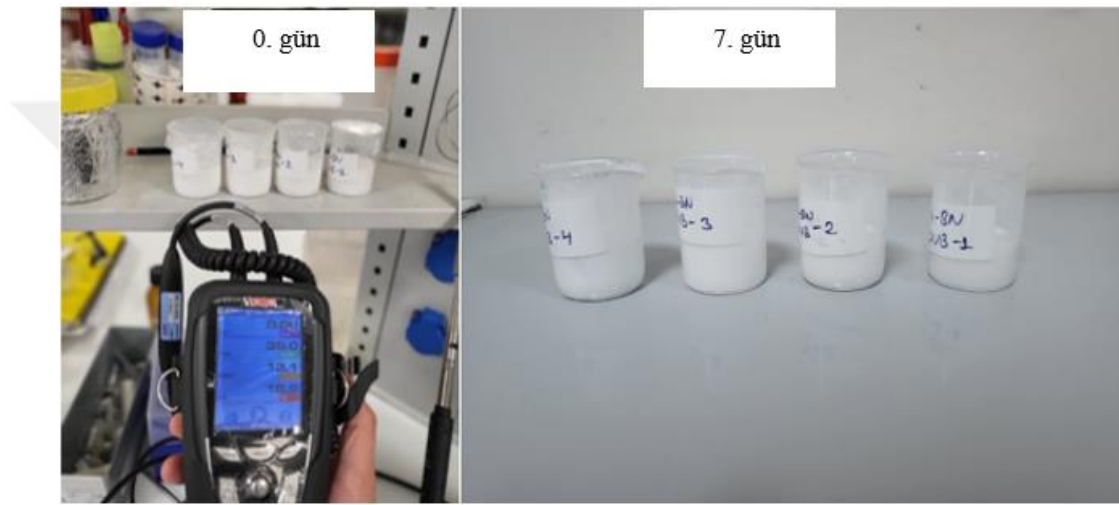
Şekil 5.4: Termal Konfor Cihazı

Kimyasal reaksiyon sonucunda çökelme olmadan homojen şekilde dağılım gösteren h-BN katkısı içeren süt beyazı renge viskoz bir çözelti oluşturduğu gözlenmiştir. Şekil 5.5'te yüzey kaplama malzeme örneklerinin ultrasonik homojenizatör de dağıtma işlemi gösterilmiştir.



Şekil 5.5: Yüzey Kaplama Malzeme Örneklerini Dağıtma İşlemi

PVB kaplama malzeme içinde h-BN katkı maddesinin homojen bir şekilde dağılması nötron radyasyonunda korunmada önem arz etmektedir. Bu sebeple yüzey kaplama malzemelerinin çözünürlüğünü zamanla değişimini görmek ve çökeltme oluşturup oluşturmayacağını gözlemlemek için oluşturulan numuneler 7 gün boyunca sabit oda sıcaklığında bekletilmiştir. Şekil 5.6'da oluşturulan BN-B kaplama numunelerinin 0. ve 7. gün de fotoğrafları sunulmuştur. Tüm kaplamalar sabit oda sıcaklığında bekletildikten sonra incelendiğinde süt beyazı kıvamını koruduğu ve cam şişelerin dibinde çok az tortu oluştuğu gözlenmiştir. Gözlem sonuçları h-BN katkı malzemesinin PVB'de mükemmel şekilde dağıldığını göstermiştir.



Şekil 5.6: BN-B Kaplama Numunelerinin 0. Gün ve 7.Gün Fotoğrafları

Elde edilen yüzey kaplama malzeme numunelerin de kullanılan hammadde miktarları ve kütlece oranları Çizelge 5.5'te verilmiştir. Kullanılan hammaddelerin toz şeklinde olması sebebiyle kütlece oranları alınmıştır. Bu çalışma da yüzey kaplama malzemeleri kütlece %4,76, %16,67, %28,57 ve %50 h-BN içerecek şekilde oluşturulmuş ve örneklerinin gösterimi BN-B olarak verilmiştir (sırasıyla BN-B-1, BN-B-2, BN-B-3, BN-B-4). Fazla miktarlar da katkı malzemesi ilavesi malzemede yapısal bozulmalar meydana getirmektedir. Bu sebeple kaplama malzemesi oluştururken ilave edilen katkı malzemesi oranı %50 ile sınırlandırılmıştır.

Çizelge 5.5: BN-B Kaplama Malzemelerinin Bileşimleri ve Kütlece İçerikleri

	BN-B-1	BN-B-2	BN-B-3	BN-B-4
PVB (gram)	3	3	3	3
h-BN (gram)	0,15	0,6	1,2	3
h-BN (kütlece %)	% 4,76	% 16,67	% 28,57	%50

5.3. Karakterizasyon

Çalışmamamız oluşturulan 4 farklı BN-B kaplama malzemenin için XRD desenleri ve SEM görüntüleri alınarak karakterizasyon işlemleri yapılmıştır. BN-B yüzey kaplama malzemelerinin içerdikleri fazların ve kristalografik özelliklerinin belirlenmesi için XRD analizi yapılmıştır. XRD analizleri Yıldız Teknik Üniversitesi İstanbul Merkezi Araştırma Laboratuvarı'nda yer alan Şekil 5.7'de görüntüsü verilen XRD cihazı (Empyrean MultiCore, İngiltere) kullanılarak gerçekleştirilmiştir. XRD analizi $\text{CuK}\alpha$ radyasyonunu kullanılarak 1.5406 \AA dalga boyu ve 2θ 'da 5° ile 90° aralığında gerçekleştirilmiştir.



Şekil 5.7: X-Ray Difraksiyon (XRD) Cihazı

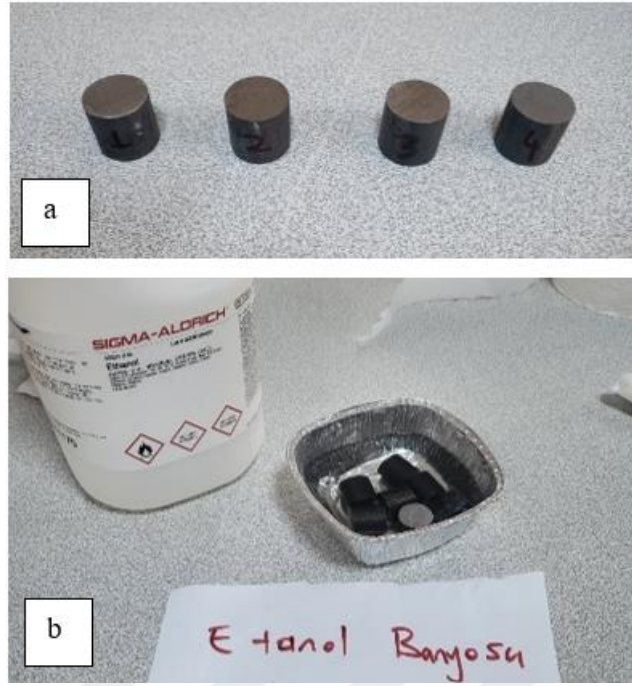
Hazırlanan numunelerin yüzey morfolojisini belirlemek için SEM görüntüleme işlemi ile karakterize edilmiştir. SEM görüntüleme işlemi Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu (TENMAK) Nükleer Enerji Araştırma Enstitüsü (NÜKEN) Sarayköy Ankara tesislerinde yer alan Şekil 5.8'de görüntüsü verilen SEM cihazı (JEOL-JSM 7000F, Japonya) cihazı ile yapılmıştır.



Şekil 5.8: Taramalı Elektron Mikroskobu (SEM)

5.4. Kaplama İşlemi ve Kalınlık Tayini

BN-B yüzey kaplama malzemeleri 20 mm x 20 mm ölçülerindeki silindirik AISI 1040 karbon çelik örneklerine kaplama işlemi yapılmıştır. Uygulama işleminden önce silindirik çelik örneklerinin yüzeyleri 400'lük (FEPA ölçeğinde P-600) SiC kağıtlar ile zımparalanarak pürüzsüz hale getirilmiştir. Ardından örnekler 5 kere etanol banyosunda yıkanarak deiyonize su ile temizlenmiş ve etüv de kurutulmuştur. Şekil 5.9'da silindirik AISI 1040 Karbon Çelik örneklerinin temizleme işlemi gösterilmiştir.



Şekil 5.9: AISI 1040 Karbon Çelik Örneklerinin Temizleme İşlemi

AISI 1040 çelik örneklerine kaplama işlemi daldırma yöntemi kullanılarak yapılmıştır. Silindirik çelik numuneler, BN-B kaplama malzeme banyolarına 1 dk süreyle daldırılıp ardından 1-2 mm/s hızla çıkarılmıştır. Her bir silindirik çelik örneği 710 ± 35 μm aralığında kaplama kalınlığına ulaşmaya kadar bu işlem tekrarlanmıştır. Şekil 5.10'da çelik örneklerinin BN-B numune banyolarına daldırma işlemi öncesi ve sonrası görüntüleri verilmiştir.



Şekil 5.10: Çelik örneklerinin BN-B Numuneleri ile Kaplam işlemi

Yüzey kaplama işlemi yapılan çelik numuneler Şekil 5.11’de gösterilen vakumlu etüv de (Vaciotem-t, Selecta, İspanya) 40°C derece sıcaklıkta 24 saat kurumaya bırakılmıştır.



Şekil 5.11: BN-B Kaplanmış Çelik Örneklerinin Etüvde Kurutma İşlemi

Silindirik çelik örneklerinin üzerindeki BN-B kaplama malzemesi kalınlık ölçümleri, kalınlık ölçme cihazı (BT5001, GEM) kullanılarak yapılmıştır. Kalınlık ölçümlerinden önce cihazın kalibrasyonu yapılarak doğruluğu teyit edilmiştir. Kalınlık ölçme cihazının kalibrasyon işlemi ve örnek ölçümler Şekil 5.12’de verilmiştir.



