T.C.
HARRAN ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

SİVEREK İLÇESİ TOPRAK, SU VE KAYA NUMUNELERİNDEKİ DOĞAL RADYOAKTİVİTENİN ÖLÇÜMÜ

Mehmet ALTINTAS

FİZİK ANA BİLİM DALI

ŞANLIURFA
2019

T.C.
HARRAN ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

SİVEREK İLÇESİ TOPRAK, SU VE KAYA NUMUNELERİNDEKİ DOĞAL RADYOAKTİVİTENİN ÖLÇÜMÜ

Mehmet ALTINTAS

FİZİK ANA BİLİM DALI

ŞANLIURFA
2019

Dr. Öğretim Üyesi Mehmet KOŞAL danışmanlığında Mehmet ALTINTAS tarafından hazırlanan **"Siverek İlçesi Toprak, Su ve Kaya Numunelerindeki Doğal Radyoaktivitenin Ölçümü"** konulu bu çalışma 04/01/2019 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından oy birliği ile Harran Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Fizik Ana Bilim Dalı'nda YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.

İmza

Danışman : Dr. Öğretim Üyesi Mehmet KOŞAL …….

Üye : Dr. Öğretim Üyesi İlker Can ÇELİK ……..

Üye : Doç. Dr. Hüseyin TOKTAMIŞ ……

Bu Tezin Fizik Anabilim Dalında Yapıldığını ve Enstitümüz Kurallarına Göre Düzenlendiğini Onaylarım.

Prof. Dr. İrfan ÖZBERK
Enstitü Müdürü

Not: Bu tezde kullanılan özgün ve başka kaynaktan yapılan bildirişlerin, çizelge, şekil ve fotoğrafların kaynak gösterilmeden kullanımı 5846 sayılı Fikir ve Sanat Eserleri Kanunundaki hükümlere tabidir.

İÇİNDEKİLER

Sayfa No

ÖZET i
ABSTRACT ii
TEŞEKKÜR iii
ŞEKİLLER DİZİNİ iv
ÇİZELGELER DİZİNİ v
SİMGELER ve KISALTMALAR DİZİNİ..... vi
1. GİRİŞ …….. 1
1.1. Radyoaktiflik ……..…… 2
1.1.1. Kararlı çekirdekler ……..…. 2
1.1.2. Radyoaktif bozunma kanunu ……..……. 3
1.1.3. Kalıcı denge halinde aktiflik …… 5
1.1.4. Radyoaktif bozunmalar ……..…….. 8
1.1.4.1. Alfa bozunması ……..…… 9
1.1.4.2.Beta bozunması …….……. 9
1.1.4.2.1. Elektron yakalaması ……..……. 10
1.1.4.3. Gama ışıması ……..…… 11
1.1.5. Doğal radyoaktiflik ……..…….. 12
1.2. Radyasyon Birimleri ……..…….. 16
1.3. Doğal Radyasyon Kaynakları ……..…… 19
1.3.1. Karasal radyasyon ……..…….. 20
1.3.2. Kozmik radyasyon ……..……. 21
1.3.3. Sulardaki doğal radyoaktivite ……..…… 22
1.3.4. Yapay radyasyon kaynakları ……..….. 24
1.4. Radyasyon Işınlanmasının Biyolojik Etkileri ……..…… 24
1.4.1. Radyasyondan korunma ……..……. 25
1.4.2. Çeşitli kaynaklardan radyasyon ışınlanmasının seviyeleri …… 27
1.5. İyonlaştırıcı Radyasyonun Madde ile Etkileşimi ……. 27
1.5.1. Ağır yüklü parçacıkların madde ile etkileşimi ……..….. 28
1.5.2. Elektronların madde ile etkileşimi …… 28
1.5.3. Elektromanyetik radyasyonun madde ile etkileşimi ……..…….. 29
1.5.3.1. Fotoelektrik olay ……..…. 29
1.5.3.2. Compton saçılması ……..……... 30
1.5.3.3. Çift oluşumu ……... 31
1.6. Radyasyon Ölçümü ……. 33
1.6.1. Gazlı sayaçlar …….. 33
1.6.2. Yarı iletken diyot detektörü ……. 34
1.6.3. Sintilasyon dedektörleri …….. 35
1.6.3.1. Sintilatörler ……..……. 36
1.6.3.2. Işığın toplanması ve fotoçoğaltıcı tüpler ……..……. 38
1.7. Enerji Ölçümleri …… 39
1.7.1. Yüksek voltaj kaynağı ……. 42
1.7.2. Ön yükselteç …… 42
1.7.3. Yükselteç ……..… 43
1.7.4. Çok kanallı analizör (MCA) ve analog sayısal dönüştürücü (ADC) ……... 43
1.7.5. Bilgisayar bileşen ve programları …… 43
1.7.6. Spektrum için pik alanı hesaplanması …… 44
1.7.7. Enerji Ayırma Gücü …… 45
1.7.8. Kalibrasyon ……..…,,.… 48
1.7.8.1. Enerji kalibrasyonu ……..….. 48
1.7.8.2. Pik genişliği kalibrasyonu ……..……... 49
1.7.8.3. Verim kalibrasyonu ……..…… 50
1.7.9. Zaman çözme gücü ve ölü zaman ……..……. 52
1.7.10. Sayım verimi ……..……... 52
1.7.11. Doğal ortam sayımı …….. 53

2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR ……..….. 54
3. DENEYSEL ÇALIŞMALAR …….. 59
3.1. Bölgenin Tanıtılması ……..… 59
3.2. Materyal …… 60
3.3. Alfa ve Beta Sayım Sistemleri …….. 60
3.3.1. Su örneklerinin hazırlanması ve analizi ……..…… 62
3.4. Gama Spektrometrik Analizler ……. 63
3.4.1. Toprak ve kaya örneklerin toplanması ve sayıma hazırlanması …… 63
3.4.2. Ölçme işlemi …… 65
3.4.3. Ölçmede hata …….. 67
3.4.4. Ölçülebilen en küçük aktivite (MDA) …… 68
4. BULGULAR VE TARTIŞMA …….……. 69
4.1. Toprak ve Kaya Örneklerinde Belirlenen Doğal Radyasyon Seviyeleri …….. 69
4.2. Su Örneklerine İlişkin Alınan Deney Sonuçları …….…….... 74
4.3. Havadaki Soğurulmuş Doz Hızı (D) ……..…… 77
4.4. Radyum Eşdeğer Aktivitesi (Ra_{eq}) ve Dış Tehlike Endeksi (Hex) …… 77
4.5. Yıllık Etkin Doz Eşdeğeri …….. 78
5. SONUÇLAR ve ÖNERİLER …….….. 80
KAYNAKLAR …….. 84
ÖZGEÇMİŞ …… 86

ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

SİVEREK İLÇESİ TOPRAK, SU VE KAYA NUMUNELERİNDEKİ DOĞAL RADYOAKTİVİTENİN ÖLÇÜMÜ

Mehmet ALTINTAS

Harran Üniversitesi
Fen Bilimleri Enstitüsü
Fizik Anabilim Dalı

Danışman : Dr. Öğretim Üyesi Mehmet KOŞAL
Yıl: 2019 Sayfa: 86

Bu çalışmada Şanlıurfa ilinin Siverek ilçesinin toprak ve kaya örneklerindeki ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K radyoizotoplarının konsantrasyonları gama spektrometrik sayım sisteminde ölçüldü. ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K' un bütün toprak örnekleri için radyoaktivite konsantrasyonu ortalamaları sırasıyla 36,26; 25,39 ve 259,93 Bq/kg olarak ölçüldü. Bu radyoizotopların kaya örneklerindeki ortalamaları ise sırasıyla 27,43; 14,12 ve 321,82 Bq/kg olarak ölçüldü. Örneklerdeki bazı radyoaktivite konsantrasyonları dünya ortalamasının üstünde bulundu. Elde edilen aktivite konsantrasyonları kullanılarak Havadaki Soğurulan Doz Hızı (D), Radyum Eşdeğer Aktivitesi (Ra_{eq}), Dış Tehlike Endeksi (Hex) ve Yıllık Etkin Doz Eşdeğeri (YEDE) hesaplandı. Havadaki Soğurulmuş Doz Hızı ortalaması 44 nGy/saat bulundu. Bütün Dış Tehlike Endeksi değerleri sınır değeri olan 1' den küçük hesaplandı. Yıllık Etkin Doz Eşdeğerleri ortalaması 53,96 μSv/yıl olarak bulundu. Sonuçlar daha önce yapılan çalışmalar ile ve uluslararası kuruluşların insan sağlığı açısından belirledikleri sınır değerleri ve ortalama değerler ile karşılaştırıldı. İki tane su örneğinin toplam alfa-beta radyoaktivite konsantrasyonları ölçüldü. Bulunan değerler WHO (Dünya Sağlık Örgütü)'nun insan sağlığı açısında belirlediği sınır değerlerinin altındadır.

ANAHTAR KELİMELER: Doğal radyoaktivite, **T**oprak, Su, Kaya, Gama spektrometresi

ABSTRACT

MSc. Thesis

DETERMINATION OF NATURAL RADIOACTIVITY CONCENTRATIONS IN SİVEREK TOWN SOIL, WATER AND STONE SAMPLES

Mehmet ALTINTAS

Harran University
Institue of Natural and Applied Sciences
Department of Physics

Supervisor: Asist. Prof. Dr. Mehmet KOŞAL
Year: 2019 Page: 86

In this study the activity concentrations of ^{238}U, ^{232}Th and ^{40}K radionuclides in soil and stone samples of Siverek town of Şanlıurfa Province was measured using the gamma-ray spectrometry. For all soil samples the mean radioactivty concentrations of ^{238}U, ^{232}Th and ^{40}K were measured as 36,26; 25,39 and 259,93 Bq/kg, respectively. And the mean values of these radioisotopes in stone samples were measured as 27,43; 14,12 and 321,82 Bq/kg, respectively. The some radioactivity concentrations in samples were found higher than the world average. By using the activity concentrations obtained the outdoor absorbed dose rates (D), radium equivalent activities (Ra_{eq}), external hazard indices (Hex) and corresponding annual effective doses got calculated. The mean outdoor absorbed dose rate was found as 44 nGy/h. The all external hazard indices values were measured lower than limit value 1. The mean corresponding annual effective doses were found as 53,96 μSv/y. The results were compared with previous studies and limit and average values are defined by international organisations in regard to human health. The gross alfa and gross beta radioactivity concentrations of two water samples were determined. The obtained values were lower than limit values which is defined by WHO (World Health Organization) regard to human health.

KEY WORDS: Natural radioactivity, Soil, Water, Stone, Gama spectrometry

TEŞEKKÜR

Bu tez çalışmasında bana rehberlik edip yardımcı olan ve deneysel çalışmalarda benimle birlikte çalışan danışman hocam Harran Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü Dr. Öğretim Üyesi Mehmet KOŞAL'a öncelikle teşekkür ederim.

Hem bütün Yüksek Lisans döneminde hem de tez çalışması aşamasında gösterdiği ilgi ve alaka ve rehberlikten dolayı Harran Üniversitesi, Fen Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümü Başkanı Prof. Dr. Oral OLTULU'ya ve Fizik Bölümü Başkan Yardımcısı Öğretim Üyesi Dr. Selami PALAZ'a, Prof.Dr. Yunus BABÜR'e ve Öğretim Üyesi Dr. İlker Can ÇELİK'e teşekkürlerimi borç bilirim.

Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi, Radyoaktivite Analiz ve Ölçüm Birimi, Kimya Yüksek Mühendisi Dr. Neşet ÖZTÜRK'e su örneklerinin analizinde yardımlarından dolayı ayrıca teşekkür ederim.

Yüksek Lisans Tez çalışmalarımda bana manen destek olan ve anlayışla karşılayan mesai arkadaşlarıma ve aileme de teşekkürlerimi bildirmek isterim.