Şekil 5.12: Kalınlık Ölçme Cihazı Kalibrasyon İşlemi ve Örnek Ölçümlerinin Görüntüsü

5.5. Nötron Işınlama Çalışmaları

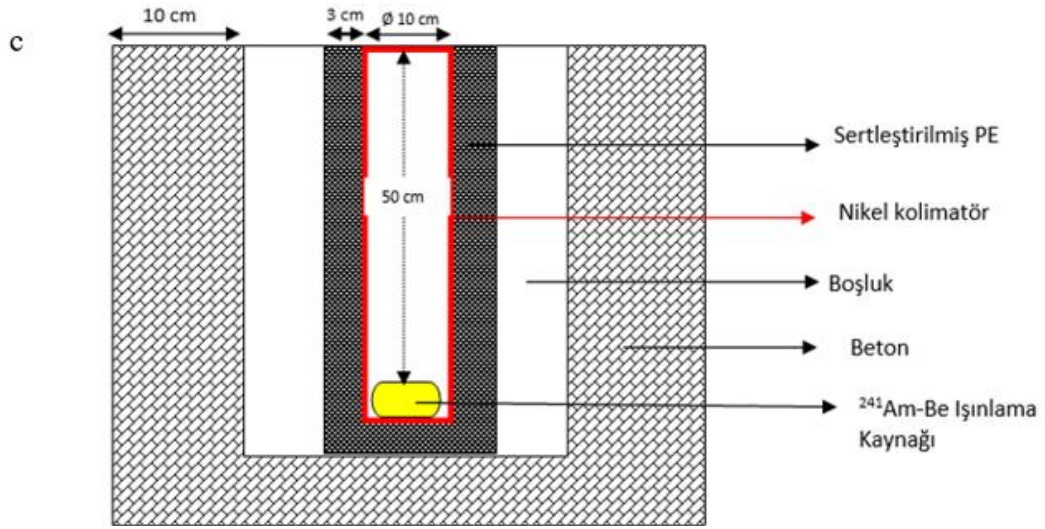
Nötron ışınlama çalışmaları Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu (TENMAK) Nükleer Enerji Araştırma Enstitüsü (NÜKEN) Sarayköy Ankara tesislerindeki laboratuvarlar da yapılmıştır. Nötron ışınlama çalışmaları temel olarak 3 aşamadan oluşmaktadır. İlk aşama da BN-B yüzey kaplama malzemeleri termal nötron kaynağında radyasyona maruz bırakılmıştır. İkinci aşama da nötron aktivasyon monitörü kullanılmış ve ölçüm değerleri yavaş nötron aktivasyon monitörünün nükleer reaksiyonları kullanılarak takip edilmiştir. Son aşama da gama spektrometresinde nötron aktivasyon monitörünün radyoaktif izotopunun gama spektrumları alınmış ve oluşan gama ışını piklerinin pik alanları kaydedilmiştir.

5.5.1. Nötron ışınlama düzeneği

Yüzey kaplama malzemelerinin nötron radyasyonu karşısında davranışının incelenmesi için nötron deney düzeneğinde radyasyona maruz bırakılmıştır. Deney düzeneği;

- Nötron kaynağı,
- Nötron aktivasyon monitörü
- Sayım sistemi'nden oluşmaktadır.

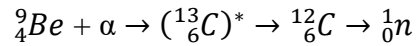
Nötron ışınlama sisteminin görünümü ve şematik gösterimi Şekil 5.13'te verilmiştir.



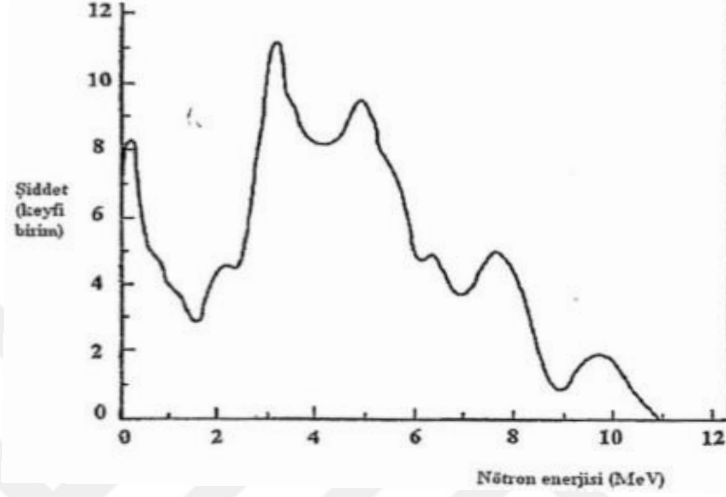
Şekil 5.13: ²⁴¹Am-Be Nötron Kaynak Işınlama Hücresinin a) Dıştan, b) Üstten, c) Şematik gösterimi

5.5.2. Nötron kaynağı

Nötron deneylerinde Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu (TENMAK) Nükleer Enerji Araştırma Enstitüsü (NÜKEN) tarafından oluşturulmuş ²⁴¹Am-Be nötron kaynağı kullanılmıştır. Nötron kaynağı uzunluğu 16 cm ve çapı 4 cm olan çelik bir kap içinde harç halinde hazırlanmış ²⁴¹Am ve ⁹Be atomlarından oluşmaktadır. Doğal bir alfa yayınlayıcısı olan ²⁴¹Am çekirdeği düşük nötron bağlanma enerjili ⁹Be çekirdeklerine çarpması sonucu aşağıda verilen reaksiyon oluşmakta ve nötron yayılmaktadır.



Doğal alfa yayınlayıcısı ^{241}Am çekirdeğinin yarı ömrü $T_{1/2}=432,2$ yıldır. ^{241}Am -Be izotropik nötron kaynağı yaklaşık aktivitesi 20,5 Ci (759 GBq), termal nötron akısı $3,13 \times 10^4 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ ve ortalama enerjisi 4,46 MeV olan sürekli bir enerji spektrumuna sahiptir. ^{241}Am -Be kaynağının nötron enerji spektrumu Şekil 5.14'te verilmiştir (TAEK, 2010).



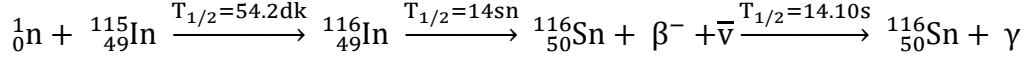
Şekil 5.14: ^{241}Am -Be Nötron Kaynağı için Nötron Enerji Spektrumu

5.5.3. Nötron zırh elemanları

Kaynak nötronlarını yavaşlatmak için yavaşlatma oranı yüksek olan malzemeler kullanılmaktadır. Hidrojen içeren ve nötron saçılma tesiri kesiti yüksek olan malzemeler hem ucuz olması hem de fazla miktarlar da bulunmasından dolayı en uygun zırh malzemeleri olmaktadır. Bu sebeple nötron zırh malzemesi olarak ağır beton ve sertleştirilmiş PE kullanılmıştır. Işınlama sistemi kare prizma kolimatörün kuyusunda 10 cm çapında, 50 cm yüksekliğinde silindir nikel kolimatör içine yerleştirilmiştir. Nikel kolimatörden sonra içten dışa doğru sırasıyla 3 cm kalınlığında sertleştirilmiş polietilen (PE), boşluk ve 10 cm kalınlığında beton izolasyon malzemesi bulunmaktadır. Işınlama sistemi ve kullanılan zırh malzemelerinin Şekil 5.13'te gösterilmiştir.

5.5.4. Nötron aktivasyon monitörü

Nötron ışınlama deneyleri yavaş (termal) nötronlarla yapılmış ve yavaş nötron aktivasyon monitörü kullanılmıştır. Aktivasyon monitörü olarak indiyum elementi kullanılarak aşağıda verilen $^{115}\text{In} (n, \gamma) ^{116m1}\text{In}$ nükleer reaksiyonu izlenmiştir.



${}^{115}\text{In}$ bir nötron ile çarpışarak yarılanma ömrü 54.2 dk olan ${}^{116}\text{In}$ 'a dönüşmektedir. Uyarılmış haldeki ${}^{116}\text{In}$ izotopu bozunuma uğrayarak gama ışınları yaymaktadır (Gülümser, 2016). İndiyum monitörünün nükleer özellikleri çizelge 5.6'da verilmiştir.

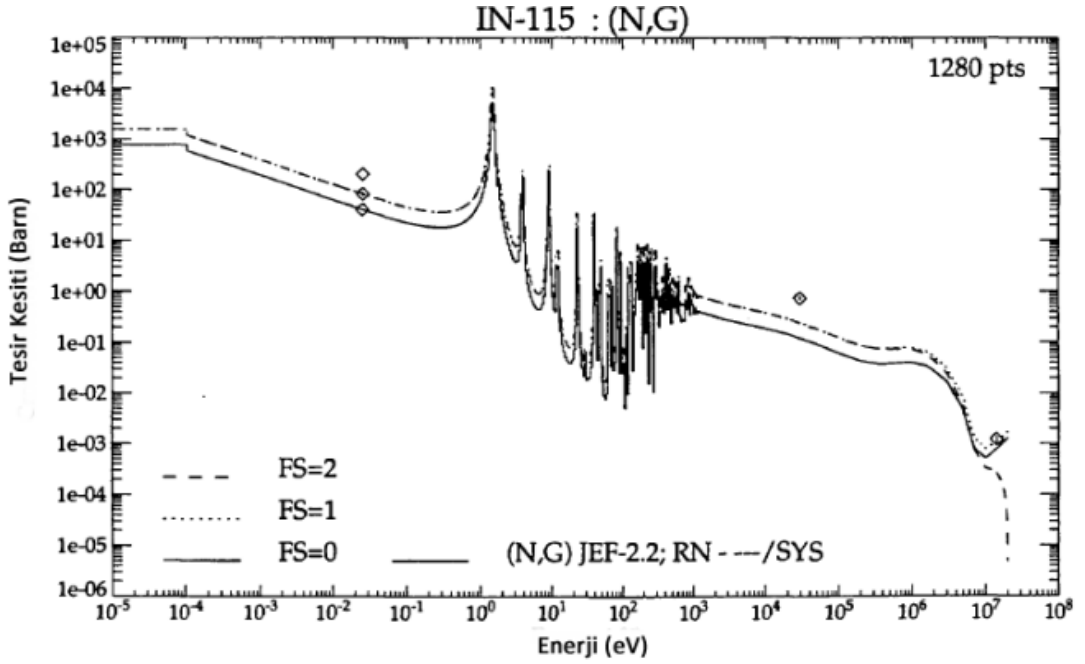
Çizelge 5.6: İndiyum Monitörünün Nükleer Özellikleri

Monitör	M (g/mol)	İzotop	θ (%)	Reaksiyon	$T_{1/2}$	$\sigma_0^{(a)(b)}$	$g^{(b)}$	$I_0^{(b)}$	$F_{\text{Cd}}^{(c)}$	$\bar{E}_r^{(c)}$ (eV)	E_γ (keV)	P_γ (%)
In	114,818	${}^{115}\text{In}$	95,71	${}^{115}\text{In}$ (n, γ) ${}^{116m}\text{In}$	54,29 DK	166,413	1,0194	2700	1,075	1,51	416,86 1097,30 1293,54	27,7 56,2 84,4

(a) $\sigma_0=2200$ m/s nötron hızı için tesir kesiti
(b) $T=293,6$ K için
(c) $E_{\text{Cd}}=0,55$ eV için verilen değer

Kaynak: (Chilian vd., 2010)

Nötron radyasyon monitörü olarak indiyum elementinin kullanılmasının bazı sebepleri vardır. Bunlar indiyumun tesir kesiti, termal ve termal üstü enerji bölgesinde nötronlar için yüksek olmasıdır (Konefała vd., 2018). Şekil 5.15'te indiyum-115-nötron yutma tesir kesiti verilmiştir. Yapılan ölçümler ile alınan sonuçlar 0-2000 keV enerji aralığındaki nötronlar hakkında bilgi vermiştir.



Şekil 5.15: İndiyum-115 Nötron Yutma Tesir Kesiti

Kaynak: (International Nuclear Data Committee, 1997)

5.5.5. Gama sayım sistemi

Gama radyasyon ölçümünde Canberra-1000 probu kullanılmıştır. Gama sayım sistemi ORTEC DSPEC jr. 2.0 akıllı ünitesi ve HPGe dedektöründen oluşan bir gama spektrometrisidir. HPGe dedektörü 68,8 mm çapta, 67,9 mm yükseklikte ve koaksiyel silindirik geometride; voltaj çıkışı +3500 V DC'dir. Dedektör çözünürlüğü 1,73 keV, bağıl verim %58,4 ve ^{60}Co için 1332,50 keV enerjide tepe oranı 75:1'dir. Şekil 5.16'da gama sayım sisteminin görünüşü verilmiştir.



Şekil 5.16: Nötron Kaynağı Sayım Sistemi ve Gama Spektrometresinin a) Dıştan, b) Üstten Görünüşü

5.5.6. Pik alanların hesaplanması

Gama spektrumunda pikler çoğunlukla normal dağılımla (Gausyen dağılımı) ile gösterilirler. Fakat spektrumdaki pikler de Compton saçılmaları ve birden fazla gama ışını olması sebebiyle normal dağılımdan sapmalar gerçekleşebilir. Pik alanları çoğunlukla Covell Metodu ile hesaplanır. Bir gama spektrumu doğal fon ve normal gama pikleri olmak iki bileşenden oluşur. Pik net alan hesabı bu iki bileşenin toplam alanından doğal fon alanın çıkarılması ile olur. Bir pikin spektrumdaki görünümü Şekil 5.17'de verilmiştir. Pik net alan hesabı ise Denklem 5.1'de verilmiştir (Keleş, 2016).

$$D = \sum_{a=u}^V x_a - \left(\left(\frac{A}{B} \right) (B_1 + B_2) \right) \quad (5.1)$$

Burada;

v: Fotopik başlangıç bitiş numarası

u: Fotopik başlangıç kanal numarası

A: Pikin kapsadığı kanalların sayısı ($A = v-u+1$)

x_a : a. Kanaldaki sayım

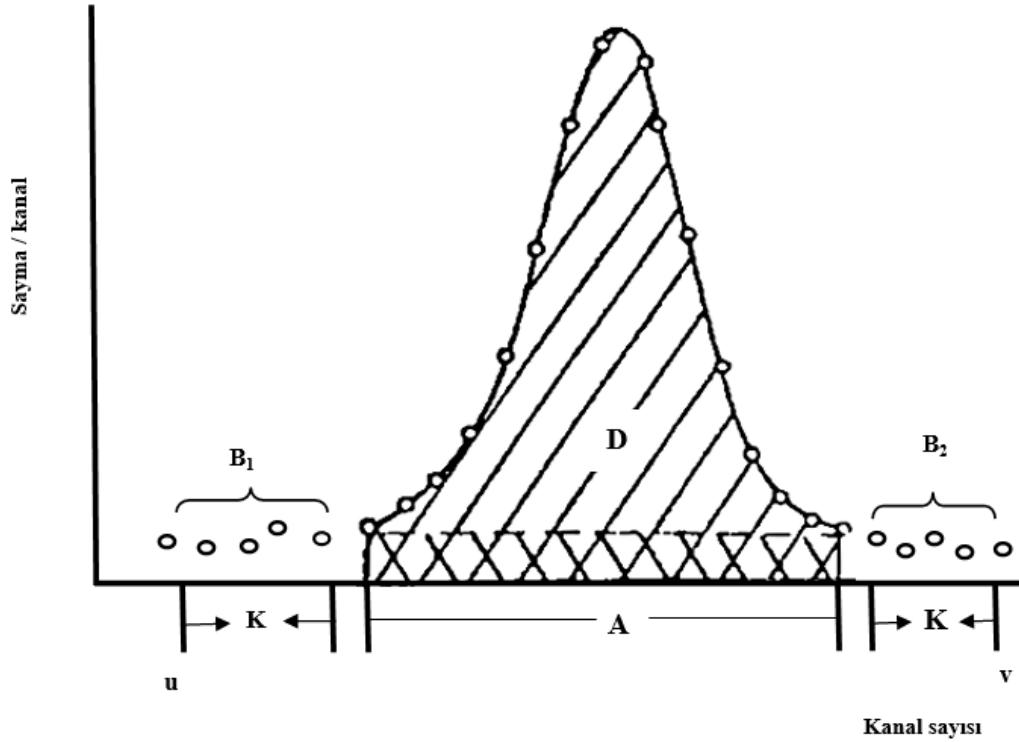
$$B_1 = (\sum_{a=u}^{u+K-1} x_a) / k$$

$$B_2 = (\sum_{a=v-K+1}^v x_a) / k$$

K: Pikin uç noktalarındaki kanal sayısı

x_u : u. Kanaldaki sayma miktarı

x_v : v. Kanaldaki sayma miktarı



Şekil 5.17: Pik Spektrumdaki Görüntüsü ve Pik Alanı Hesabı

Kaynak: (TAEK, 2010)

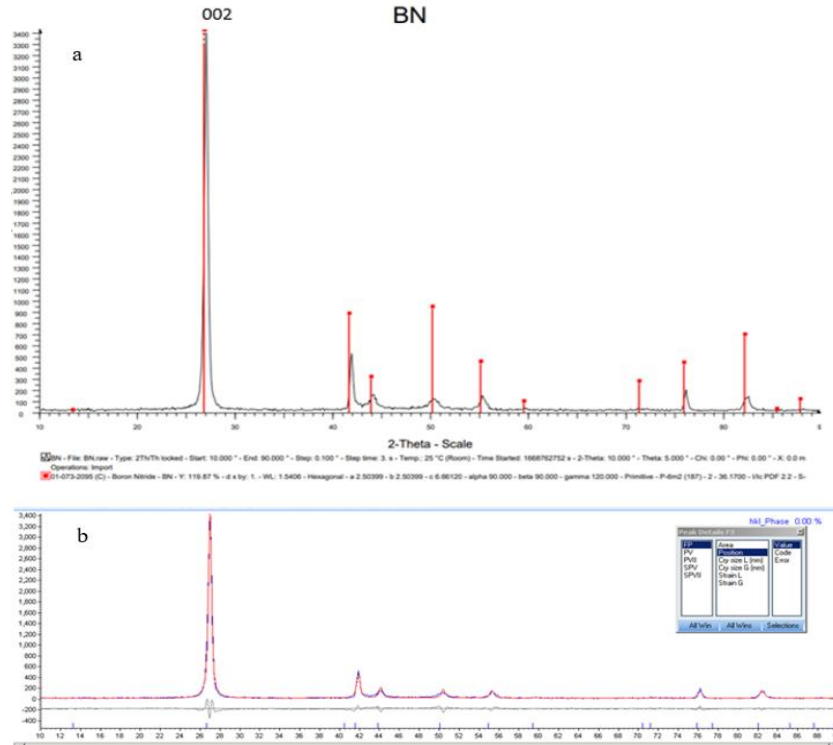
Çalışmamızda spektrometreden alınan gama spektrumları Maestro-32 ve Gamma Vision-32 yazılımlarında değerlendirilerek gama pik alan hesaplamaları yapılmıştır.

6. DENEYSEL SONUÇLAR

6.1. X-Işını Difraktometresi (XRD) Sonuçları

6.1.1. h-BN Katkı maddesinin XRD sonuçları

Katkı maddesi h-BN'ün karakterizasyonunu yapmak ve kristal yapısını tahmin etmek için X-ışını kırınım desenleri alınmış ve sonuçlar Şekil 6.1'de verilmiştir. XRD spektrumu incelendiğinde 2θ skala ekseninde 26.67° , 41.56° , 43.81° , 50.07° , 54.94° , 59.41° , 71.17° , 75.83° , 82.05° , 87.57° de kırınım pik değerleri verdiği görülmüştür. Ancak en yüksek pik şiddeti $26,67^\circ$ de ortaya çıkmaktadır. Bu pik, görünen altıgen grafitik yapının (002) yansımasıyla aynı olup düzenli bir kristal hegzagonal yapısının olduğunu gösterir. Ayrıca ilgili düzlemlerin Miller indis sonuçları Joint Committee on Powder Diffraction Standards (JCPDS) dosya no. 01-073-2095 ile karşılaştırılmış ve birebir uyum içinde olduğu görülmüştür.



Şekil 6.1: a) h-BN ait XRD Spektrumu b) XRD Spektrum Sonuçlarının Literatür ile Karşılaştırılması

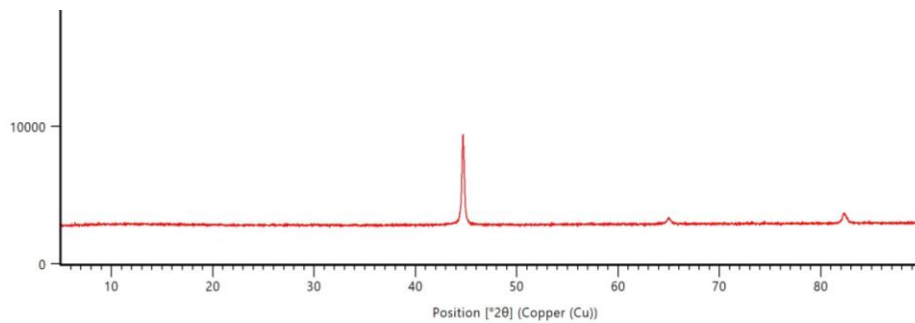
h-BN tozunun kristal boyut parametreleri ise Çizelge 6.1’de verilmiştir. Bu veriler kullanılarak Debye-Scherrer formülünden h-BN numunenin kristal yapısı belirlenmiş ve kristal boyutunun ortalama 32.3 nm olduğu hesaplanmıştır. Bu sonuçlar h-BN malzemesinin çok yüksek saflıkta ($\geq \%99.9$) olduğunu da göstermektedir.