ŞEKİLLER DİZİNİ

Sayfa No

Şekil 1.1. Proton-nötron kararlılık grafiği 3
Şekil 1.2. Radyoaktif bir çekirdeğin üstel olarak bozunması 5
Şekil 1.3. Örnek gama ışıması enerji seviyeleri 11
Şekil 1.4. Alfa, beta, gama ve X-ışınları ve nötronun etki uzaklıkları 12
Şekil 1.5. ^{238}U'in bozunma serisi 14
Şekil 1.6. ^{232}Th'in bozunma serisi 15
Şekil 1.7. Doğal radyasyon kaynaklarından maruz kalınan dozların oranları 22
Şekil 1.8. Yüksek dozlarda radyasyonun deterministik etkileri 25
Şekil 1.9. Toplum ışınlanmalarda tipik radyasyon kaynakları 27
Şekil 1.10. Fotoelektrik olay 29
Şekil 1.11. Compton saçılması 30
Şekil 1.12. Çift oluşumu 32
Şekil 1.13. γ-ışınının üç etkileşme şeklinin baskın olduğu enerji bölgeleri 32
Şekil 1.14. Bir Geiger sayacı taslağı 34
Şekil 1.15. Yarı iletken dedektör 35
Şekil 1.16. Sintilatör ve fotoçoğaltıcı tüp 36
Şekil 1.17. Sintilatör maddesinde enerji bandları 37
Şekil 1.18. Radyasyon enerjisinin ölçümünde dedektörde meydana gelen olaylar 40
Şekil 1.19. Dedektöre aktarılan radyasyon enerjisine ait pikler 41
Şekil 1.20. Dedektör ve enerji ölçüm-analiz sistemi kısımlarının şematik gösterimi 42
Şekil 1.21. Pik alanı hesaplanması 44
Şekil 1.22. Dedektör enerji çözme gücü 47
Şekil 1.23. Dedektörün cevap fonksiyonu eğrisi 47
Şekil 1.24. Pik genişliği hesaplama 49
Şekil 3.1. Siverek ilçesi coğrafi konumu 59
Şekil 3.2. LB 770 10-kanal α-β düşük-seviye sayım sistemi. 61
Şekil 3.3. Gaz akışlı orantılı alfa ve beta sayım cihazı 61
Şekil 3.4. Sintilasyon dedektörü ve bilgisayar bileşenleri 63
Şekil 3.5. Siverek ilçesinde örneklerin alındığı noktalar 64
Şekil 3.6. Örneklerin toz hale getirilmesi 64
Şekil 3.7. Örneklerin etüvde kurutulması 65
Şekil 3.8. Gama spektrumunda pik alanı hesaplanması 66
Şekil 4.1. Toprak örneklerinde elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları grafiği 71
Şekil 4.2. Kaya örneklerinde elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları grafiği 73
Şekil 4.3. Toplam alfa radyoaktivite konsantrasyonları grafiği 75
Şekil 4.4. Toplam beta radyoaktivite konsantrasyonları grafiği 75

ÇİZELGELER DİZİNİ

Sayfa No

Çizelge 1.1. Doğal radyoaktif seriler ……..……. 13
Çizelge 1.2. Bazı doğal radyoaktif izotoplar …….. 16
Çizelge 1.3. Radyasyon birimleri ……...… 19
Çizelge 1.4. Doğal radyasyon kaynaklarından maruz kalınan dozlar …… 23
Çizelge 1.5. TAEK tarafından izin verilen yıllık doz sınırları …… 26
Çizelge 4.1. Toprak örneklerinde elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları ……. 70
Çizelge 4.2. Kaya örneklerinde elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları ……..… 72
Çizelge 4.3. Su örneklerinden elde edilen toplam alfa radyoaktivite konsantrasyonu ...… 74
Çizelge 4.4. Toplam beta radyoaktivite konsantrasyonları ……..…… 76
Çizelge 4.5. Önceki çalışmalardan elde edilen bazı ortalama aktivite değerleri 76
Çizelge 4.6. Toprak örneklerinden elde edilen doz hızı, Raeq, Hex ve YEDE değerleri ... 79

SİMGELER ve KISALTMALAR

Ci	Curie
D	Soğrulan Doz Hızı
E	Enerji
Gy	Gray
Hex	Dış Tehlike Endeksi
I	Gama Işının Şiddeti
M	Mikro, alt birim (10^{-6})
N	Nano, alt birim (10^{-9})
p	Piko, (10^{-12})
R	Röntgen, radyasyon şiddet birimi
Ra_{eq}	Radyum Eşdeğer Aktivitesi
Sv	Sievert
$T_{1/2}$	Yarılanma süresi
α	Alfa
β	Beta
γ	Gama ışını
ADC	Analog Sayısal Dönüştürücü
ÇNAEM	Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi
FWHM	Yarı Yükseklikteki Tam Genişlik
HPGe	Yüksek Saflıkta Germanyum
HV	Yüksek Voltaj Kaynağı
MA	Yükseltici
MCA	Çok Kanallı Analizör
MDA	Minimum Tespit Edilebilir Aktivite
NCRP	Radyasyondan Korunma ve Radyasyon Ölçümleri Ulusal Kurulu
IAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
ICRP	Uluslararası Radyolojik Korunma Komisyonu
ICRU	Uluslararası Radyasyon Ölçüm ve Birimleri Komisyonu
PA	Ön Yükseltici
RBE	Bağıl biyolojik etkinlik
ppm	Milyonda bir birimi (Parts per million)
TAC	Zaman Genlik Dönüştürücü
TAEK	Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
TS	Türk Standartları
UNSCEAR	Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyonun Etkileri Bilimsel Komitesi
WHO	Dünya Sağlık Teşkilatı
YEDE	Yıllık Etkin Doz Eşdeğeri

1. GİRİŞ

Çevremizde mevcut olan doğal ve yapay radyoizotoplar insanın maruz kaldığı radyasyon enerjisinin temel kaynaklarıdır. Bu radyoizotopların dağılımını tespit etmek insan sağlığı üzerindeki etkilerini değerlendirme noktasında önemlidir. Doğal Fon (background) radyoaktivitenin seviyesini belirleyen çok nedenler vardır. Toprak yapısı, volkanik patlamalar, binalarda kullanılan malzemeler bu sebeplerden bazılarıdır. İnsanlar güneş ve diğer yıldızlardan gelen ışınlardan, yer kabuğunda bulunan radyoizotoplardan, içme suyu ve gıda gibi doğal kaynaklardan gelen radyasyona maruz kalmaktadır. Bunlara ek olarak tıp, endüstri, enerji üretimi, tarım ve hayvancılık gibi pek çok alanda kullanılan radyoaktif madde içeren yapay kaynaklardan doz almaktadır. İnsanların aldığı doza en büyük katkıyı doğal radyasyonun yapması sebebiyle doğal kaynaklardan alınan radyasyon miktarı önem kazanmaktadır. Ayrıca nükleer kazalar ve nükleer denemeler de doğal radyasyona katkı yapmaktadır.

İnsanların ihtiyaç ve sağlık yönünden çok önemli tüketim maddelerinden biri de sudur. Yeryüzünde güneş enerjisi sayesinde sürekli bir su döngüsü vardır. Yeraltındaki katmanlarda değişik oranlarda radyoaktif maddeler bulunmaktadır. Bu döngü içerisinde sular, radyoaktif maddelerin bulunduğu ortamlardan geçtiğinde veya bulunduğunda radyoaktivite içerirler.

Tüm doğal radyoaktif serilerde radyoaktif olan radon gazının salınması söz konusudur. Bu izotop kayalıkların derinliklerinde oluştuğu zaman bozunmadan önce yüzeye ulaşıp havaya karışması ihtimali son derece azdır. Ancak kayalar çatladıklarında radon gazı kaçabilir (Krane, 2001).

Yıllık etkin doz eşdeğeri, insanların farklı kaynaklardan gerek dışarıdan gerekse yediği, içtiği ve soluduğu havada bulunan değişik radyoizotoplardan salınan ışınlara içeriden maruz kalmak suretiyle bir yıl süresinde alacağı radyasyon dozu olarak ifade edilir. Birimi “Sievert” tir. Doğal radyoaktivite seviyesinin Dünya

Sağlık Örgütünün tavsiye ettiği sınırlar içinde olup olmadığını tespit etmek insan sağlığı açısında önemlidir.

1.1. Radyoaktiflik

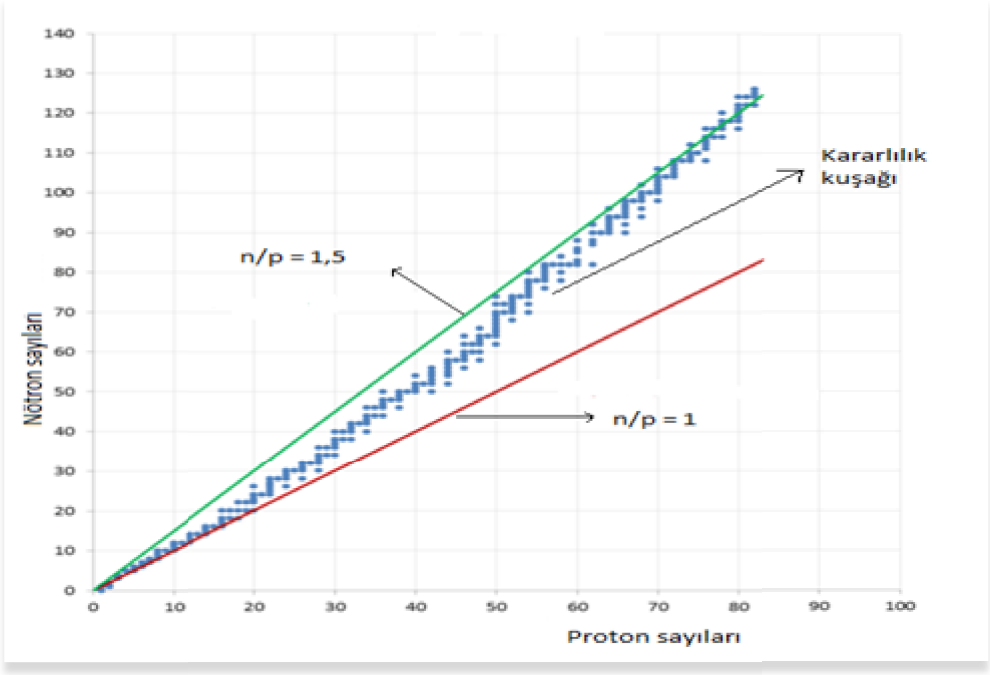
Henri Becquerel, 1896'da uranyum tuzu kristallerinin görünmeyen radyasyon yayınladığını tesadüfen keşfetti. Işıktan korunmasına rağmen fotoğraf plağının bu radyasyonlarla karardığını gördü. Kontrollü olarak gerçekleştirilen pek çok sayıdaki gözlem sonucunda, Becquerel, kristallerden hiçbir dış uyarı olmaksızın yayınlanan radyasyonun yeni bir tip olduğunu tespit etti. Uranyumun kendiliğinden radyasyon yayınlamasına kısa bir zaman sonra radyoaktiflik denildi. Daha sonra yapılan araştırma çalışmalarında polonyum ve radyum gibi başka radyoaktif elementler tespit edildi. Ernest Rutherford'un çalışmaları dahil yapılan tüm deneyler radyoaktifliğin, kararsız çekirdeklerin parçalanması (bozunması) sonucu meydana geldiğini gösterdi (Serway, 1996).

1.1.1. Kararlı çekirdekler

Çekirdekte nükleonları bir arada tutan kuvvet şiddetli çekirdek kuvvetidir. Bu kuvvet çok kısa menzilli olup (yaklaşık 2 fm) çekici bir kuvvettir. Protonlar, nötronlar ve proton-nötron arasında etkilidir. Çekirdek kuvveti vasıtasıyla protonlar birbirini çeker fakat Coulomb kuvveti nedeniyle de birbirini iterler.

Yüzlerce kararsız çekirdek gözlenmiş ve yaklaşık 400 adet kararlı çekirdek vardır. Şekil 1.1'de nötron sayısı N'nin proton sayısı Z'ye bağlı dağılımı verilmiştir. N=Z olan kararlılık eğrisi ve etrafındaki kararlılık bölgesi hafif çekirdekleri temsil ediyor. Ağır çekirdeklere doğru gidildiğinde N/Z >1 olmaktadır. Eğer hafif çekirdeklerde nötron ve proton sayıları eşitse (N=Z) daha kararlı olurlar. Ağır çekirdeklerde ise nötron sayısı proton sayısına kıyasla daha büyükse bu çekirdekler daha kararlıdırlar. Şöyle ki proton sayısı artıkça Coulomb kuvvetinin şiddeti artar, çekirdeğin dağılmasına neden olur. Nötronlar sadece çekici kuvvete (şiddetli çekirdek kuvvete) sebep olduklarından çekirdeğin kararlı olabilmesi için daha fazla

nötrona ihtiyaç olur. Fakat bu dengeleme sınırlıdır. Büyük atom numaraları (Z) değerleri için protonlar arası itme kuvveti daha çok miktarda nötron ilavesiyle dengelenemez. Bu olay Z = 83 değeri ile sınırlıdır (Serway, 1996). Kararlı en ağır çekirdek $^{209}_{83}$Bi için N/Z oranı yaklaşık 1.5'tir. N/Z >1.5 olan diğer bütün çekirdekler artık kararsız olurlar.



Şekil 1.1. Proton-nötron kararlılık grafiği (cloudfront.net/datastream)

1.1.2. Radyoaktif bozunma kanunu

Yapılan gözlemler sonucunda radyoaktif bir maddedeki bozunma sonucu meydana gelen azalmanın zamana bir üstel fonksiyon ile bağlı olduğu anlaşıldı. Radyoaktif maddedeki bozunma ise maddede bir bütün olarak değil, tek tek atom çekirdekleri boyutunda gerçekleştiği fark edildi. Ayrıca bozunmanın doğada istatistiksel olarak gerçekleştiği yani her hangi bir izotopun ne zaman bozunacağının önceden tahmin edilemeyeceği de anlaşıldı. Bütün bunlar bozunmanın bir üstel kanun ile açıklanabileceği fikrine yönlendirdi.

Bir radyoaktif maddenin bozunma hızı, içerdiği bozunmamış çekirdek sayısına bağlıdır. Çekirdek sayısı N ve değişme hızı arasında,

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N \tag{1.1}$$

ilişkisi vardır. Burada λ, bozunma sabiti olup birim zamana göre bir atomun bozunma olasılığını ifade eder. Buradan bir radyoaktif maddenin bozunma ifadesi (Denklem 1.2),

$$N = N_o e^{-\lambda t} \tag{1.2}$$

yazılabilir. N_o, t = 0 anındaki radyoaktif çekirdek sayısıdır. Bir radyoaktif maddede birim zamanda meydana gelen bozunma sayısına aktiflik denir. Aktiflik A, Denklem 1.2 eşitliğinin zamana göre türevi alınarak elde edilebilir.

$$A(t) = N_o\lambda e^{-\lambda t} = A_0 e^{-\lambda t} \tag{1.3}$$

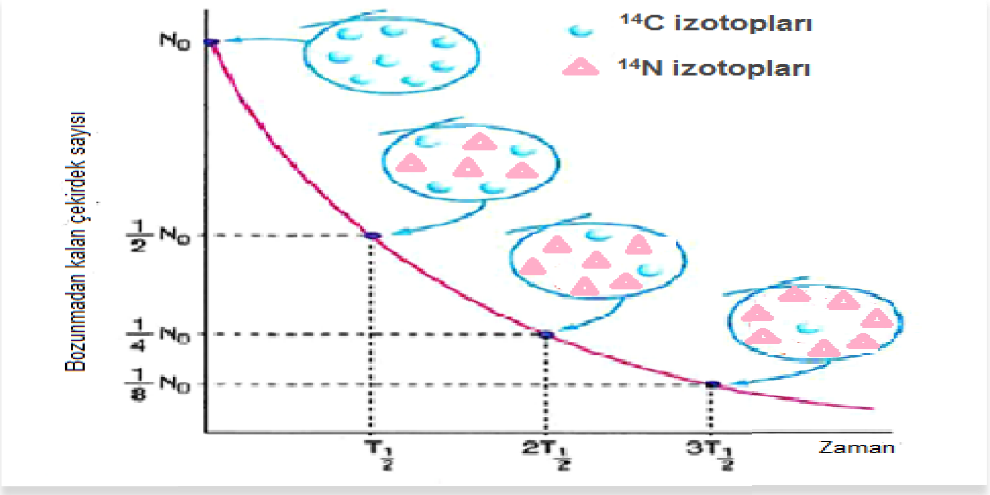
Bozunmamış çekirdek sayısı (N) ve aktiflik (A) zamanla üstel olarak azalır. Radyoaktif bozunma yasası denklemi herhangi bir t anındaki geriye kalan çekirdek sayısını verir. Bozunmayı ifade etmek için yarı ömür kavramı kullanılır. Yarı ömür maddenin ayırt edici bir özelliğidir. Radyoaktif bir elementin başlangıçtaki çekirdek sayısının yarıya inmesi için geçen zamana yarı ömür denir. Yarı ömür $t_{1/2}$ Denlem 1.2 eşitliğinde $N = N_0/2$ yazılırsa,

$$\frac{No}{2} = N_o e^{-\lambda t_{1/2}} \tag{1.4}$$

ve buradan,

$$t_{1/2} = \frac{ln2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda} \tag{1.5}$$

elde edilir. Şekil 1.2'de ^{14}C çekirdeklerinin üstel bozunma yasasına göre bozunma grafiği verilmiştir.



Şekil 1.2. Radyoaktif bir çekirdeğin üstel olarak bozunması

1.1.3. Kalıcı denge halinde aktiflik

Bir radyoaktif çekirdek radyoaktif bozunma sonucu başka bir radyoaktif çekirdeğe dönüşebilir. Oluşan yeni radyoaktif çekirdek ise yine radyoaktif bozunma sonucu başka bir radyoaktif çekirdeğe dönüşebilir. Bu durum zincirleme olarak devam eder. Bu art arda bozunmalar seri olarak kararlı son bir çekirdekte biter. Uranyum (^{238}U), toryum (^{232}Th) ve aktinyum (^{235}U) elementleri doğada tespit edilebilen üç doğal radyoaktif serinin ana çekirdekleridir. Üç seri de kararlı bir son kurşun ($_{82}Pb$) izotopunda biter.

Bir radyoaktif seride ilk çekirdeğe "ana", ondan oluşan çekirdeğe "kız" ve sonraki çekirdeğe "torun" demek adet olmuştur. Bir ana çekirdek kız çekirdeğe ve kız çekirdek de kararlı torun çekirdeğe bozunsun. Ana çekirdeğin yarı ömrü kız çekirdeğin yarı ömründen çok büyük olsun. Başlangıçta kız ve torun çekirdek sayısı sıfırdır. Zaman geçtikçe ana çekirdek bozunarak kız çekirdeğe dönüşür. Kız çekirdeklerin sayısı zamanla artar fakat aynı zamanda kız çekirdek de bozunduğu için kendi bozunma hızına göre azalır. Bu hal "kalıcı denge" olarak ifade edilen

duruma kadar devam eder. Kalıcı denge halinde kız çekirdeğe dönüşen çekirdeklerin sayısı kız çekirdeğin kendi bozunma sayısına hemen hemen eşit olur. Yani kız çekirdekler artık oluştukları hızla bozunurlar. Kız çekirdeklerin oluşma hızları ana çekirdeğin aktifliği ve kız çekirdeğin bozunma hızı kendi aktifliği olduğuna göre kalıcı denge halinde ürün çekirdeğin aktifliği ana çekirdeğin aktifliğine yaklaşık olarak eşit olur. Gama spektrometrik analizlerde örneklerdeki ürün çekirdeklerden birinin kalıcı denge halindeki aktifliği bulunarak ana çekirdekler olan Uranyum (^{238}U), toryum (^{232}Th) ve aktinyum (^{235}U) elementlerinin aktifliği bulunur.

Kalıcı denge durumunda aktifliğin sabit olduğu, bozunma kanunu ifadesinden bulunabilir. Hızlandırıcı gibi bir ortamda ana bir çekirdek nükleer reaksiyon sonucu R hızıyla radyoaktif ürün çekirdeğe dönüştürülsün. Ana çekirdekten ürün çekirdeğe dönüşen çekirdeklerin mutlak sayısı ana çekirdeğe nispeten çok az olduğu için R bozunma hızı yaklaşık olarak sabit kabul edilebilir. Reaksiyon sonucu N_1 tane ürün çekirdek oluşur. Bu ürün çekirdekler de λ_1 bozunma sabiti ile N_2 tane kararlı başka çekirdeklere dönüşür. Bu şekilde N_1 çekirdek sayısı ana çekirdeğin bozunma hızı R ile artarken kendisi de radyoaktif olarak bozunduğu için λ_1 bozunma sabitine göre azalır. Olay Denklem 1.6'da ifade edilmiştir.

$$dN_1 = Rdt - \lambda_1 N_1 dt \tag{1.6}$$

Denklem 1.6'nın bozunma ve aktiflik için çözümü aşağıda Denklem 1.7 ve Denklem 1.8 gibi elde edilir.

$$N_1(t) = \frac{R}{\lambda 1}\left(1 - e^{-\lambda_1 t}\right) \tag{1.7}$$

ve

$$A_1(t) = \lambda_1 N_1(t) = R\left(1 - e^{-\lambda_1 t}\right) \tag{1.8}$$

Yarı ömürden uzun zamanlar için üstel ifade sıfıra yaklaşır ve aktiflik yaklaşık olarak sabit olur. Yani ana çekirdeğin aktifliği ürün çekirdeğin aktifliğine yaklaşık olarak eşit olur (Denklem 1.9).

$$A_1(t) \approx R \qquad (t >> t_{1/2}) \tag{1.9}$$

Bozunma eğer kendiliğinden seri olarak oluyorsa yine üstel bozunma kanunu kullanılarak aktifliğin kalıcı denge halinde yaklaşık sabit olduğu görülebilir. Yine bir ana çekirdek bozunarak kız çekirdeğe ve o da kararlı torun çekirdeğe dönüşsün. t = 0'da N_0 tane ana çekirdek olsun ve başlangıçta kız ve torun ürünler olmasın Denklem (1.10 ve 1.11).

$$N_1(t = 0) = N_0 \tag{1.10}$$

$$N_2(t = 0) = N_3(t = 0) = \ldots\ldots = 0 \tag{1.11}$$

Bozunma sabitleri sırasıyla λ_1, λ_2 ve λ_3 olsun. Ana çekirdeğin sayısı zamanla,

$$dN_1 = -\lambda_1 N_1 dt \tag{1.12}$$

Denklem 1.12'ye göre azalır. Kız ürünlerin sayısı ana çekirdeğin bozunması ile artar fakat aşağıda verilen Denklem 1.13'e göre kendi bozunması sonucu azalır:

$$dN_2 = \lambda_1 N_1 dt - \lambda_2 N_2 dt \tag{1.13}$$

Ana çekirdeklerin bozunma ifadesi Denklem 1.12'nin integrali alınarak bulunabilir:

$$N_1(t) = N_0 e^{-\lambda_1 t} \tag{1.14}$$

Denklem 1.13'ün çözümü için $N_2(t) = A\ e^{-\lambda_1 t} + B\ e^{-\lambda_2 t}$ şeklinde bir çözüm önerilebilir. Bu ifade Denklem 1.13'te yerine yazılır ve $N_0(0) = 0$ başlangıç şartı kullanılırsa, kız çekirdeklerin bozunum ve aktiflik ifadeleri aşağıdaki gibi elde edilir.

$$N_2(t) = N_0 \frac{\lambda 1}{\lambda 2 - \lambda 1} \left(e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t} \right) \tag{1.15}$$

ve

$$A_2(t) \equiv \lambda_2 N_2(t) = N_0 \frac{\lambda 2\, \lambda 1}{\lambda 2 - \lambda 1} \left(e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t} \right) \tag{1.16}$$

Ana çekirdeğin çok uzun yarı ömürlü olduğu düşünülse $\lambda_1 << \lambda_2$ olur. Pratikte uygulanabilir bütün zamanlar için $e^{-\lambda_1 t} \approx 1$ dir (Krane, 2001). O zaman,

$$N_2(t) \approx N_0 \frac{\lambda 1}{\lambda 2} \left(1 - e^{-\lambda_2 t} \right) \tag{1.17}$$

Elde edilen Denklem 1.17 ifadesi Denklem 1.8'de verilen ifadeyle aynı şekle sahiptir. Böylece kız ürün çekirdeğin aktifliği yaklaşık olarak ana çekirdeğin aktifliğine eşit olur. t zamanı artıkça kız çekirdek oluştuğu hızla bozunur.

1.1.4. Radyoaktif bozunmalar

Nötron, proton sayısı ve bağlı elektronlardan oluşan atom çekirdeğine nüklit denir (Gilmore, 2008). Hafif çekirdeklerde nötron/proton oranı 1 iken periyodik cetvelin sonundaki ağır elementlerde (Z>83) bu oran artarak çekirdeğin artık kararlı olmadığı bir noktaya gelir. Kararsız çekirdekler radyoaktif bozunmaya uğrar. Radyoaktif elementlere, radyonüklit veya radyoaktif izotoplar ya da radyoizotop denir. Radyonüklitler doğada bulunabildikleri gibi yapay yollarla da üretilebilirler.

Radyoaktif bozunma, atomun bir iç değişikle kendiliğinden dışarıya parçacık veya elektromanyetik radyasyon yayınlamasıdır (Gilmore, 2008). Radyoaktif bir maddeden alfa (α), beta (β) ve gama (γ) olmak üzere üç çeşit radyasyon yayınlanır.

1.1.4.1. Alfa bozunması

Alfa parçacığı (α), iki nötron ve iki protondan oluşan pozitif yüklü ($^{4}_{2}He^{+}$) helyum çekirdeğidir. Alfa parçacığı salan bir çekirdeğin atom numarası 2, kütle numarası 4 azalır. Alfa bozunması atom numarası büyük (Z>83) atomlarda ve genellikle doğal radyoaktif elementlerde meydana gelir. Enerji spektrumu 4 MeV ile 10 MeV arasında değişim gösterir ve kesiklidir.

Alfa bozunmasında toplam nükleon (proton+nötron) sayıları tepkime ifadesinin her iki tarafında aynı olmalıdır. Ayrıca toplam enerji korunmalıdır. Bozunma sembolik olarak yazılırsa,

$$^{A}_{Z}X \rightarrow {}^{A-4}_{Z-2}Y + {}^{4}_{2}He$$

olur. Burada X'e ana çekirdek ve Y'ye ürün çekirdek denir, $^{4}_{2}He$ ise alfa parçacığıdır. α parçacığı yüksek enerjiye sahip olsa da ağır kütlesi ve elektrik yükü sebebiyle menzili çok kısadır. Havadaki menzilleri en fazla 6–7 cm kadardır (Gören, 2011). Alfa parçacıklarını, yüklü olduklarından ve içinden geçtiği maddenin elektronları ile çok fazla etkileştiklerinden, çok ince maddelerle durdurmak mümkündür (Ocak, 2014). Normal durumlarda dış radyasyon tehlikesi oluşturmazlar. Ancak gıda ve solunum yoluyla vücuda girerlerse tehlikeli olabilirler.