Çizelge 6.1: h-BN ait Kristal Yapı Parametreleri

	2θ (°)	d (Å)	i	h	k	l	Kristal Yapısı	Kristal Boyutu (nm)
BOR NİTRÜR	13,24496	6,67926	1	0	0	1	Hegzagonal	32,3
	26,67114	3,33963	999	0	0	2		
	41,56247	2,17107	137	1	0	0		
	43,81059	2,06473	45	1	0	1		
	50,07155	1,82024	123	1	0	2		
	54,94304	1,66981	53	0	0	4		
	59,41424	1,55438	9	1	0	3		
	71,17835	1,32361	25	1	0	4		
	75,83598	1,25347	39	1	1	0		
	82,05074	1,17353	58	1	1	2		
	85,22644	1,13773	1	1	0	5		
	87,57116	1,11321	8	0	0	6		

6.1.2. AISI 1040 Karbon çeliğin XRD sonuçları

AISI 1040 karbon çeliğinin XRD ile karakterizasyon yapılmış ve XRD desenleri Şekil 6.2’de verilmiştir. 2θ skala ekseninde 44.5° ’de görülen keskin pik demir zirvesini göstermektedir. Sonuçların literatür ile uyumlu olduğu görülmüştür. (Bhattacharyya vd, 2023).

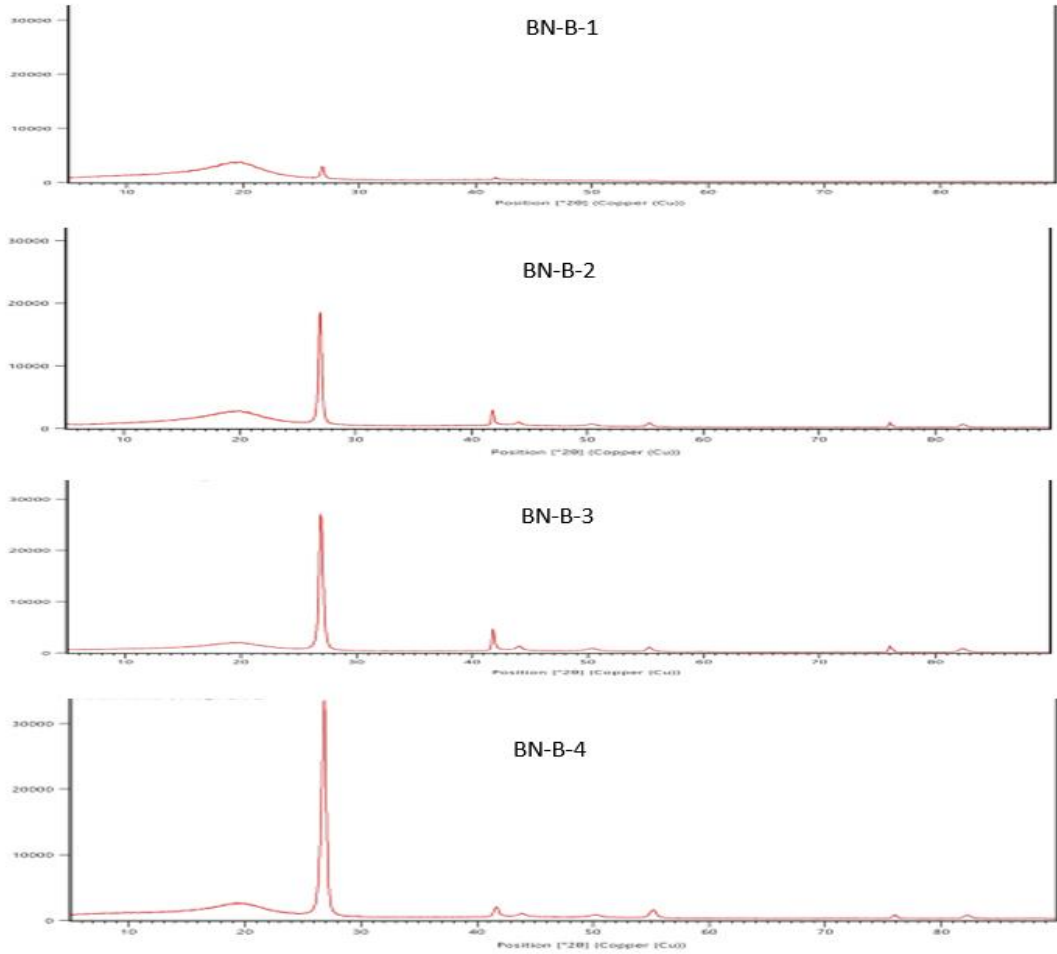


Şekil 6.2: AISI 1040 Karbon Çelik Malzemenin XRD Grafiği

6.1.3. BN-B Yüzey kaplama malzemelerinin XRD sonuçları

Hazırlanan 4 farklı yüzey kaplama numunesi XRD karakterizasyon yöntemi kullanılarak analiz edilmiştir. XRD spektrumun da 2θ skala ekseninde 19° , 26.67° ,

41.56°, 43.81°, 44.5°, 50.07°, 54.94°, 59.41°, 71.17°, 75.83°, 82.05°, 87.57°'de kırınım pik değerleri vermiştir. AISI 1040 karbon çeliğinin XRD desenlerinde 44.5°'de görülen ve demire ait olan keskin pik çelik örnekleri BN-B ile kaplandığında kaybolmuştur. Bu BN-B kaplama malzemelerinin taban malzeme yüzeyinde homojen dağılarak, yoğun şekilde tutunduğunu göstermektedir. 26,67°'de ortaya çıkan yoğun ve keskin pik h-BN kristalografik düzlem yapısına atanabilir. PVB'in XRD spektrumunda 2θ skala ekseninde 19° ve 42°'de iki kırınım pik zirvesi bulunur. 19°'de bulunan pik zirveleri PVB'in kısmen kristal bir yapıya sahip olduğunu gösterir. Yüzey kaplama malzemesindeki h-BN konsantrasyonu arttıkça h-BN'e ait piklerin yoğunluğu ve keskinliği de artmaktadır. Bu, h-BN'ün kaplama malzemesi matrisinde kristal yapısını koruduğunu göstermektedir. Bununla beraber PVB'in tepe noktası yoğunluğundaki azalma, PVB maddesinin h-BN içinde homojen bir şekilde dağıldığını göstermektedir. BN-B kaplama malzemelerine ait XRD grafikleri Şekil 6.3'te verilmiştir.

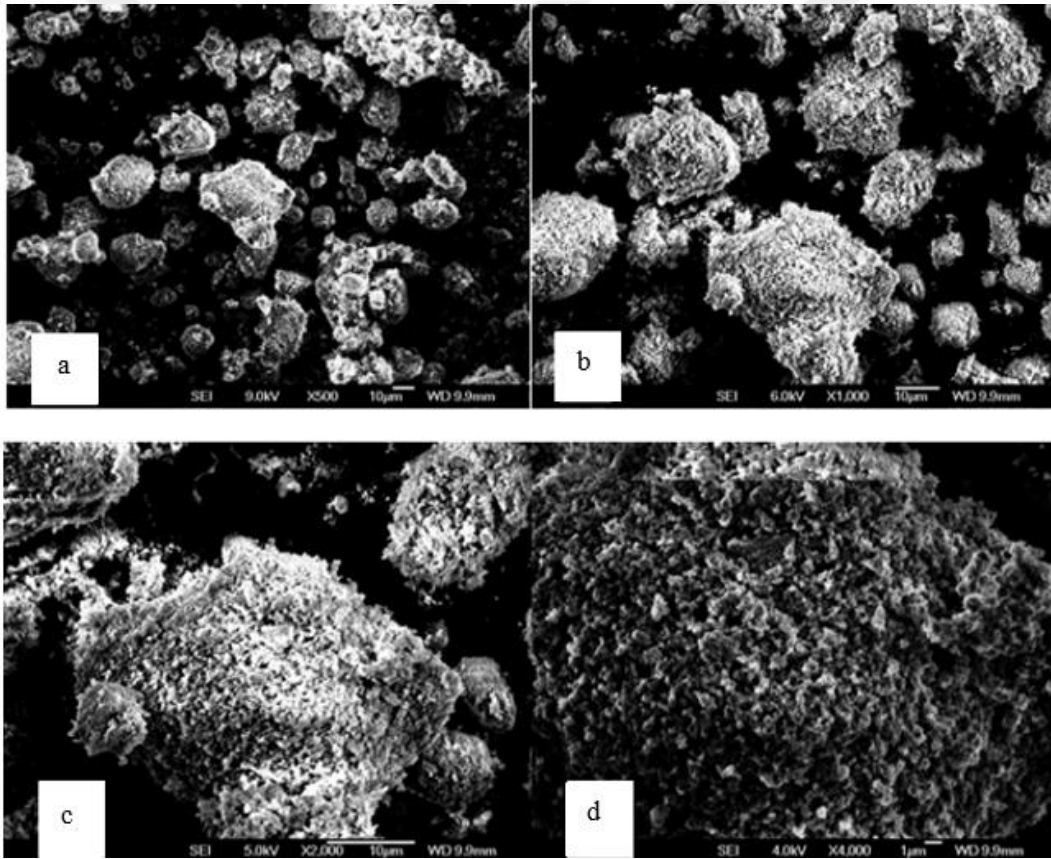


Şekil 6.3: AISI 1040 Çelik Malzeme Üzerine Büyütülen BN-B Kaplamalarının XRD Grafikleri

6.2. Taramalı Elektron Mikroskobu (SEM) Sonuçları

6.2.1. h-BN Katkı malzemesinin SEM sonuçları

h-BN katkı malzemesinin 500x, 1k, 2k ve 4k büyütme oranların da SEM görüntüleri alınmış ve Şekil 6.4'te verilmiştir. SEM görüntüleri incelendiğinde tüm h-BN taneciklerinin rastgele yönlendiğini ve nano parçacıklardan oluştuğu gözlenmiştir. Ayrıca seramik malzemenin en belirgin özelliği olan tanecikli yapılar, bu fotoğraflarda açık bir şekilde anlaşılmaktadır. SEM görüntülerinde görünen nano boyutlu taneciklerin XRD sonuçları ile hesaplanan kristal tanecik boyutuyla da uyumlu olduğunu görülmüştür. Elde edilen görüntüler literatürle karşılaştırılmış ve sonuçların birbirine benzer olduğu görülmüştür (Bhattacharyya vd, 2023).