1.1.4.2.Beta bozunması

Beta bozunması birkaç farklı şekilde gerçekleşebilir. Eğer kararsızlık nötron fazlalığından dolayı olursa, çekirdekte fazla enerjiyi gidermek için nötronlardan biri proton ve elektrona dönüşür. Proton çekirdekte kalır, elektron hızla atomdan dışarı atılır. Yüksek hızlı elektrona beta parçacığı (β^{-}) denir. Tipik bir beta bozunması aşağıda verilmiştir.

$$^{14}_{6}C \rightarrow {}^{14}_{7}N + \beta^{-} + \bar{\nu}$$

$$n \rightarrow p + e^{-} + \bar{\nu}$$

Burada $\bar{\nu}$ sembolü nötrino'nun anti parçacığı olan antinötrinoyu gösterir. Nötrino, elektrik yükü nötr, kütlesi çok ufak bir parçacıktır. Atomun kararsızlığı proton fazlalığı veya nötron azlığından dolayı oluyorsa bir tane proton, pozitron (pozitif yüklü elektron, β^+) ve nötrona dönüşür. Bozunma ifadesi aşağıda verilmiştir.

$$^{12}_{7}N \rightarrow {}^{12}_{6}C + \beta^+ + \nu$$

$$p \rightarrow n + e^+ + \nu(\text{nötrino})$$

Bozunma sonucu nötron çekirdekte kalırken pozitron dışarı fırlar. Bu şekilde pozitron yayımlayan radyonüklitin atom numarası bir eksilir fakat kütle numarası değişmez.

Beta parçacıklarının belli bir elektrik yükü ve kütlesi olduğundan, madde içinde yol alırken iyonlaşmaya sebep olurlar (Bakkal, 2012). Beta parçacıklarının oluşturduğu iyonlaşma, alfa parçacıklarının oluşturduğu iyonlaşmadan daha azdır. Beta parçacıklarının katılar içindeki menzilleri çok fazla değildir. En yüksek enerjili beta parçacıkları bile birkaç milimetrelik metal levhalar tarafından durdurulabilirler. Hava içerisinde ise oldukça uzun mesafelere kadar yayılabilirler. Havadaki menzilleri 70–80 cm'yi bulur. Bu nedenle insanlar için dış radyasyon tehlikesi oluşturabilirler (Togay, 2002).

1.1.4.2.1. Elektron yakalaması

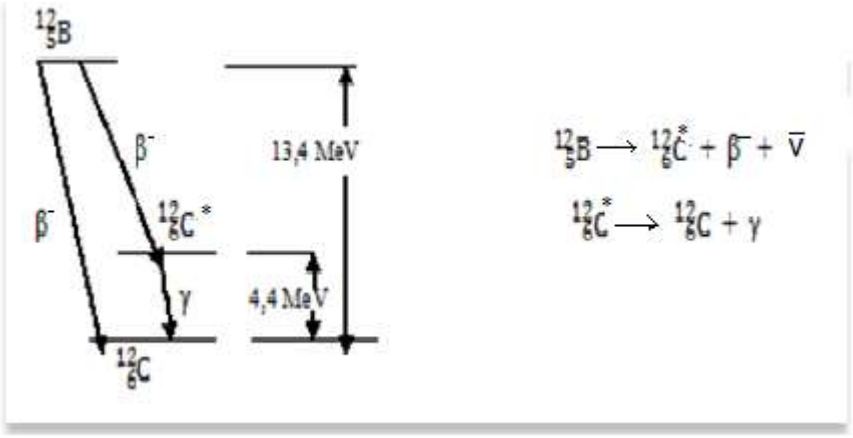
Çekirdeğin kararsızlığı proton fazlalığından dolayı oluyorsa çekirdeğe yakın bir elektron çekirdek tarafından yakalanabilir. Elektron bir proton ile birleşerek nötron ve nötrino haline dönüşür. Elektron yakalaması olayında parçacık salınmaz ancak pozitron bozunmasında olduğu gibi atom numarası bir azalır. Kütle numarası ise değişmez. Elektronun boşalttığı yörüngeye üst yörüngelerden bir elektron geçer ve bremmstrahlung (frenleme) radyasyonu adı verilen X-ışınları yayınlanır.

$$p + e^- \rightarrow n + \nu$$

X-ışınları birçok maddeden geçebilir ve maddelerin X-ışınları geçirgenliği farklı farklıdır. Kapalı bir kap içindeki fotoğraf filmine etki eder, canlı dokulara da zararlı etkileri vardır.

1.1.4.3. Gama ışıması

Radyoaktif bozunma yapmış bir çekirdek, genellikle uyarılmış enerji seviyesinde kalır ve tekrar bir bozunmayla foton yayımlayarak daha alt enerji seviyesine ve en sonda taban seviyeye düşer. Uyarılmış enerji seviyesinden düşerken yayınlanan fotonlara gama ışını denir. Gama ışını yayan bir çekirdeğin atom ve kütle numarası değişmez, bu sebeple izomerik bozunma adı verilmiştir. Örnek olarak ^{12}B'nin gama bozunumu süreci aşağıda Şekil 1.3'de verilmiştir. ^{12}B beta bozunumu ile ^{12}C'nin iki ayrı seviyesine parçalanır. $^{12}_{6}C^{*}$ uyarılmış seviyeden gama ışını yayınlayarak taban seviyeye iner.

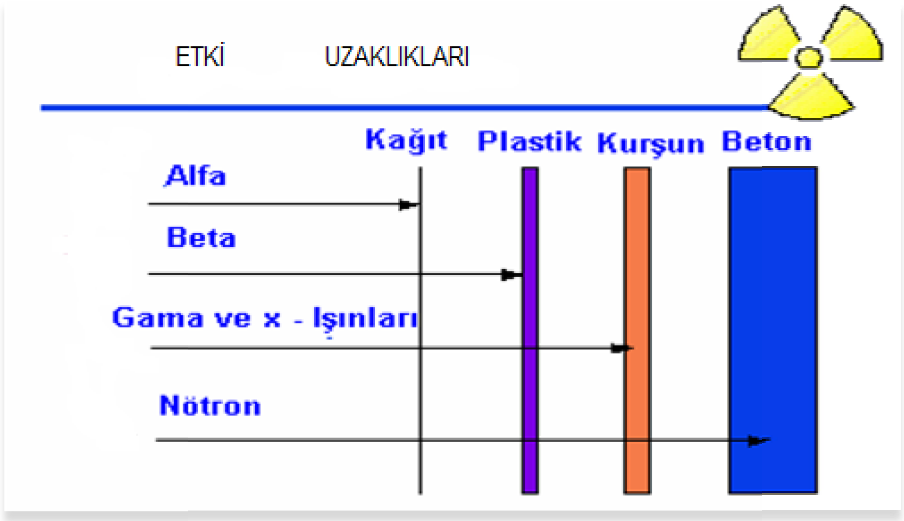


Şekil 1.3. Örnek gama ışıması enerji seviyeleri (Serway, 1996)

Burada $^{12}C^{*}$, çekirdeğin uyarılmış enerji seviyesinde olduğunu ve γ sembolü gama ışınını temsil ediyor. Gama ışınlarının giricilikleri çok fazladır, havada kilometrelerce yol kat edebilirler. Kurşun gibi ağır metaller ya da yoğun beton kullanılarak durdurulurlar.

Radyoaktif bozunma sonucu oluşan radyasyonun madde içindeki giriciliği farklı olmaktadır. 1 MeV'lik α'ların Al içindeki menzili yaklaşık 0.003 cm'dir.

Elektronlar için yaklaşık 0.18 cm'dir. Al içinde 1 MeV'lik γ'lar için yaklaşık 4.3 cm'dir (Krane, 2001). α parçacıkları çok ince kağıt yüzeylerinde ve β ışınları birkaç milimetre kalınlığındaki metal levhalar tarafından durdurulabilirler. Şekil 1.4'te radyasyon türlerinin giricilik özellikleri kıyaslanmıştır.



Şekil 1.4. Alfa, beta, gama ve X-ışınları ve nötronun etki uzaklıkları (Değerlier, 2007)

1.1.5. Doğal radyoaktiflik

Radyoaktif çekirdekler genel olarak doğal radyoaktiflik gösterenler ve çekirdek reaksiyonları sonucu elde edilen yapay radyoaktifler olarak ikiye ayrılır.

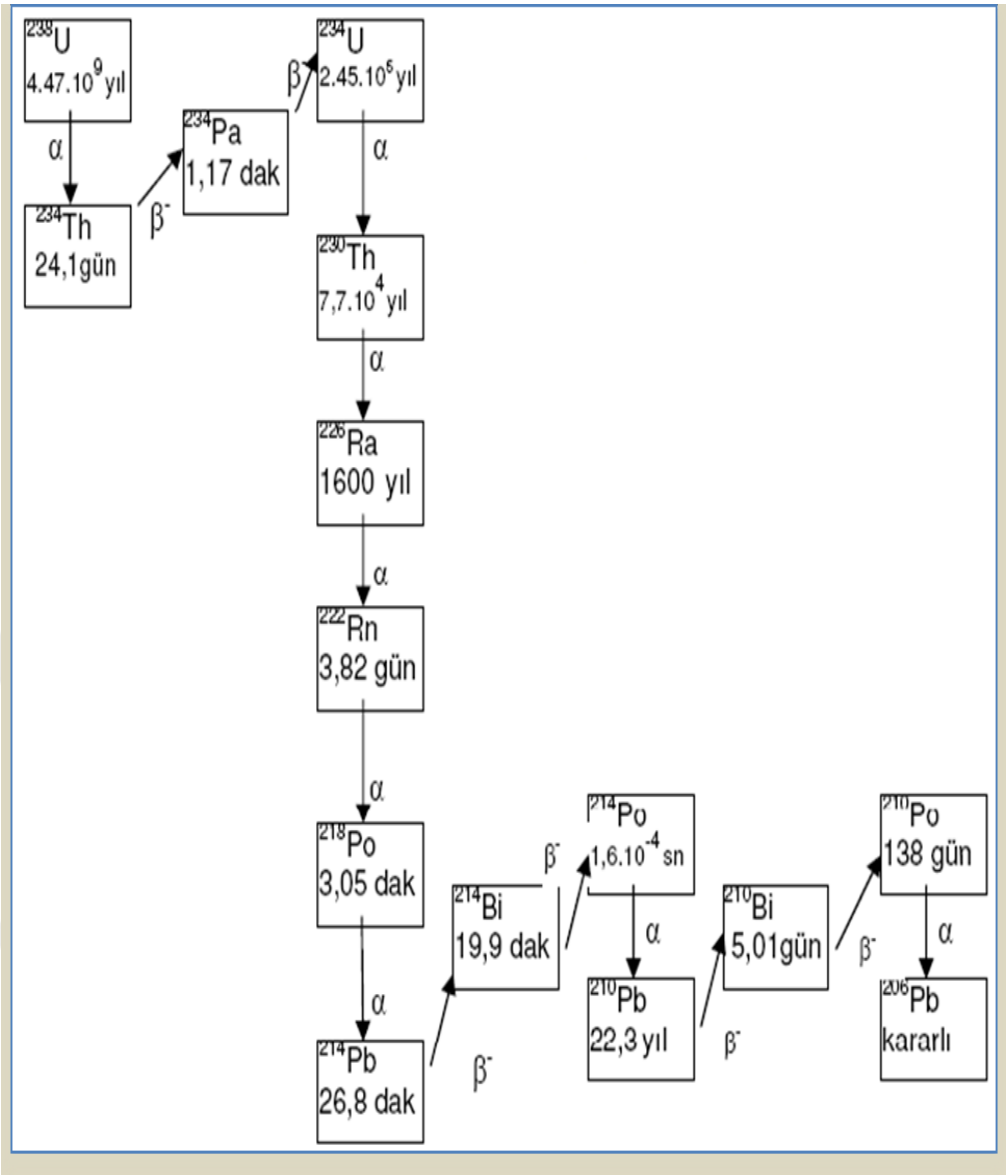
Doğal radyoaktif maddeler evrenin oluşumu ile birlikte oluştular. Dünya ve güneş sistemindeki diğer gezegenler yaklaşık 4.5 milyar yıl önce içinde zengin demir, karbon, oksijen, silisyum ve diğer orta ve ağır elementler içeren maddelerden oluştu. Büyük Patlama ile başlayan güneş sisteminin yoğunlaşıp bugünkü şeklini aldığı süreçte hidrojen ve helyum yıldızlar, nova ve süpernovalar içinde ağır elementlere "pişerek" dönüştüler. Bu şekilde oluşan elementlerin çoğu radyoaktifti fakat zamanla kararlı çekirdeklere bozundular. Çok az elementin yarı-ömrü dünyanın yaşı ile kıyaslanabilecek kadar uzundur ve bu sayede hala bu maddelerin radyoaktifliğini gözleyebiliyoruz. Bu radyoaktivite doğal çevresel radyoaktivitenin büyük bir kısmını oluşturur (Krane, 2001).

Çevremizde doğal olarak bulunan bu kararsız ağır elementler kendiliğinden bozunarak diğer radyoizotoplara dönüşürler. Bu süreç birbirini takip eden radyoaktif bozunmalar serisi olarak gerçekleşir. Bu serideki radyoaktif elementler alfa, beta ve gama bozunmaları ile atom ve kütle numaralarını azaltarak diğer radyoaktif çekirdeklere ve en sonunda kararlı bir elemente bozunurlar. Alfa (α) bozunumu kütle numarasını dört birim değiştirir. Beta (β) bozunumu ise kütle numarasını değiştirmez. Böylece n bir tam sayı olmak üzere, kütle numaraları 4n, 4n + 1, 4n + 2, 4n + 3 olan dört bağımsız bozunma serisi elde edilir (Krane, 2001). Çizelge 1.1'de bu dört doğal radyoaktif seri verilmiştir.

Çizelge 1.1. Doğal radyoaktif seriler (Krane, 2001)

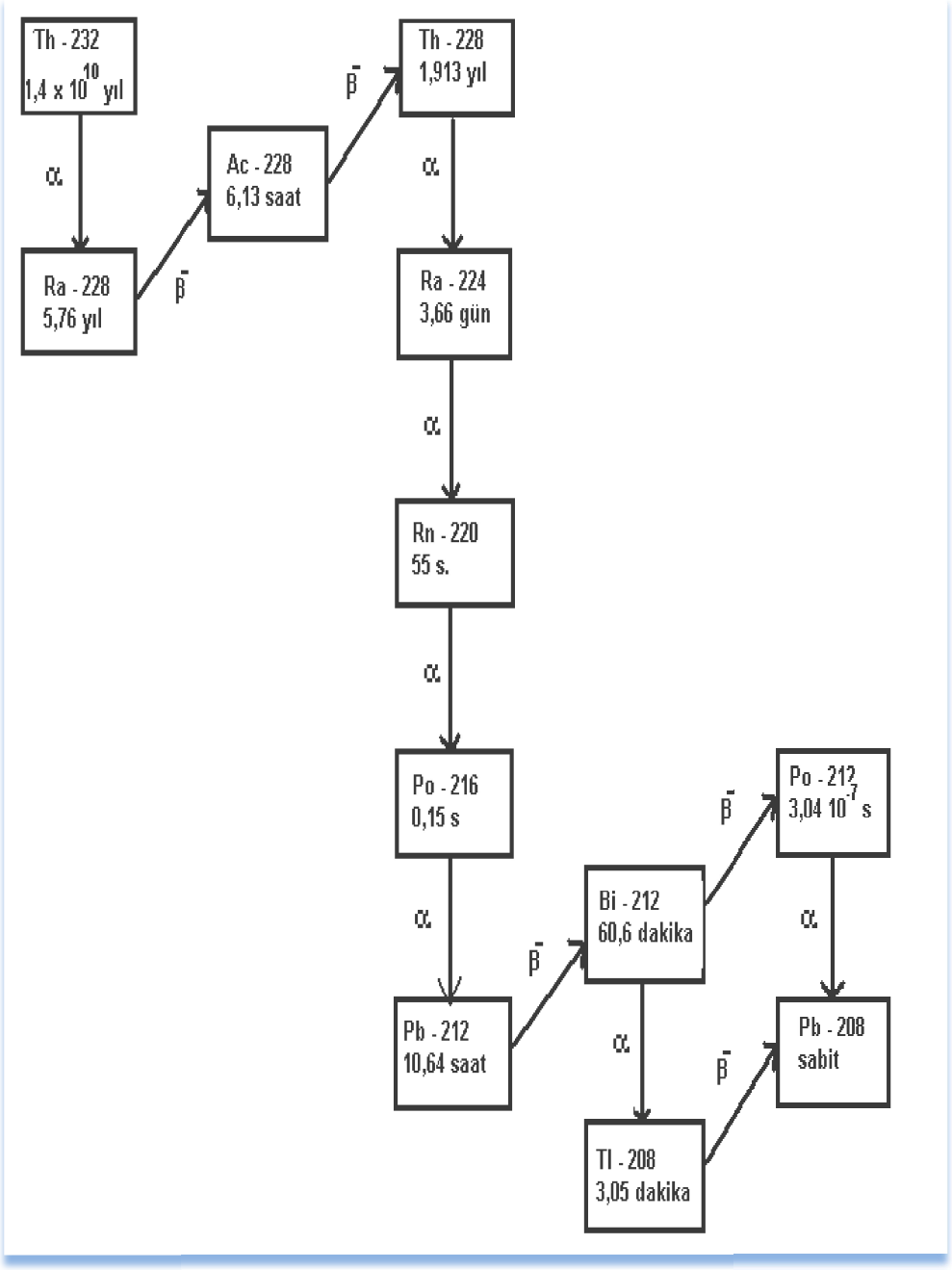
Seriler	**Başlangıç İzotopu**	**Yarı Ömür (Yıl)**	**Kararlı Son Çekirdek**	**Türü (n, bir tam sayı)**
Uranyum	$^{238}_{92}U$	4.47×10^{9}	$^{206}_{82}Pb$	4n + 2
Aktinyum	$^{235}_{92}U$	7.04×10^{8}	$^{207}_{82}Pb$	4n + 3
Toryum	$^{232}_{90}Th$	1.41×10^{10}	$^{208}_{82}Pb$	4n
Neptünyum	$^{237}_{93}U$	2.14×10^{6}	$^{209}_{83}Bi$	4n + 1

Ağır çekirdekleri olan radyoizotoplar genellikle uranyum (^{238}U), toryum (^{232}Th) ve aktinyum (^{235}U) serilerine üyedirler. Neptünyum serisinin bir zamanlar var olduğu ve ^{241}Pu kökenli olduğu düşünülmektedir. ^{241}Pu'in yarı ömrü 14 yıldır. Neptünyum serisinin halen bilinen tek üyesi ^{209}Bi olup yarı ömrü 2.7×10^{17} yıldır. Bu seride bulunan diğer elementlerin en uzun ömürlü üyesinin yarı ömrü, diğer serilere kıyasen ve Dünya'nın yaşına göre çok kısa olduğundan bu seri doğada gözlenmez. Çizelge 1.1'de dört seriye ait bazı temel özellikler verilmektedir. Uranyum, toryum ve aktinyum serileri kararlı kurşun izotoplarından birinde son bulurken neptünyum serisi ^{209}Bi kararlı ağır çekirdeğinde biter.



Şekil 1.5. ^{238}U'in bozunma serisi (NCRP 97, 1988)

Radyoaktif serilerin doğadaki varlıkları, çevremizdeki radyoaktif elementlerin sabit çoklukta bulunmalarını sağlar. Yoksa kısa yarı ömürlü radyoizotoplar parçalanıp biterlerdi. Mesela güneş sistemi yaklaşık 5 milyar yıl yaşındadır. Yarı ömrü 4.47 milyar yıl olan $^{238}_{92}U$ ile başlayan seri olmasaydı ^{226}Ra (yarı ömrü 1600 yıldır) radyoaktif bozunma nedeniyle bu güne kadar biterdi. Şekil 1.5 ve Şekil 1.6' da ^{238}U ve ^{232}Th serilerinin art arda bozunmaları verilmiştir.



Şekil 1.6. ^{232}Th'in bozunma serisi (NCRP 97, 1988)

Doğada bu serilerin hiç birisinin üyesi olmayan ^{40}K gibi çok sayıda doğal olarak meydana gelmiş radyoaktif izotop vardır. Çizelge 1.2'de bunlardan bir kısmı verilmiştir. Bunların bazıları radyoaktif yaş tayininde kullanılır.

Çizelge 1.2. Bazı doğal radyoaktif izotoplar (Krane, 2001)

İzotop	$t_{1/2}$ (y)
^{40}K	1.28×10^{9}
^{87}Rb	4.28×10^{10}
^{113}Cd	9×10^{15}
^{115}In	4.4×10^{14}
^{138}La	1.3×10^{11}
^{176}Lu	3.6×10^{10}
^{187}Re	5×10^{10}

Ayrıca dünyanın oluşum süreci ile oluşan izotopların dışında yarı ömürleri nispeten kısa olan başka doğal radyoaktif kaynaklar vardır ve günümüzde sürekli meydana gelirler. Bu elementler kozmik ışınların atmosferin en üstünde atomlara çarparak neden oldukları çekirdek reaksiyonları sonucu oluşan ^{3}H ve ^{14}C' tür. ^{14}C izotopu radyoaktif yaş tayininde kullanılır.

1.2. Radyasyon Birimleri

Radyasyonu ve etkilerini belirlemek amacıyla çeşitli birimler kullanılmaktadır. Radyoaktif bir maddenin bozunmasının ölçüsü birim zamanda bozunan çekirdek sayısı ile ifade edilir. Bozunma hızı aktiflik olarak adlandırılır. Bozunma hızı veya aktiflik bir radyoaktif maddenin içerdiği bozunmamış çekirdek sayısı ile orantılıdır ve radyasyonun tipine veya enerjisine bağlı değildir. Aktivite birimi ilk zamanlar Curie (Ci) seçilmiş ve saniyede $3,7x10^{10}$ parçalanmayı ifade eder. Bu değer yaklaşık 1g radyumun aktifliğine eşittir. Aktivite birimi Ci büyük bir birim olduğundan genellikle alt birimleri olan mCi ve μCi kullanılır. Aktifliğin SI birimi Becquerel (Bq) olup radyoaktif maddenin saniyede 1 bozunmaya uğraması olarak tanımlanır.

Aynı izotopun iki farklı kaynağını karşılaştırmada aktiflik birimi faydalı olabilir çünkü aktiflik radyasyonun türüne veya enerjisine bağlı değildir. Mesela 10 mCi'lik ^{60}Co, 1 mCi'lik ^{60}Co'dan daha şiddetlidir. Peki farklı türdeki bozunmalar nasıl karşılaştırılabilir? Örneğin 10 mCi'lik ^{60}Co kaynağının şiddeti yine 10 mCi'lik ^{14}C kaynağının şiddeti ile nasıl karşılaştırılabilir? Bu soruya nükleer radyasyonların etkileştikleri atomları iyonlaştırma özelliği (iyonlaştırıcı radyasyon) dikkate alınarak bir cevap bulunabilir. Gama ışınları hava içinde geçişlerinde havadaki atomlarla Compton saçılması, fotoelektrik olay gibi farklı yollarla etkileşerek yüksek enerjili serbest elektronlar oluştururlar. Havanın verilen kütlesinde oluşan toplam elektrik yükü poz (ışınlama) olarak tanımlanır ve gama ışınları enerjileri ve kaynakların aktiflikleri farklı olsa bile aynı pozu oluşturan kaynakların aynı şiddetli oldukları kabul edilir. Işınlama dozu birimi olarak kullanılan Röntgen (R), 0^0C ve 760 mm Hg basınçta (0.001293 g'lık kütleye karşılık gelir) 1 elektrostatik yük birimi (1 esu) kadar iyonlaşma yükü oluşturan poz olarak tanımlanır. cgs birim sisteminde 1 e = 4.8 x 10^{-10} esu'dur. Böylece Röntgen(R),

$$1\ \mathrm{R} = \frac{1\ esu}{0{,}001293\ g} = \frac{1\ e}{4{,}8x10^{-1}\ x\ 0{,}001293\ x\ 10^{-3} kg} = \frac{1{,}6x10^{-19} C}{0{,}62064\ \ 10^{-15} kg} = 2{,}58\mathrm{x}10^{-4}$$

C/kg olur. Yani R, 1 kg havada 2.58x10^{-4} Coulomb değerinde iyonlar oluşturan X-ışını veya gama radyasyonudur. SI birim sisteminde ise kilogram başına Coulomb (C/kg) olarak ifade edilir ve havanın 1 kilogramında 1 Coulomb'luk yük oluşturan radyasyon miktarı olarak tanımlanır. Buna göre 1 C/kg = 3.876x10^3 R olur.

Gama ışınları ile üretilen iyonlaşma gama ışınlarının enerjilerine bağlıdır. Bir radyoaktif kaynaktan çıkan gama ışınlarının sebep olduğu ışınlama (poz) hızı ise, gama ışınlarının şiddet ve enerjilerine, kaynağın aktifliğine ve kaynaktan ne kadar uzakta olunduğuna bağlı olacaktır. Işınlama hızı kaynağın yayınladığı belli bir enerjideki gama ışını miktarı ve bu ışınların iyonlaştırma gücü ile orantılıdır. Aktiflik ile ışınlama hızı arasındaki ilişkiyi ölçmek için standart mesafe 1 m olarak alınır.

Hava dışındaki maddelerin radyasyon soğurma hızları farklıdır. Bundan dolayı farklı maddelerde iyonlaşma ile enerjinin soğurulması arasında başka bir standart ve

birimin tanımlanmasına ihtiyaç vardır. İyonlaştırıcı radyasyon tarafından maddenin birim kütlesinde depo edilen enerjinin ölçüsü soğurulan doz (D) olarak ifade edilir. Bu tanım radyasyon ile birlikte soğurucu maddenin özelliğini de belirtir. Her ortam ve tür iyonlaştırıcı radyasyonlar için soğurulan doz ifade edilir. En çok kullanılan birim rad (radiation absorbed dose) olup 1 gram maddede 100 erg'lik enerjinin soğurulmasıdır. SI birimi gray (Gy)'dir. 1 Gray, madde tarafından kilogram başına 1 joule soğurulmasına eşittir. Buna göre 1 Gy = 100 rad olur.

Radyasyonun canlı dokular üzerindeki etkileri için farklı bazı ölçümler gereklidir. Çünkü β ve γ gibi bazı radyasyon türleri enerjilerini uzun bir yol boyunca aktarırlar. α parçacıkları gibi diğer tür radyasyonlar ise enerjilerini çok hızlı kaybederler ve çok kısa bir menzilde bütün enerjilerini aktarırlar. Bu farklılıkların sayısal olarak ifade edilebilmesi için bağıl biyolojik etkinlik (RBE) kavramı kullanılır. RBE belirli bir radyasyon dozunun aynı biyolojik etkiyi yapan X-ışını dozuna oranı olarak tanımlanır. Alfa parçacığı radyasyonu için RBE değerleri 1'den 20'ye kadar değişir. RBE'nin ölçülmesi zor bir nicelik olmasından dolayı onun yerine kalite faktörü (QF) kullanılır. QF, bir radyasyon tarafından birim mesafede aktarılan enerjiye göre hesaplanır. β ve γ gibi birim uzunluk başına az enerji aktaran radyasyonların QF'si 1 civarındadır. Belirli bir radyasyonun canlı doku üzerindeki etkisi doz eşdeğeri (DE) olarak tanımlanır ve radyasyonun soğurulan dozu ve kalite faktörüne bağlıdır. Doz eşdeğeri, soğurulan doz ve kalite faktörünün çarpılmasıyla elde edilir.

$$DE = D \cdot QF \tag{1.18}$$

Soğurulan doz (D) birimi rad olursa, doz eşdeğeri (DE) birimi rem (roentgen equivalent man) olur. Eğer soğurulan doz (D) birimi SI sisteminde gray alınırsa doz eşdeğeri birimi Sievert (Sv) olur. Aşağıdaki çizelgede radyasyon birimleri toplu olarak verilmiştir.