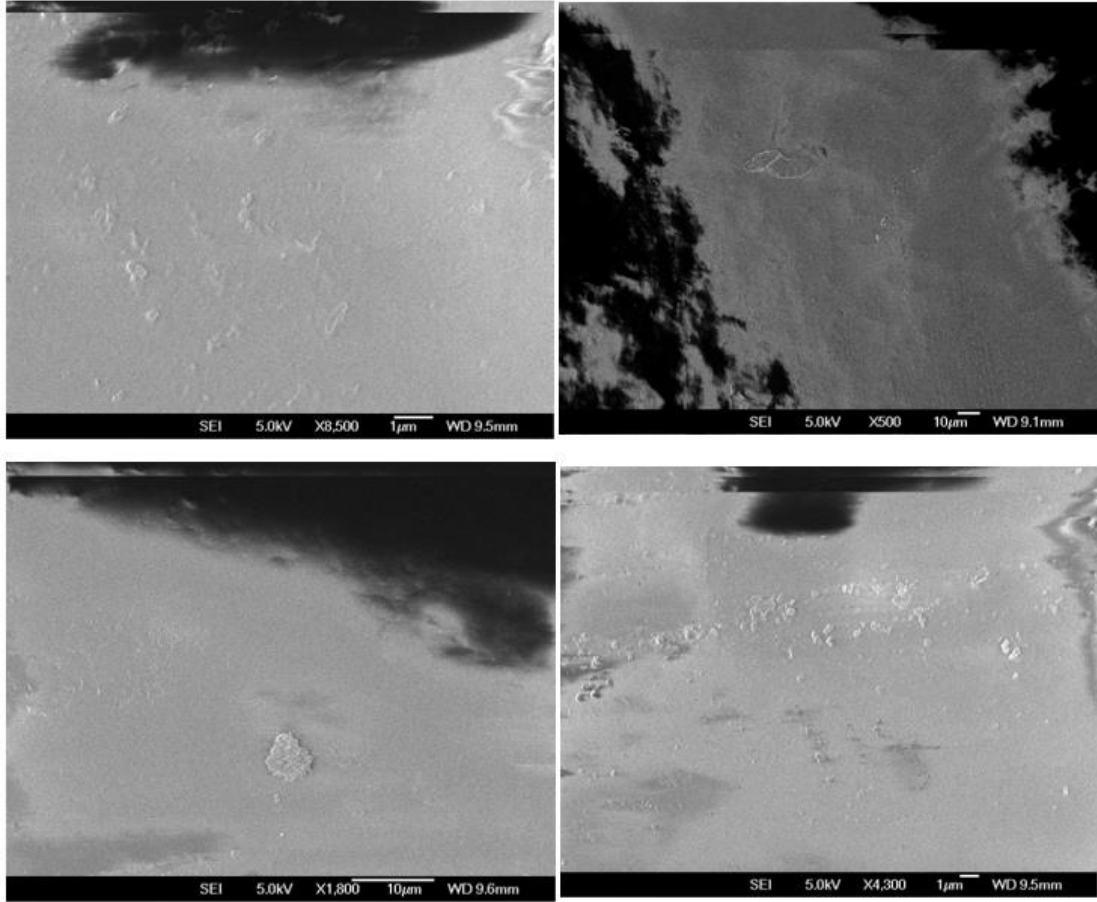


Şekil 6.4: h-BN Tozunun Farklı Büyütme Oranlarında SEM Fotoğrafları a) x500 b) x1k c) x2k d) x4k

6.2.2. BN-B Yüzey kaplama malzemelerinin SEM sonuçları

Oluşturulan yüzey kaplama malzemelerinin farklı büyütme oranların da yüzey görüntüleri SEM cihazı ile alınmış ve Şekil 6.5'te verilmiştir. h-BN ilavesinin seramik benzeri davranışı kaplama malzemelerinin yüzey morfolojisinde girintilere neden olduğu görülmüştür. Ayrıca katkı maddesi oranı arttıkça girintili yapıların

oranında arttığı görülmektedir. Bu da BN-B kaplama malzemelerinin kristallik derecesinde de artış olarak yansımaktadır.



Şekil 6.5: BN-B Kaplamalarının Farklı Büyütme Oranlarındaki SEM Görüntüleri

6.3. Kaplama kalınlık ölçüm sonuçları

Hazırlanan BN-B kaplamaları çelik numunelere uygulanarak yüzey kalınlıkları ölçülmüştür. Kaplama kalınlık ölçüm sonuçları Çizelge 6.2’de verilmiştir. Kaplama kalınlıklarının 710 ± 35 μm aralığında olmasına dikkat edilmiştir.

Çizelge 6.2: Kaplama Kalınlıkları Ölçüm Sonuçları

Kaplama Malzemesi	Kaplama kalınlıkları, μm
BN-B-1	740
BN-B-2	674
BN-B-3	742
BN-B-4	721

6.4. Gama Spektrum Sonuçları

Bu çalışmada farklı oranlarda h-BN katkı maddesi ile formüle edilmiş kaplama malzemelerinin termal nötron soğurma katsayıları (makroskopik tesir kesiti) hesaplanmıştır. Işınlama $^{241}\text{Am-Be}$ izotopik nötron kaynağında yavaş nötronlarla yapılmıştır. İndiyum elementinin nükleer reaksiyonu sonucunda oluşan $^{116\text{m}}\text{In}$ radyoaktif izotopunun gama spektrometre cihazı ile gama spektrumu alınmış ve oluşturduğu pik alanları Şekil 6.6'da verilmiştir. Spektrumda indiyumun ana gama enerjileri olan 416,86 keV (1 numaralı kırmızı pik), 1097,33 keV (2 numaralı kırmızı pik) ve 1293,56 keV (3 numaralı kırmızı pik) da oluşturduğu piklerin alanları kaydedilmiştir.



Şekil 6.6: Gama Spektrumu Pik Alanları 1) 416,86 keV 2) 1097,33 keV 3) 1293,56 keV a) BN-P-4 b) BN-P-2 c) BN-P-3 d) BN-P-1

Bu ölçümler hedef numune tarafından zayıflatılan yavaş nötronlar ile ışınlamadan elde edilen aktifliği ve kaynaktan yayılan yavaş nötronlar ile ışınlamadan elde edilen monitör aktifliğin kaydedilmesi şeklinde ayrı ayrı tekrarlanmıştır. BN-B kaplama malzemesi numunelerinin termal nötron soğurma

katsayısı (Σ_T , makroskopik tesir kesiti) Eşitlik 2.18'e göre hesaplanmış ve sonuçlar Çizelge 6.3'te verilmiştir. Kaynaktan yayılan nötronların oluşturduğu gama ışını pik alanları I_0 ile, hedef numuneyi geçen nötronlardan elde edilen gama ışını pik alanları $I_{(x)}$ ile ve kaplama kalınlığı ise x ile gösterilmiştir.

Çizelge 6.3: Termal Nötron Soğurma Katsayısı (Makroskopik Tesir Kesiti) Ölçüm Sonuçları

BN-B-1	Pik alanı/Toplam makroskopik tesir kesiti (Σ_T)			Ortalama makroskopik tesir kesiti
	$E_\gamma = 416,86$ keV	$E_\gamma = 1097,33$ keV	$E_\gamma = 1293,56$ keV	
BOŞ (I_0)	8904	9811	11711	$\Sigma_T = 0,959 \text{ cm}^{-1}$
$I_{(x)}$ 0 °C Kalınlık ($x = 0.074$ cm)	8342 $\Sigma_T = 0,881$ cm^{-1}	9035 $\Sigma_T = 1,113$ cm^{-1}	10970 $\Sigma_T = 0,883$ cm^{-1}	
BN-B-2	Pik alanı/Toplam makroskopik tesir kesiti (Σ_T)			
	$E_\gamma = 416,86$ keV	$E_\gamma = 1097,33$ keV	$E_\gamma = 1293,56$ keV	
BOŞ (I_0)	8904	9811	11711	$\Sigma_T = 3,730 \text{ cm}^{-1}$
$I_{(x)}$ 0 °C Kalınlık ($x = 0.067$ cm)	6946 $\Sigma_T = 3,706$ cm^{-1}	7541 $\Sigma_T = 3,928$ cm^{-1}	9228 $\Sigma_T = 3,557$ cm^{-1}	
BN-B-3	Pik alanı/Toplam makroskopik tesir kesiti (Σ_T)			
	$E_\gamma = 416,86$ keV	$E_\gamma = 1097,33$ keV	$E_\gamma = 1293,56$ keV	
BOŞ (I_0)	8904	9811	11711	$\Sigma_T = 4,514 \text{ cm}^{-1}$
$I_{(x)}$ 0 °C Kalınlık ($x = 0.074$ cm)	5777 $\Sigma_T = 4,602$ cm^{-1}	6379 $\Sigma_T = 4,580$ cm^{-1}	7773 $\Sigma_T = 4,360$ cm^{-1}	
BN-B-4	Pik alanı/Toplam makroskopik tesir kesiti (Σ_T)			
	$E_\gamma = 416,86$ keV	$E_\gamma = 1097,33$ keV	$E_\gamma = 1293,56$ keV	
BOŞ (I_0)	14635	16038	19776	$\Sigma_T = 12,730 \text{ cm}^{-1}$
$I_{(x)}$ 0 °C Kalınlık ($x = 0.072$ cm)	7507 $\Sigma_T = 12,839\text{cm}^{-1}$	8368 $\Sigma_T = 12,534\text{cm}^{-1}$	10155 $\Sigma_T = 12,817\text{cm}^{-1}$	

6.5. Nötron Radyasyonu Zayıflatma Sonuçları

Deneysel olarak elde edilen termal nötron soğurma katsayıları ile kaplama malzemelerinin nötron emilim sonuçları (I/I_0) Çizelge 6.4'te verilmiştir. Kaplama malzemesindeki h-BN miktarı arttıkça nötron emilim oranının arttığı görülmüştür. Hazırlanan BN-B kaplama malzemelerinin termal nötronları %6,85 ile %48,5 arasında oranlar da absorpladığı sonucuna ulaşılmıştır.