Çizelge 1.3. Radyasyon birimleri

Tanım	Büyüklük Adı	Eski Birim	SI Birimi	Dönüşüm
Bozunma hızı veya birim zamanda bozunma sayısı	Aktiflik (A)	Curie (Ci) ; $3,7x10^{10}$ parçalanma/s	Becquerel (Bq); 1 Parçalanma/s	1 Ci = $3,7x10^{10}$ Bq
Havanın birim kütlesinde iyonlaştırıcı radyasyon tarafından oluşturulan elektrik yükü	Işınlama dozu (Poz)	Röntgen (R) ; Havanın 1 kg'ında $2,58x10^{-4}$ Coulombluk yük oluşturan radyasyon	Coulomb/kg ; Havanın 1 kg'ında 1 Coulombluk yük oluşturan radyasyon	1 C/kg= $3,876.10^{3}$ R
Maddenin birim kütlesine radyasyonun depo ettiği enerjinin ölçüsü	Soğurulan doz (D)	Rad ; 1 gram madde tarafından 100 erg'lik radyasyon enerjisi soğurulması	Gray (Gy) ; maddenin 1 kg'ında 1 joule'lük radyasyon enerjisi soğurulması	1 Gy = 100 Rad
Radyasyonun biyolojik sistemler üzerindeki etkisi	Doz eşdeğeri (DE)	Rem ; 1 Rad'lık X veya γ ışını ile aynı biyolojik etkiyi yapan radyasyon	Sievert (Sv) ; 1 Gy'lik X ve γ ışını ile aynı biyolojik etkiyi oluşturan radyasyon	1 Sv = 100 Rem

Çizelge 1.3'de görüldüğü gibi radyasyon şiddetinin tanımlanmasında yalnız bozunma hızının yani aktifliğin tespiti veya radyasyonun canlı dokular üzerindeki etkisinin (doz eşdeğeri) ölçülmesi hususiyetlerinden hangisini istenildiğine bağlı olarak birçok farklı ölçme yöntemi ve bu ölçümlere ilişkin eski ve yeni birimler vardır.

1.3. Doğal Radyasyon Kaynakları

Dünyanın oluşumuyla birlikte işleyen süreçte doğal bir radyasyon düzeyi oluşmuştur. Radyoaktif elementler, radyoaktif izotoplar olarak da adlandırılırlar ve doğal olarak havada, suda, toprakta hatta insan vücudunda da mevcutturlar. 1500'ün

üzerinde farklı radyoaktif izotop vardır. Doğal radyoaktif izotoplar, başlangıçta yani dünyanın oluşumuyla var olan ve kozmik ışın etkileşimleri neticesinde oluşan (kozmojenik) olmak üzere iki genel grupta toplanabilirler**.**

1.3.1. Karasal radyasyon

Dünyanın oluşumuyla var olan radyoaktif elementler doğal radyoaktif ^{235}U, ^{238}U ve ^{232}Th bozunum serileri içinde var olanlar ve ^{40}K ve ^{87}Rb gibi doğada tek başına bulunanlardır. Her üç doğal bozunum serisinde de birçok uzun ömürlü üye ve bir gaz üye bulunmaktadır. Her üç bozunum serisi de bir kararlı kurşun izotopu ile sona ermektedir.

Uranyum elementi radyoaktif, gümüş renkli, ağır bir metaldir. Uranyum elementinin doğal olarak oluşan üç farklı izotopu vardır. Bu izotoplar ve ağırlıklarının oranı % 99.2745'i ^{238}U, % 0.7200'i ^{235}U ve % 0.055'i ^{234}U şeklindedir. Çok düşük bozunma oranına ve çok uzun yarı ömürlü olan ^{238}U izotopu doğada en yüksek bolluğa sahiptir. ^{238}U birçok elementin içinde bulunduğu uzun bozunma serisinin başlangıç kaynağıdır. Radyoaktif gaz olan radon radyoizotopu (^{222}Rn) oluşan ilk ürünler arasındadır ve atmosfere dağılarak bozunmaya devam eder. ^{235}U izotopu ve bozunma ürünlerinin radyasyon konsantrasyonuna katkıları ihmal edilecek düzeydir. Uranyum izotoplarının hepsi temelde alfa parçacıkları yayınlar ve bazı zamanlarda diğer radyasyon çeşitleri de görülebilir.

Uranyum elementi hava, su ve gıda maddelerinde az miktarlarda bulunur ve günlük olarak dünyada yaşayan bütün insanlar tarafından sindirim ve solunum yoluyla alınır. Vücuda solunum yoluyla giren uranyumun çok az kısmı uzun bir süre lenf düğümlerinde tutunur, diğer az bir yüzdesi çözünür, kana karışır ve sonrada büyük bir kısmı vücuttan atılır. Kan yapısına karışan uranyum, böbrek, karaciğer gibi organlarda ve iskelette depolanır.

Toryum (^{232}Th) bir radyoaktif serinin başlangıç kaynağıdır. ^{232}Th ve ^{238}U serileri büyük benzerlikler gösterirler. ^{228}Ra izotopu, toryumun bir alt serisidir.

Uranyuma göre 1 milyon defa daha radyoaktif ve temel doğal kaynağı uranyum ve toryumdur. Radyum ve ürünleri insanlarda iç ve dış ışınlanmalara sebep olan en önemli doğal kaynaklardır. Vücuda girdiğinde kemiklerde birikerek omuriliği sürekli ışınlar, kimyasal olarak kalsiyuma benzer. Yarı ömrünün uzun olmasından dolayı ^{222}Rn oluşumunda bir üreteç görevi yapar.

Radon (^{222}Rn), periyodik cetvelde soy gazlar sınıfında yer alır ve renksiz, tatsız, kokusuz, bir gazdır. Kimyasal olarak aktif değildir. Radyoaktif bozunma ile ömrü 3.8 gün olan radyoaktif radon gazına dönüşür. Radon, solunduğunda akciğerde tutunabilecek parçacıklara dönüşür ve akciğerde radyoaktif kalıntılar bırakır.

Neptünyum serisinin yarı ömrü 14 yıl olan ^{241}Pu kökenli olduğu ve bir zamanlar doğada var olduğu tahmin edilmektedir. Neptünyum serisindeki diğer elementlerin yarı ömürleri çok küçük olduğundan doğada gözlenmezler. ^{209}Bi elementi Neptünyum serisinin bilinen tek elementidir.

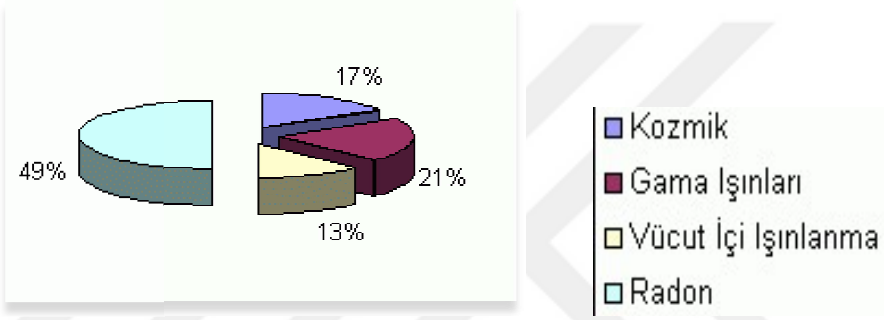
Doğada tek başına bulunan bazı radyoizotoplar da vardır. Vücuda sindirim yoluyla alınan radyoizotopların başında ^{40}K, ^{226}Ra, ^{238}U'nın bozunma ürünleri ve çok az oranlarda ^{14}C ve ^{3}H gelir. İnsanın maruz kaldığı radyasyonun büyük bir bölümünü ^{40}K radyoizotopundan kaynaklanır. Potasyum, doğada diğer radyoizotoplardan daha fazla oranda bulunmaktadır. Doğadaki potasyumun %0.01'ini ^{40}K oluşturmaktadır. Toprakta çok bol bulunan doğal potasyum doğal gama radyasyonun büyük bir kısmını oluşturmaktadır.

1.3.2. Kozmik radyasyon

Doğal radyasyonun bir kısmı kozmik ışınlar ile oluşur. Gezegenimize gelen kozmik ışınların büyük bir yüzdesi güneş sisteminin dışından gelir. Az bir kısmı güneş patlamaları sırasında üretilen radyasyondan oluşur. Dünyanın manyetik alanı ve atmosferi, dünyaya ulaşan kozmik ışınlara karşı bir kalkan görevi yapar. Kozmik radyasyonun büyük bir kısmı atmosferde tutulur, sadece az bir miktarı yeryüzüne ulaşır. Dış uzaydan atmosfere gelen yüksek enerjili radyasyona birincil kozmik

ışınlar denir. Atmosferdeki etkileşmelerle oluşan parçacık ve ışınlar ikincil kozmik ışınlar olarak adlandırılır.

Kozmik ışın parçacıklarının enerjileri çoğunlukla 10^2 ve 10^5 MeV arasında değişir ve daha yüksek değerlere de ulaşabilirler (Değerlier, 2007). Kozmik ışınların sebep olduğu radyasyon yükseklik azaldıkça dozu da azalır. Bir uçakta bulunan bir kişi yerdeki bir kişiye göre daha çok kozmik radyasyona maruz kalır. Kozmik radyasyon binalardan bile geçebilme özelliğine sahiptir. Şekil 1.7'de insanların doğal radyasyon kaynaklarından maruz kaldığı doz yüzdeleri verilmiştir.



Şekil 1.7. Doğal radyasyon kaynaklarından maruz kalınan dozlarının oranları (TAEK, 2009)

1.3.3. Sulardaki doğal radyoaktivite

Yeraltı sularında sağlık açısından düşük konsantrasyonlarda birçok radyoaktif element bulunmaktadır. Sulardaki radyoaktivite önemli ölçüde su yataklarındaki doğal radyoizotoplardan, radyoaktif yağışlardan, nükleer ve radyolojik kuruluşlardan kaynaklanmaktadır. Bu radyoaktivite düzeyi bazen sağlık açısından tehlike oluşturabilecek boyutlara varabilmektedir. Nükleer silah denemeleri yüzünden atmosfere ^{90}Sr, ^{137}Cs gibi radyoaktif fisyon ürünleri yayılmakta ve bunlarla kirlenen bulutlar zamanla radyoaktif serpinti şeklinde yeryüzüne iner, çevrenin ve özellikle yüzey sularının kirlenmesine yol açar.

Yeraltı suları içinden geçtikleri radyoaktif oluşumlardan dolayı yüzey sularına göre daha radyoaktiftirler. Volkanik yapılar içinden geçen suların radyoaktivite konsantrasyonları genellikle tortul kütleler içinden geçen sulara göre daha yüksektir.

Sularda en fazla uranyum serisi ürünlerinden radyum ve radon bulunur. Radyoaktif radon gazı ^{226}Ra'nın bozunma ürünü olup yeraltı sularındaki konsantrasyonu oldukça yüksektir.

Çizelge 1.4. Doğal radyasyon kaynaklarından maruz kalınan dozlar (TAEK, 2009)

Dünya Genelinde Doğal Radyasyon Kaynaklarından Maruz Kalınan Ortalama Radyasyon Doz Değerleri		
Işınlanma Kaynağı	Yıllık Etkin Doz Değeri (mSv)	
Ortalama		Değişim Aralığı
KOZMİK RADYASYON		
• Foton bileşeni	0.28	
• Nötron bileşeni	0.10	
KOZMOJENİK RADYOİZOTOPLAR	0.01	0.3 – 1.0
Toplam	0.39	
YERYÜZÜ KAYNAKLI DIŞ IŞINLANMA		
• Bina dışı	0.07	
• Bina içi	0.41	0.3 – 0.6
Toplam	0.48	
SOLUNUM YOLU İLE IŞINLANMA		
• Uranyum ve Toryum serileri	0.006	
• Radon (Rn -222)	1.15	0.2 – 10
• Toron (Rn -220)	0.10	
Toplam	1.26	
BESLENME YOLU İLE IŞINLANMA		
• K-40	0.17	0.2 – 0.8
• Uranyum ve Toryum serileri	0.12	
Toplam	0.29	
GENEL TOPLAM	2.4	

İnsanoğlu radyasyonla iç içe yaşamaktadır. Vücuda solunum ve sindirim yollarıyla radyoaktif maddeler alınmaktadır. Yapı malzemelerinde düşük oranda radyoaktif izotoplar bulunabilir. Gama radyasyonunun önemli bir kısmı 0-25 cm

kalınlıktaki yüzey tabakasından kaynaklanmaktadır. Böylece insanlar yaşadığı dış çevrede olduğu gibi içerde de radyasyona maruz kalırlar. Çizelge 1.4'de TAEK tarafından 2009 yılında yayınlanan dünya genelinde doğal kaynaklardan maruz kalınan ortalama doz değerleri verilmiştir.

1.3.4. Yapay radyasyon kaynakları

Yapay radyasyon genel olarak tıp, ziraat ve endüstri alanlarında kullanılan X ve gama ışınları, nükleer denemeler sonucunda oluşan nükleer serpintiler, nükleer santrallerden sızan radyoaktif maddeler ile bazı tüketim ürünlerindeki radyoaktif maddeler gibi kaynaklardan oluşmaktadır.

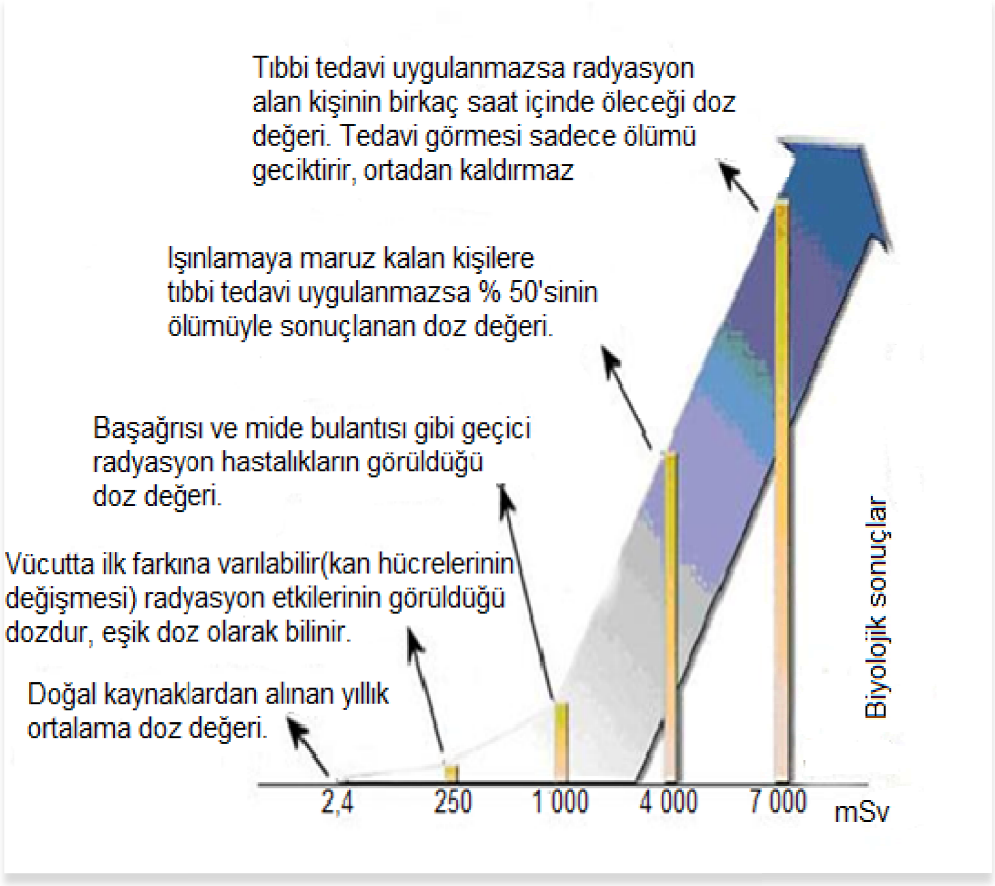
X-ışınları, tıp alanında yaygın olarak kullanılan en eski radyasyon türüdür. X-ışınları, hastalıkların teşhisi için kullanılmaktadır. Organ veya dokuların işlevleriyle ilgili araştırmalar yapmak için bazı radyoaktif maddeler, vücutta geçici bir süre kalmalarını sağlayacak kimyasal bir madde ile birlikte verilir. Televizyon, duman dedektörleri, fosforlu saatler, paratonerler ve lüks lambası fitilleri gibi bazı tüketici ürünlerinde düşük seviyelerde de olsa radyoaktif madde bulunur (TAEK, 2009). Yapay radyasyonun % 99 gibi çok büyük kısmı tıbbi uygulamalar sonucu oluşmaktadır.

1.4. Radyasyon Işınlanmasının Biyolojik Etkileri

Radyasyon, kimyasallardan farklı olarak tadı, kokusu olmamasına ve dokunulmamasına rağmen tanımlanabilir ve miktarı ölçülebilir. Maddenin içinden geçen iyonlaştırıcı radyasyon maddenin atomlarına enerji aktarır. Su, insan vücudunda en çok bulunan ve çok kolay iyonlaşan bir moleküldür. Radyasyondan dolayı normal olmayan kimyasal reaktiflik kazanır ve doku hücrelerindeki DNA moleküllerine yakın olursa DNA zinciri zarar görebilir. Radyasyonun hasar verdiği hücrelerde üç farklı sonuç olabilir. Hücre kendi kendini onarabilir veya kendini onaramaz ve ölür ya da olası kanser, hücre fonksiyonlarının kaybedilmesi ve genetik bozukluk gibi sonuçlar oluşabilir. Radyasyona maruz kalındıktan sonra hemen

oluşan erken etkiler deterministik (belirli) olarak adlandırılır. Yıllar sonra açığa çıkan gecikmiş etkilere stokastik (olası) etkiler denir. İnsan sağlığı açısından belirli etkiyle sonuçlanan ışınlanmanın sınır doz seviyesi yaklaşık 250 mSv'tir. Bu sınır dozun üstündeki miktarlara bağlı olarak farklı biyolojik etkiler oluşur. Doz miktarı arttıkça etkilerin şiddeti de artar (Şekil 1.8).

Stokastik etkiler kesinlikle meydana gelmesi söz konusu olmayan fakat ışınlanma şiddeti arttıkça oluşma ihtimali artan etkilerdir. Bu etkilerin en kritik olanı kanserdir (lösemi-kan kanseri).



Şekil 1.8. Yüksek dozlarda radyasyonun deterministik etkileri (TAEK, 2010)

1.4.1. Radyasyondan korunma

Korunma, radyasyon dozunu belirlenmiş sınırların altında tutmak için kişilerde erken veya ilerde oluşabilecek olumsuz etkilerin ortaya çıkmasını en düşük seviyeye indirecek bütün önlemleri kapsar. Bu önlemlerde genel olarak üç unsur önem

kazanmaktadır. Radyasyonun bulunduğu ortamlarda ve radyasyon yayan cihazlarla çalışırken mümkün olabildiğince uzakta durma “mesafe”, bu cihazların yanında çalışma sırasında gereğinden fazla süre kalmama “zaman” ve radyasyon kaynağı ile çalışılan ortam arasına radyasyonu tamamen veya kısmen durdurabilecek şekilde bir engelin konması “zırhlama” genel korunma başlıklarıdır. Bütün korunma önlemlerine rağmen bazı durumlarda kaçınılmaz olarak bir miktar doza maruz kalınır. Radyasyonlu ortamlarda çalışan kişiler tarafından alınabilecek radyasyon dozları olabilecek en düşük seviyede tutulmalıdır. Bütün ışımaların doku ve organlarda sebep olduğu eşdeğer doz ile etkin doz, TAEK tarafından belirtilen aşağıdaki Çizelge 1.5’de yer alan yıllık doz sınırlarını aşmaması gerekir.

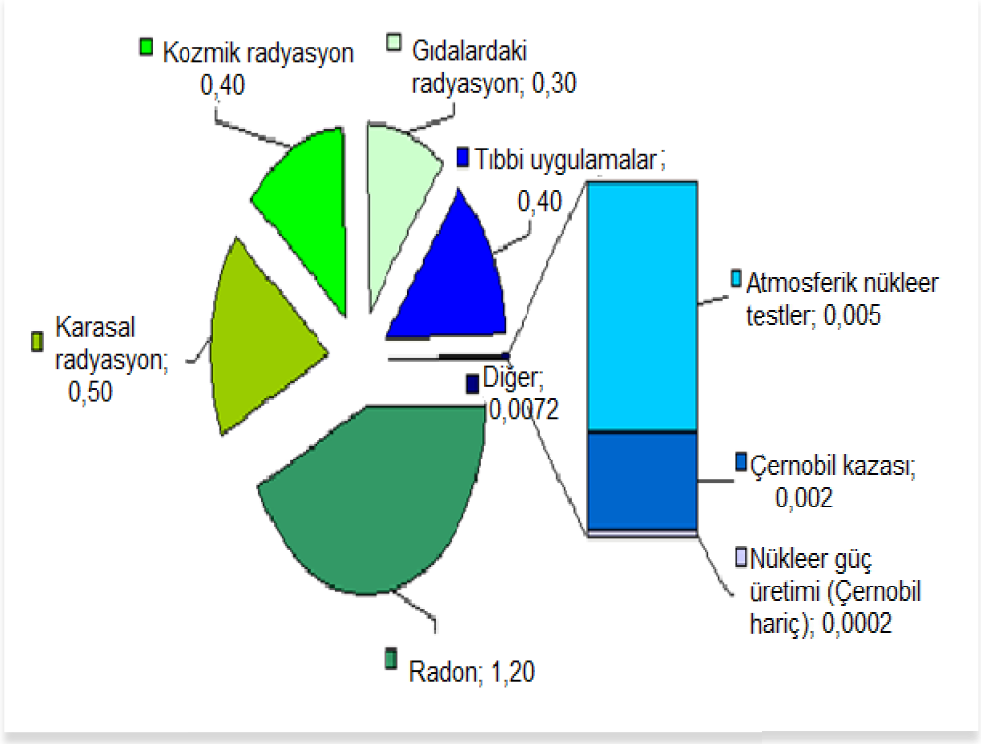
Çizelge 1.5. TAEK tarafından izin verilen yıllık doz sınırları

		Radyasyon Görevlileri	**Halk**
Etkin doz	Yıllık Ortalama	20 mSv/yıl	1mSv/yıl
	Tek Yıl	50 mSv/yıl	5 mSv/yıl
Eşdeğer Doz	Göz	150 mSv/yıl	15 mSv/yıl
	Cilt	500 mSv/yıl	50 mSv/yıl
	El-Ayak	500 mSv/yıl	50 mSv/yıl

Bir yıl içinde dış ışınlama ile iç ışınlamadan alınan dozların toplamı yıllık toplam dozu verir. Müsaade edilebilir en yüksek dozu, Uluslararası Radyolojik Korunma Komisyonu (ICRP) bir insanda ömür boyunca hiçbir önemli rahatsızlık ve genetik etki meydana getirmeyen radyasyon dozu olarak ifade etmiştir. Bu dozlar, radyasyon çalışanları ile diğer kişiler için farklı değerlerde kabul edilmiştir (ICRP 1993). Radyasyon çalışanları için birbirini takip eden beş yılın ortalaması 20 mSv'i geçmeyecek şekilde yıllık en fazla 50 mSv ve diğer kişiler için ise 1 mSv müsaade edilebilir doz sınırlarıdır.

1.4.2. Çeşitli kaynaklardan radyasyon ışınlanmasının seviyeleri

Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyonun Etkileri Bilimsel Komitesi (UNSCEAR) insanların hangi kaynaklardan ne kadar radyasyona maruz kaldığı bilgilerini toplamakta ve elde edilen verileri yayınlamaktadır. Şekil 1.9'da insanların bütün radyasyon kaynaklarından maruz kaldığı radyasyon dozlarının seviyelerini gösteren UNSCEAR'nin 2000 yılı sonuçları verilmiştir. Sonuçlara dikkat edilirse karasal radyasyonun ve özellikle radon gazının radyasyona maruz kalınan doz oranlarında yüksek bir oranı teşkil ettikleri görülmektedir.



Şekil 1.9. Toplum ışınlanmalarında tipik radyasyon kaynakları (mSv/yıl) (UNSCEAR, 2000)

1.5. İyonlaştırıcı Radyasyonun Madde ile Etkileşimi

İyonlaştırıcı radyasyon yüksek enerjili radyasyondur ve atomdan elektron koparabilir ve atomu iyonize edebilir. Alfa, Beta, Gama ve X-ışınları iyonlaştırıcı radyasyona örnek verilebilir. Nükleer bozunma sonucu oluşan radyasyon genellikle iyonlaştırıcıdır. İyonlaştırıcı olmayan radyasyon ise sadece molekül ve atomların

dönüş, titreşim ve dizilimlerini değiştirebilecek yeterli enerjiye sahip olup, iyonize edemez. İyonlaştırıcı olmayan radyasyona örnek olarak mikrodalgalar, görünür ışık, radyo dalgaları, kızılötesi ve (çok kısa dalga boyları hariç) morötesi ışık verilebilir.