Çizelge 6.4: Nötron Emilim Sonuçları

Örnek	Kalınlık, cm	Makroskopik Tesir Kesiti, cm^{-1}	% Nötron Emilim (I/I_0 *100)
BN-B-1	0,074	$\Sigma_T = 0,959$	% 93,15
BN-B-2	0,067	$\Sigma_T = 3,730$	% 77,89
BN-B-3	0,074	$\Sigma_T = 4,514$	% 65,42
BN-B-4	0,072	$\Sigma_T = 12,817$	% 51,58

7. SONUÇLAR VE TARTIŞMA

Bu çalışmada, 4 farklı oranda h-BN katkı maddesi ile formüle edilmiş yüzey kaplama malzemeleri AISI 1040 karbon çelik numunelere uygulanmış ve termal nötron absorplama özellikleri incelenmiştir. Katkı maddesinin ve bu malzeme ile oluşturulan yüzey kaplayıcının yapısal özellikleri incelenmesi için XRD desenleri ve SEM mikro görüntüleme analizleri yapılmıştır. XRD desenlerinden elde edilen sonuçlara göre h-BN katkı maddesinin PVB polimer malzeme içinde homojen bir şekilde dağıldığı ve kristal yapısını koruduğu göstermiştir. Benzer şekilde SEM görüntüleri incelendiğinde de h-BN katkı maddesinin PVB kaplamasında homojen bir dağılım gösterdiği sonucu doğrulanmıştır. Ayrıca çelik üzerine uygulanan BN-B yüzey kaplama malzemelerinin XRD desenlerinde demire ait olan 44.5° 'deki keskin pikin kaybolduğu görülmüştür. Bu BN-B kaplama malzemelerinin taban malzeme yüzeyinde homojen şekilde dağılarak, yoğun bir tutunma gerçekleştirdiğini göstermektedir.

Yüksek performanslı radyasyon koruyucu kaplama malzeme oluşturulmasında sadece polimerik malzemenin ve dolgu maddesinin çok iyi nötron absorplama özelliğine sahip olması yeterli değildir. Polimer malzeme ve dolgu maddesi arasında uygun arayüzey yapışma özelliğinin olması da çok önemlidir. Çalışmamız da üretilen BN-B yüzey kaplama malzemeleri yüksek arayüzey yapışma özelliği sayesinde metal, beton ve ahşap olmak üzere her yüzeye uygulanabilir olması geniş bir kullanım alanı sağlanmaktadır.

PVB kaplama içerisine h-BN katkı maddesi %4,76 ile %50 arasında değişen oranlarda ilave edilmiştir. Elde edilen BN-B kaplama numuneleri ve karakterizasyon sonuçları h-BN katkı malzemesinin PVB'de homojen şekilde dağıldığını gösterir. Görülen homojen dağılımın temel sebebi ise PVB'deki hidroksil grubu ile h-BN'deki azot (N) arasındaki etkileşimdir. Ancak PVB kaplama malzemedeki bor içerikli dolgu maddesi miktarı belli bir orandan sonra perdeleme etkisinin daha etkin olmasıyla yapısal bozulmalara sebep olmaktadır. Bu nedenle h-BN miktarı kütlece % 50 ile sınırlandırılmıştır.

Oluşturulan kaplama malzemeleri AISI 1040 karbon çelik numunelere uygulanarak yaklaşık aktivitesi 20,5 Ci (759 GBq) ve termal nötron akısı $3,13 \times 10^4$ n.cm⁻².s⁻¹ olan ²⁴¹Am-Be izotropik nötron kaynağında radyasyona maruz bırakılmıştır. Radyasyon testleri sonucunda kaplama malzeme örneklerinin tamamında farklı oranlar da termal nötron radyasyondan koruma kabiliyetine sahip olduğu tespit edilmiştir. Formülasyon da bor içeren katkı malzemesinin oranı artırıldıkça makroskopik tesir kesit değerinin arttığı ve sonuç olarak numunenin nötron radyasyonunu engelleme özelliğini artırdığını görülmüştür. Hazırlanan numuneler içinde en iyi nötron emilim doz oranı %48,42 ile BN-B-4 ile kodlanmış yüzey kaplama malzemesinde bulunmuştur. Bu sonuçlar değerlendirildiğinde hegzagonal bor nitrür katkılı PVB polimer matrisli yüzey kaplama malzemenin etkili bir termal nötron zırh malzemesi olabileceğini göstermiştir.

Kaplama malzemesinin beton ve kurşundan çok daha hafif olması, insan ve çevre sağlığı için toksik olmaması ve diğer zırh malzemeleri ile kıyaslandığında termal nötron enerjilerinde çok iyi radyasyondan koruyucu özelliğe sahip olduğunu sonucuna varılmıştır. Bu özelliğinden dolayı özel bir malzeme üretimi gerektirmeyecektir ve diğer zırhlama malzemeler ile karşılaştırıldığında çok büyük bir avantaj sağlamaktadır. Bunun yanında iş sağlığı ve güvenliği ilkeleri açısından incelendiğinde kullanılan hammaddelerin ile oluşturulan malzemenin insana ve çevreye toksik olan partikül salınımı yapmaması uzun süreli maruziyette toksik tehlike oluşturmamaktadır. Ayrıca ülkemiz için bor ve bor ürünlerin önemi göz önüne alındığında bor katkılı kaplama malzemenin üretilmesi, ülkemizde ileri teknoloji malzemelerin gelişmesini destekleyecek ve ülke ekonomisine katma değer sağlayacaktır. Literatür araştırmaları sonucunda çalışmamız da oluşturulan yüzey kaplama malzemelerinin radyasyon zırhı olarak kullanımının yanı sıra antifouling, antikorozyon, yangın geciktirici malzeme gibi birçok farklı kullanım amacı için de geliştirilebileceğini göstermiştir.

KAYNAKLAR

- Abdulrahman, S. T., Thomas, S., & Ahmad, Z. (Eds.). (2020).** *Micro and Nanostructured Composite Materials for Neutron Shielding Applications.* Woodhead Publishing.
- AbuAlRoos, N. J., Amin, N. A. B., & Zainon, R. (2019).** Conventional and new lead-free radiation shielding materials for radiation protection in nuclear medicine: A review. *Radiation Physics and Chemistry*, 165, 108439.
- Akkaş, A. (2015).** *Alüminyum-Bor-Karbür kompozit malzemelerin radyasyon karşısındaki davranışının belirlenmesi, XCOM bilgisayar programı ile incelenmesi ve yeni bir hibrit kompozit radyasyon zırh malzemesi önerisi* (Doktora tezi).
- Akkurt, I., Kiliçarslan, S., Basyigit, C. (2004).** The photon attenuation coefficients of barite, marble and limra. *Annals of Nuclear Energy*, 31, 577–582.
- Akyıldırım, H. (2011).** *Ağır betonların nükleer radyasyon zırhlama özelliklerinin araştırılması* (Doktora tezi, SDÜ Fen Bilimleri Enstitüsü).
- Ball, P. (2004).** *The elements: a very short introduction.* OUP Oxford.
- Bhattacharyya, S., Mohanty, D., Kumar, P., Das, S.K., Sahoo, P., Pal, S.K., Chakraborty, S. (2023).** A corrosion and tribo-failure analysis of Ni-P-Cu coated mild steel (AISI-1040) at varied copper concentration. *Engineering Failure Analysis*, 146, 107063.
- Bilge, A.N., (1985).** *Nükleer Tekniklerin Endüstriye Uygulanması*, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu.
- Buyuk, B., & Tugrul, A. (2014).** Comparison of lead and WC-Co materials against gamma irradiation. *Acta Physica Polonica A*, 125(2), 423-425.
- Büyük, B. (2013).** *Tungsten, Titanyum, Bor İçeren Bazı Malzemelerin Gama Ve Nötron Radyasyonu Karşısındaki Davranışının İncelenmesi, Xcom Bilgisayar Programı İle İrdelenmesi Ve Yeni Bir Radyasyon Zırh Malzeme Önerisi.* (Doktora Tezi).
- Chandrika, B. M., Ambika, M. R., Seenappa, L., Manjunatha, H. C., Sridhar, K. N., Lourduraj, A. C., Gupta, P. D. Ve diğerleri. (2023).** Synthesis and characterization of Lead–Nickel–Boron nanocomposite for radiation shielding application. *Radiation Physics and Chemistry*, 213, 111187.
- Chang, L., Zhang, Y., Liu, Y., Fang, J., Luan, W., Yang, X., Zhang, W. (2015).** Preparation and characterization of tungsten/epoxy composites for γ -rays radiation shielding. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, 356, 88-93.

- Charles, R. (2014).** Ionizing Radiation Effects, Columbia University, 1-15.
- Chetverikov, Y. O., Bykov, A. A., Krotov, A. V., Mistonov, A. A., Murashev, M. M., Smirnov, I. V., & Tarnavich, V. V. (2023).** Boron-containing plastic composites as neutron shielding material for additive manufacturing processes. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 168406.
- Chilian, C., Chambon, C., Kennedy, G., (2010).** Neutron self-shielding with k0-NAA irradiations. *Nucl. Instrum and Methods A*, 622, 429-432.
- Coşkun, Ö. (2011).** İyonize radyasyonun biyolojik etkileri. *Teknik Bilimler Dergisi*, 1(2), 13-17.
- Cournoyer, M. (2001).** Lead substitution and elimination study. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 249(2), 397-402.
- Daşdağ, S. (2010).** İyonlaştırıcı radyasyonlar ve kanser. *Dicle Tıp Dergisi*. 37(2), 177-185.
- Eaves, G. (1964).** *Principles of Radiation Protection*. Iliffe Books L.T.D., 185 s., London.
- Ege Üniversitesi Tıp Fakültesi Hastanesi Hastanesi, (2014).** Radyasyon güvenliği el kitabı.
- Erkoyuncu, İ., Demirkol, İ., Akman, F., Dilsiz, K., Kaçal, M. R., & Polat, H. (2024).** A detailed investigation of gamma and neutron shielding capabilities of concrete doped with bronze and boron carbide. *Radiation Physics and Chemistry*, 215, 111358.
- Esawii, H. A., Salama, E., El-ahll, L. S., Moustafa, M., & Saleh, H. M. (2022).** High impact tungsten-doped borosilicate glass composite for gamma and neutron transparent radiation shielding. *Progress in Nuclear Energy*, 150, 104321.
- Glasstone, S. ve Sesonske, A. (1967).** *Nuclear Reactor Engineering*, Princeton, New Jersey.
- Gökharman, D. F., Aydın, S., Koşar, P. N. (2016).** Radyasyon güvenliğinde mesleki olarak bilmemiz gerekenler. *Süleyman Demirel Üniversitesi Sağlık Bilimleri Dergisi*, 7(2), 35-40.
- Gülümser, T. (2016).** *Radyoterapide fotonötron ölçümü ve zırhlaması*. (Yüksek Lisans Tezi), Akdeniz Üniversitesi, Sağlık Bilimleri Enstitüsü, Antalya.
- Güngör, A., Akbay, I. K., & Özdemir, T. (2019).** EPDM rubber with hexagonal boron nitride: A thermal neutron shielding composite. *Radiation Physics and Chemistry*, 165, 108391.
- Hallenbeck, W.H. (1994).** *Radiation Protection*, CRC press, Newyork (pp:58,60).
- Huang, Y., Zhang, W., Liang, L., Xu, J., & Chen, Z. (2013).** A “Sandwich” type of neutron shielding composite filled with boron carbide reinforced by carbon fiber. *Chemical engineering journal*, 220, 143-150.

- Hubbell, J. H. (1982).** Photon mass attenuation and energy-absorption coefficients. *The International Journal of Applied Radiation and Isotopes*, 33(11), 1269-1290.
- IAEA Safety Standards. (2011).** *General Safety Requirements Part 3, No. GSR Part 3 Draft Safety Requirements DS379*. Erişim adresi: <https://regelwerk.grs.de/sites/default/files/cc/dokumente/dokumente/DS379%20Draft5.0-21Mar2011.pdf>
- IAEA. (1994).** International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series 115.
- International Nuclear Data Committee. (1997).** *IAEA Annual Report for 1997. Atlas of Neutron Capture Cross Sections*. Erişim adresi https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/060/28060364.pdf.
- Jiao, L., Wang, Y., Wu, Z., Shen, H., Weng, H., Chen, H., ... & Lin, M. (2021).** Effect of gamma and neutron irradiation on properties of boron nitride/epoxy resin composites. *Polymer Degradation and Stability*, 190, 109643.
- Kalite Metalurji. (2023).** *1040 İmalat Çeliği* Erişim adresi: <http://kalitemetalurji.com.tr/urunlerimiz/imalat-celikleri/1040-imalat-celigi/>
- Keleş, S. (2016).** *Ortalama enerjisi 5MeV olan bir nötron spektrumu kullanarak ²³²Th'nin fisyon ürünlerinin kütle dağılımının belirlenmesi*. (Yüksek lisans Tezi). Gazi Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara.
- Kiani, M. A., Ahmadi, S. J., Outokesh, M., Adeli, R., & Mohammadi, A. (2017).** Preparation and characteristics of epoxy/clay/B4C nanocomposite at high concentration of boron carbide for neutron shielding application. *Radiation Physics and Chemistry*, 141, 223-228.
- Kim, J., Lee, B. C., Uhm, Y. R., & Miller, W. H. (2014).** Enhancement of thermal neutron attenuation of nano-B4C,-BN dispersed neutron shielding polymer nanocomposites. *Journal of Nuclear Materials*, 453(1-3), 48-53.
- Knoll, G. F. (2002).** *Radiation Detection and Measurement*, University of Michigan, John Wiley&Sons,Inc
- Knott, J. C., Khakbaz, H., Allen, J., Wu, L., Mole, R. A., Baldwin, C., ... & Rule, K. C. (2023).** Few-layer hexagonal boron nitride/3D printable polyurethane composite for neutron radiation shielding applications. *Composites Science and Technology*, 233, 109876.
- Konefała, A., Orlefb, A., Dybekc, M., Maniakowskib, Z., Polaczek-Grelika, K., Zippera, W., (2018).** Correlation between radioactivity induced inside the treatment room and the undesirable thermal/resonance neutron radiation produced by linac, *Physica Medica*, 24, 212-218.
- Krane, K. S. (2002).** *Nükleer Fizik 2. Cilt*. Palme Yayıncılık.
- Krane, K. S. (2006).** *Nükleer fizik I*. Palme Yayıncılık.

- Li, X., Wu, J., Tang, C., He, Z., Yuan, P., Sun, Y., ... & Huang, Y. (2019).** High temperature resistant polyimide/boron carbide composites for neutron radiation shielding. *Composites Part B: Engineering*, 159, 355-361.
- Liu, Y., Liu, X., Lai, C., Ma, J., Meng, X., Zhang, L., ... & Chen, S. (2023).** Boriding of tungsten by the powder-pack process: Phase formation, growth kinetics and enhanced neutron shielding. *International Journal of Refractory Metals and Hard Materials*, 110, 106049.
- Lowenthal, G. C., Airey, P. L. (2001).** *Practical Applications of Radioactivity and Nuclear Radiations*. Cambridge University Press, 367, Cambridge
- Martin, J. E. (2013).** *Radyasyon ve radyasyondan korunma fiziği: sağlık fiziği uygulamalı*. (Çev. A. G., Tanır, M. H., Bölükdemir, ve K., Koç) Palme Yayıncılık. (Orijinal yayın tarihi 2006)
- McAlister, D. R. (2012).** Gamma ray attenuation properties of common shielding materials. *University Lane Lisle, USA*.
- Mehelli, O., Derradji, M., Belgacemi, R., & Abdous, S. (2022).** Development of lightweight and highly efficient fast neutrons composites shields based on epoxy, UHMWPE fibres and boron carbide particles. *Radiation Physics and Chemistry*, 193, 109510.
- Moulder, J. E. (2019).** Static electric and magnetic fields and human health.
- Nadaraia, K. V., Suchkov, S. N., Markin, N. S., Imshinetskiy, I. M., Ivannikov, S. I., Mashtalyar, D. V., ... & Gnedkov, S. V. (2023).** Electrochemical synthesis of boron-containing coatings on Mg alloy for thermal neutron shielding. *Journal of Magnesium and Alloys*, 11(10), 3779-3789.
- Nahed, M. (2013).** *Biological Effects of Ionizing Radiation*, University of Khartoum Faculty of Science Department of Physics, 4-11.
- National Committee on Radiation Protection, & Measurements (US). (1971).** Protection Against Neutron Radiation. *NCRP Report* (No. 38).
- Nükleer Düzenleme Kurumu. (2023).** *NDK Hakkında*. Erişim Adresi: <https://www.ndk.gov.tr/ndk-hakkında>
- Nükleer Düzenleme Kurumu. (2023).** *Nükleer Tıp Uygulamalarında Radyasyondan*. Erişim Adresi: <https://webim.ndk.gov.tr>
- Oğul, H., Polat, H., Akman, F., Kaçal, M. R., Dilsiz, K., Bulut, F., & Agar, O. (2022).** Gamma and Neutron Shielding Parameters of Polyester-based composites reinforced with boron and tin nanopowders. *Radiation Physics and Chemistry*, 201, 110474.
- Özdemir, T., and Yılmaz, S. N. (2018).** Hexagonal boron nitride and polydimethylsiloxane: a ceramic rubber composite material for neutron shielding. *Radiation Physics and Chemistry*, 152, 93-99.
- Özdemir, T., Güngör, A., and Reyhancan, İ. A. (2017).** Flexible neutron shielding composite material of EPDM rubber with boron trioxide: Mechanical, thermal investigations and neutron shielding tests. *Radiation Physics and Chemistry*, 131, 7-12.
- Park, J., Her, S., Cho, S., Woo, S. M., and Bae, S. (2022).** Synthesis and characterization of Polyethylene/B4C composite, and its neutron

shielding performance in cementitious materials: Experimental and simulation studies. *Cement and Concrete Composites*, 129, 104458.

- Park, S. J., Jang, J. G., and Lee, H. K. (2014).** Computational investigation of the neutron shielding and activation characteristics of borated concrete with polyethylene aggregate. *Journal of Nuclear Materials*, 452(1-3), 205-211.
- Pierson, H.O. (1996).** *Handbook of Refractory Carbides and Nitrides Properties, Characteristics. Processing and Applications.* Noyes Publications (pp.113-114)
- Profio, A. (1979).** *Radiation Shielding and Dosimetry*, John Wiley & SONS, New York.
- Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği. (2000, 24 Mart).** *Resmi Gazete* (Sayı: 23999). Erişim Adresi: <https://www.mevzuat.gov.tr/mevzuat?MevzuatNo=5272&MevzuatTur=7&MevzuatTertip=5>
- Ramadan, W., Sakr, K., Sayed, M., Maziad, N., & El-Faramawy, N. (2020).** Investigation of acrylic/boric acid composite gel for neutron attenuation. *Nuclear Engineering and Technology*, 52(11), 2607-2612.
- Rinard, P. (1970).** Neutron Interactions with Matter Los Alamos Technical Report.
- Roslan, M. K. A., Ismail, M., Kueh, A. B. H., & Zin, M. R. M. (2019).** High-density concrete: exploring Ferro boron effects in neutron and gamma radiation shielding. *Construction and Building Materials*, 215, 718-725.
- Sarıyer, D., Küçer, R., & Küçer, N. (2015).** Neutron shielding properties of concretes containing boron carbide and ferro–boron. *Procedia-Social and Behavioral Sciences*, 195, 1752-1756.
- Sathish, K. V., Manjunatha, H. C., Seenappa, L., Sridhar, K. N., Sowmya, N., & Raj, S. A. C. (2022).** Gamma, X-ray and neutron shielding properties of iron boron alloys. *Materials Today: Proceedings*, 49, 613-619.
- Sayyed, M. I., Kaky, K. M., Şakar, E., Akbaba, U., Taki, M. M., & Agar, O. (2019).** Gamma radiation shielding investigations for selected germanate glasses. *Journal of Non-Crystalline Solids*, 512, 33-40.
- Shang, Y., Yang, G., Su, F., Feng, Y., Ji, Y., Liu, D., ... & Shen, C. (2020).** Multilayer polyethylene/hexagonal boron nitride composites showing high neutron shielding efficiency and thermal conductivity. *Composites Communications*, 19, 147-153.
- Shin, J. W., Lee, J. W., Yu, S., Baek, B. K., Hong, J. P., Seo, Y., ... & Koo, C. M. (2014).** Polyethylene/boron-containing composites for radiation shielding. *Thermochimica Acta*, 585, 5-9.
- Shultis, J.K. and Faw, R.E. (2005).** Radiation Shielding Technology, *Health Physics*, 88(4):297–322.
- Soltani, Z., Beigzadeh, A., Ziaie, F., & Asadi, E. (2016).** Effect of particle size and percentages of Boron carbide on the thermal neutron radiation shielding properties of HDPE/B4C composite: Experimental and simulation studies. *Radiation Physics and Chemistry*, 127, 182-187.

- Tekin, H. O., Altunsoy, E. E., Kavaz, E., Sayyed, M. I., Agar, O., & Kamislioglu, M. (2019).** Photon and neutron shielding performance of boron phosphate glasses for diagnostic radiology facilities. *Results in Physics*, 12, 1457-1464.
- Tektaş, M., A. (2016).** *Sağlık Sektöründe İyonlaştırıcı Radyasyona Maruz Kalan Çalışanlar İçin Uygulamadaki İş Sağlığı Ve Güvenliği Önlemlerinin Araştırılması, Analizi Ve Çözüm Öneriler.* (Uzmanlık Tezi). Erişim adresi: <https://www.esgb.gov.tr/media/90103/mehmetakiftektas.pdf>
- TENMAK. (2023).** *Radyasyondan Korunma ile İlgili Uluslararası Kuruluşlar.* Erişim Adresi: <https://www.tenmak.gov.tr/uluslararasi/isbirligi-yapilan-kuruluslar/oecd.html>
- Thevenot, F. (1990).** Boron carbide—a comprehensive review. *Journal of the European Ceramic society*, 6(4), 205-225.
- Togay Y. E. (2002)** Tanısal Radyolojide Radyasyondan Korunma. *Türkiye Atom Enerjisi Kurumu Yayınları.* 2-20.
- Tsoufanidis, N. and Landsberger, S. (2011).** *Measurement and Detection of Radiation*, CRC press, Newyork (pp:132-133).
- Turner, J.E. (1995).** *Atoms, Radiation and Radiation Protection*, John Wiley and Interscience Publications, Newyork, P: 210.
- Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, (2010).** 3×592 GBq 241 Am-Be Nötron Işınlama Hücresinde Nükleer Veri Ölçümleri Teknik Raporu, 7-11, 39-41.
- Türkiye Cumhuriyeti Cumhurbaşkanlığı Mevzuat Bilgi Sistemi. (2023).** *Mevzuat Bilgi Sistemi.* Erişim adresi: <https://www.mevzuat.gov.tr/>
- Türkiye Cumhuriyeti Cumhurbaşkanlığı Mevzuat Bilgi Sistemi. (2023).** *Radyasyon Güvenliği Yönetmeliği.* Erişim adresi: <https://www.mevzuat.gov.tr/mevzuat?MevzuatNo=5272&MevzuatTur=7&MevzuatTertip=5>
- Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu (TENMAK). (2023).** *Radyasyondan Korunma.* Erişim adresi: <https://www.tenmak.gov.tr/2016-06-09-00-43-55/135-gunumuzde-nukleer-enerji-rapor/834-bolum-06-radyasyondan-korunma.html>
- Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu. (2023).** *Günümüzde Nükleer Enerji.* Erişim adresi: <https://www.tenmak.gov.tr/2016-06-09-00-43-55/135-gunumuzde-nukleer-enerji-rapor/831-bolum-09-nukleer-enerji-ve-surdurulebilir-kalkinma.html>
- Türkiye Enerji, Nükleer ve Maden Araştırma Kurumu. (2023).** *Radyasyon ve Biz.* Erişim adresi: <https://nuken.tenmak.gov.tr/ogrenci/r02.htm>
- Türkiye Uzay Ajansı. (2023).** Dalgalar ve elektromanyetik tayf (spektrum). Erişim adresi: <https://tua.gov.tr/tr/blog/havacilik-ve-teknoloji/dalgalar-ve-elektromanyetik-tayf-spektrum>
- Uddin, Z., Yasin, T., & Shafiq, M. (2022).** Development of novel silane modified boric acid/high density polyethylene composites for radiation shielding applications. *Radiation Physics and Chemistry*, 192, 109909.

- Uddin, Z., Yasin, T., Shafiq, M., Raza, A., & Zahur, A. (2020).** On the physical, chemical, and neutron shielding properties of polyethylene/boron carbide composites. *Radiation Physics and Chemistry*, 166, 108450.
- UNSCEAR. (2000).** *Report on Sources and Effects of Ionizing Radiation to the General Assembly* (2 Volumes).
- US NRC–Nuclear Regulatory Commission. (2023).** Dose Standards and Methods for Protection Against Radiation and Contamination. USNRC Technical Training Center. Erişim Adresi: <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/08.pdf>
- Uzal C., Çaloğlu M. (2002).** Kanser Etiyolojisinde iyonizan radyasyonun yeri. *Trakya Üniversitesi Tıp Fakültesi Dergisi*, 9, 177-182.
- Vishwanath P. Singh, N.M. Badiger, N. Chanthima, J. Kaewkhao, (2014).** Evaluation of gamma-ray exposure buildup factors and neutron shielding for bismuth borosilicate glasses, *Radiation Physics and Chemistry*, 98, 14-21.
- Yao, C., Dai, Y., Xie, Q., Chang, S., & Zhang, H. (2023).** Simultaneous improvements in the flame retardancy and neutron shielding properties of silicone rubber through gadolinium phenylphosphonate–boron nitride heterostructures. *Polymer Degradation and Stability*, 216, 110508.
- Yeyin, N. (2015).** Radyasyonun biyolojik etkileri. *Nucl Med Semin*, 1(3), 139-143.
- Yılmaz, S. N., Akbay, İ. K., & Özdemir, T. (2021).** A metal-ceramic-rubber composite for hybrid gamma and neutron radiation shielding. *Radiation Physics and Chemistry*, 180, 109316.
- Zeyrek, C. (2013).** İyonize radyasyon uygulamaları için güvenlik ve korunmaya yönelik genel kavramlar. *Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Dergisi*, 17(3), 1-9.
- Zhang, P., Li, Y., Wang, W., Gao, Z., & Wang, B. (2013).** The design, fabrication and properties of B₄C/Al neutron absorbers. *Journal of Nuclear materials*, 437(1-3), 350-358.

ÖZGEÇMİŞ

ÖĞRENİM BİLGİSİ:

Doktora (2018)	İstanbul Gedik Üniversitesi/Lisansüstü Eğitim Enstitüsü/İş Sağlığı Ve Güvenliği Anabilim Dalı/
Yüksek Lisans (2009-2012)	Gazi Üniversitesi/Fen Bilimleri Enstitüsü/ Tez adı: Hegzagonal bor nitrürün nötron absorblayıcı olarak kullanılabilirliği (2012) Tez Danışmanı:(Prof. Dr. Ayşe Murathan)
Lisans-Çift Anadal (2022-Devam Ediyor)	Gazi Üniversitesi/Fen Fakültesi/Kimya
Lisans (2004-2009)	Gazi Üniversitesi/Mühendislik Fakültesi/Kimya Mühendisliği Bölümü

AKADEMİK GÖREVLER:

Öğretim Görevlisi (2018)	Malatya Turgut Özal Üniversitesi/Hekimhan Mehmet Emin Sungur Meslek Yüksekokulu/Mülkiyet Koruma Ve Güvenlik Bölümü/İş Sağlığı Ve Güvenliği Pr.)
Öğretim Görevlisi (2013-2018)	İnönü Üniversitesi/Hekimhan Mehmet Emin Sungur Meslek Yüksekokulu/Mülkiyet Koruma Ve Güvenlik Bölümü/İşçi Sağlığı Ve İş Güvenliği Pr.)

PROJELERDE YAPTIĞI GÖREVLER:

- 1-Radyasyon Kalkanı İçin Bor İçerikli Boyar Maddelerin Hazırlanması ve Matematiksel Modellenmesi, Yükseköğretim Kurumları tarafından destekli bilimsel araştırma projesi, Araştırmacı: Hakan Kemal Seval, Yürütücü: Mustafa YAĞIMLI, 30/01/2023 (Devam Ediyor) (ULUSAL)
- 2- Hekimhan Meslek Yüksekokulu İş Sağlığı ve Güvenliği Ölçüm Lab. Kurulması, Yükseköğretim Kurumları tarafından destekli bilimsel araştırma projesi, Araştırmacı, 15/03/2015 - 04/12/2016 (ULUSAL)

İDARİ GÖREVLER:

MYO/Yüksekokul Müdür Yardımcısı 25.05.2022	Malatya Turgut Özal Üniversitesi/Hekimhan Mehmet Emin Sungur Meslek Yüksekokulu
Yönetim Kurulu Üyeliği 25.05.2022	Malatya Turgut Özal Üniversitesi/Hekimhan Mehmet Emin Sungur Meslek Yüksekokulu
Bölüm Başkanı 2017-2020	Malatya Turgut Özal Üniversitesi/Hekimhan Mehmet Emin Sungur Meslek Yüksekokulu

Yönetim Kurulu Üyeliği İnönü Üniversitesi/Hekimhan Mehmet Emin Sungur
2015-2019 Meslek Yüksekokulu

MYO/Yüksekokul İnönü Üniversitesi/Hekimhan Mehmet Emin Sungur
Müdür Yardımcısı Meslek Yüksekokulu
2015-2016

YAYINLAR:

Uluslararası hakemli dergilerde yayımlanan makaleler:

Arslan Kemal, Seval Hakan Kemal, Murathan Ömer Faruk, Soysal Kaan (2018).
Multiwalled boron nitride microtubes (BNMTs) shielding in thermal neutron
absorbing. Radiation Effects and Defects in Solids, 173, 555-566., Doi:
10.1080/10420150.2018.1484742 (Yayın No: 4346615)

**Uluslararası bilimsel toplantılarda sunulan ve bildiri kitaplarında
(proceedings) basılan bildiriler :**

Seval Hakan Kemal, Yağımlı Mustafa (2022). Investigation of the Usage of Boron
Added Dye Material As Radiation Armor. İstanbul International Modern Scientific
Research Congress -III, 981-987. (Tam Metin Bildiri/Sözlü Sunum)(Yayın
No:7681131)

VERİLEN DERSLER (2022-2023):

Önlisans

Acil Durum Yönetimi
Elektrik İşlerinde İş Sağlığı Ve Güvenliği
Yangından Korunma Yöntemleri
İş Sağlığı Ve Güvenliğine Giriş Iı
Genel Kimya
Çevre Koruma
Kimyasal Risk Etmenleri

Lisans

İş Sağlığı Ve Güvenliği
İş Sağlığı Ve Güvenliği

ÜNİVERSİTE DIŞI DENEYİM:

Öğrenci Asistanlığı Gazi Üniversitesi, (Kamu)
(2011-2013)