1.5.1. Ağır yüklü parçacıkların madde ile etkileşimi

Yüklü parçacıkların çekirdek yakınında Coulomb saçılması etkileşimi nükleer fizik açısından önemli olsa da yüklü parçacıkların enerjilerini soğurma yoluyla kaybetme işlemine etkisi çok azdır. Çünkü atom çekirdeği hacmi, atomun hacmine göre (atom hacminin 10^{-15} i kadar) çok küçüktür. Yüklü parçacıkların atom hacmi içine dağılan elektronlar ile Coulomb saçılması yapma ihtimali kabaca 10^{15} kat daha fazla olur. Yüklü bir parçacığın atom elektronları ile çarpışmasının 4 farklı sonucu olabilir (Krane, 2001):

1. Parçacık binlerce benzer olay sonucu bütün enerjisini kaybedebilir.
2. Elektron ve ağır parçacık çarpışmasında, ağır parçacık ihmal edilebilir bir açıyla sapar. Böylece parçacığın ilerlemesi hemen hemen bir doğru yol boyunca olur.
3. Parçacık aynı anda birçok elektronla etkileşebilir ve böylece enerjisini adım adım fakat sürekli olarak kaybeder. Belli bir mesafeyi (menzil) kat ettikten sonra enerjisini kaybeder.
4. Bir atomu iyonlaştırmak için gerekli enerji 10 eV civarındadır; böylece çarpışmalar, atomu iyonlaştırmak için elektrona yeterli enerjiyi aktarabilir

1.5.2. Elektronların madde ile etkileşimi

Dedektöre gelen ilk gama fotonları dedektör tarafından doğrudan algılanmazlar. Gama fotonlarının dedektör malzemesi ile etkileşimi sonucu yüksek hızlı elektronlar oluşur. Bu elektronlar beta parçacığı gibi enerjilerini iyonlaşma ve uyarma olaylarıyla kademeli olarak dedektör malzemesine aktarırlar (Knoll, 2000). Elektronlar aynen ağır yüklü parçacıklara benzer şekilde atomik elektronlarla Coulomb saçılması olayı ile etkileşime girer fakat bazı önemli farklar da vardır.

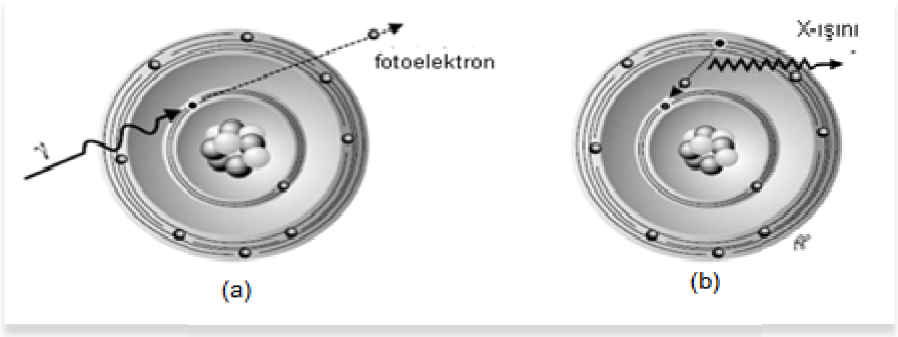
Özellikle β bozunumlarında yayınlanan elektronlar yüksek hızlarla hareket ederler. Çarpışmalarda büyük sapmalara uğrarlar. Kafa-kafaya çarpışmada ilk enerjinin büyük bir kısmı diğer elektrona aktarılabilir. Elektronlar yüksek bir ivmeye maruz kalarak elektromanyetik enerji yayınlar. Bu şekilde yayınlanan radyasyona bremsstrahlung (frenleme) denir.

1.5.3. Elektromanyetik radyasyonun madde ile etkileşimi

Elektromanyetik radyasyonun madde ile etkileşimi üç şekilde olur: Fotoelektrik Olay, Compton Saçılması ve Çift Oluşumu.

1.5.3.1. Fotoelektrik olay

Fotoelektrik etki, metal yüzeyine düşen bir fotonun maddenin atomu tarafından soğurulması sonucu maddeden elektron sökülmesi olayıdır. Maddeden yayınlanan bu elektron fotoelektron olarak adlandırılır (Şekil 1.10 (a)). Yayınlanan elektronun bıraktığı boşluk bir üst enerji seviyesindeki elektron tarafından doldurulabilir ve bu arada X-ışını yayınlanır (Şekil 1.10 (b)).



Şekil 1.10. Fotoelektrik olay (Knoll, 2000)

Yayınlanan elektronların enerjileri gelen fotonların enerjisine bağlı fakat şiddetinden bağımsızdır. Işık şiddetini artırmakla birim zamanda yayılan foton sayısı dolayısıyla yüzeyden sökülebilecek elektron sayısı artar. Fotonlar her biri E = hν enerjiye sahip parçacıklardan oluşur (h: Planck sabiti, ν: ışığın frekansı). Foton, metal yüzeyinde bir elektronla çarpışarak enerjinin (hν) bir kısmını elektronu metal

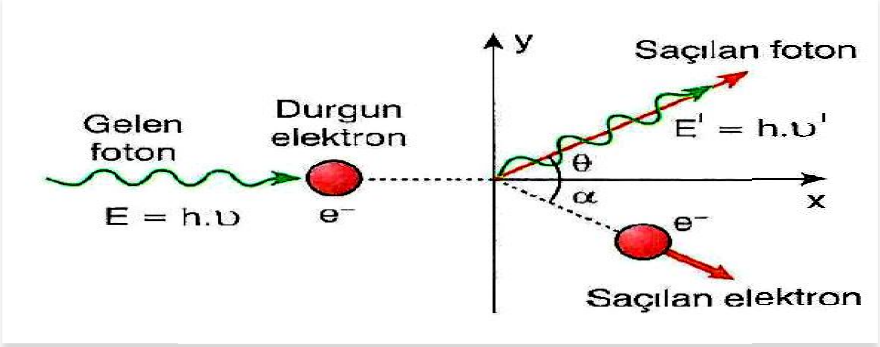
yüzeyinden sökmek için bağlanma enerjisine (φ) harcar. Geriye kalan enerji ise sökülen elektrona kinetik enerji (E_k) olarak aktarılır. Bir elektronun bağlanma enerjisi φ ve gelen fotonun enerjisi hν ise enerji korunumdan, fotoelektrik olayda Denklem 1.19'da verilen Einstein bağıntısı geçerli olacaktır,

$$E = h\upsilon = \varphi + E_k \tag{1.19}$$

Fotoelektrik soğurma olasılığını tahmin etmek zor olsa da, soğurucu metalin atom numarası ile artar, artan foton enerjilerinde azalır. Fotoelektrik olay, X-ışını enerji aralığında (keV) büyük tesir kesitine sahiptir ve büyük atom numaralarında önemi artmaktadır. 1 MeV'lik foton enerjilerinde ise artık etkisini kaybeder.

1.5.3.2. Compton saçılması

İyonlaştırıcı radyasyonun madde ile etkileşme durumlarından birisi de Compton saçılmasıdır. Compton saçılmasında foton serbest bir elektron ile esnek çarpışma yaparak saçılır. Her ne kadar elektronların bağlanma enerjileri olsa da eğer foton enerjisi bu enerjiden yüksek ise bağlanma enerjisi ihmal edilip elektronun serbest olduğu kabul edilebilir. Eğer fotonun enerjisi bağlanma enerjisinden az ise Compton saçılması olayı gerçekleşemez. Serbest olarak kabul edilen bir elektron üzerine *hv* enerjili, momentumu $\frac{hv}{c}$ olan foton geldiğinde, foton θ açısı ile daha düşük frekansta saçılmakta ve p momentumuna sahip elektron α açısı ile ortamdan fırlamaktadır.



Şekil 1.11. Compton saçılması (fizik.net.tr)

Elektrona aktarılan enerjinin miktarı fotonun saçılma açısını belirler. Compton olayına enerji ve momentum korunumu kanunlarını uygulanırsa, saçılan foton (Denklem 1.20) ve yayınlanan elektronun (Denklem 1.21) enerjileri için aşağıdaki bağıntılar elde edilir;

$$h\nu' = \frac{h\nu}{1+\gamma(1-\cos\theta)} \quad burada \quad \gamma \equiv h\nu / m_e c^2 \tag{1.20}$$

$$K_e = h\nu - h\nu' = h\nu \frac{\gamma(1-\cos\theta)}{1+\gamma(1-\cos\theta)} \tag{1.21}$$

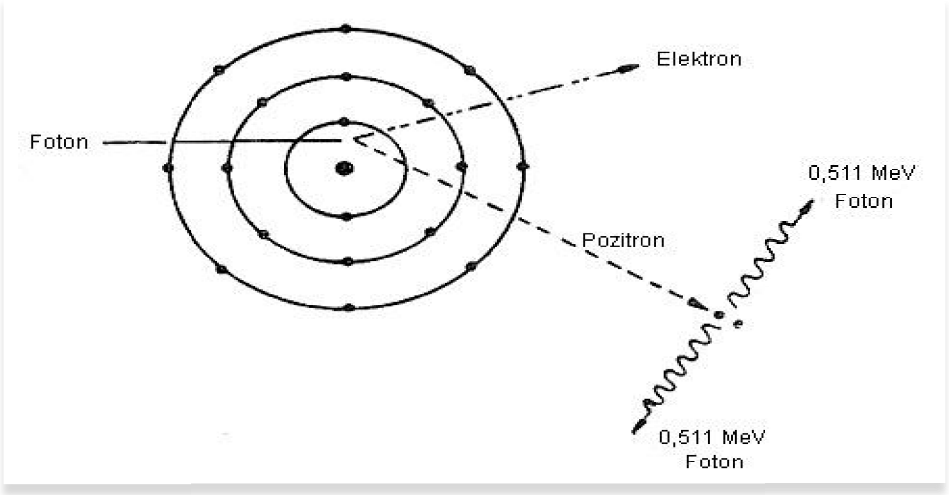
Foton enerjisindeki azalma, dalga boyundaki artmaya karşılık gelir. Dalga boyundaki bu artışa Compton kayması adı verilir. Dalga boyundaki kayma aşağıdaki ifadeyle verilir;

$$\Delta\lambda = \lambda' - \lambda = \frac{h}{mc}(1-\cos\theta) \tag{1.22}$$

Burada λ gelen fotonun dalga boyu ve λ' saçılan fotonun dalga boyudur. Foton enerjisinin 0.1 MeV ile 10 MeV olduğu aralıkta enerji soğurulmasında Compton olayı etkin olur.

1.5.3.3. Çift oluşumu

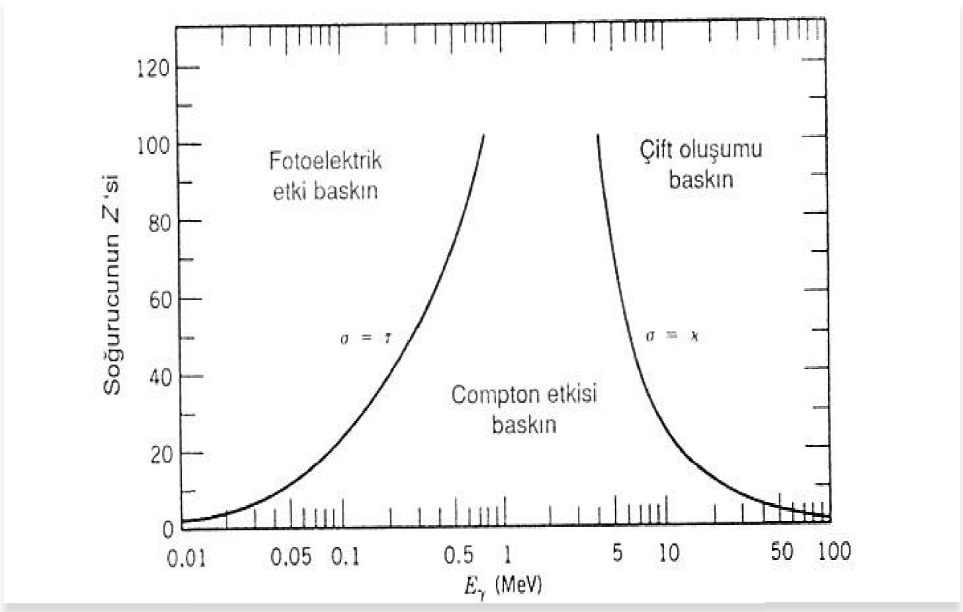
Bir atom çekirdeğinin yakınından geçen fotonun bir elektron ve bir pozitrona dönüşmesi olayına çift oluşumu denir. Bu olayda toplam yük, momentum ve enerji korunur. Çift oluşum kısaca fotonun, elektron-pozitron çiftine dönüşmesidir. Çift oluşum momentum korunumu sağlamak için bir çekirdeğin yakınında meydana gelir. Elektron ve pozitron parçacıkları zıt yüklü oldukları için yükleri toplamı sıfırdır ve toplam yük yüksüz fotonla aynı olur. Bu parçacıkların enerjileri toplamı ise durgunluk enerjileri dâhil fotonun enerjisine eşittir. Elektron ve pozitron parçacıklarının durgunluk enerjileri 0.51 MeV'dir. Buna göre çift oluşum olayının gerçekleşebilmesi için gelen fotonun minimum enerjisinin 1.02 MeV olması gerekir.



Şekil 1.12. Çift oluşumu (Lilley, 1991)

Çift oluşum tesir kesiti, ortamın atom numarası Z^2 ile değişir. Çift oluşum foton enerjisinin 10 MeV'den büyük olduğu durumlarda etkin olur. 100 MeV'in üstündeki enerjilerde etkisini kaybeder.

Şekil 1.13'te fotoelektrik olay, Compton saçılması ve çift oluşum olaylarının baskın olduğu enerji aralıkları grafiği verilmiştir.



Şekil 1.13. γ-ışınının üç etkileşme şeklinin baskın olduğu enerji bölgeleri (Krane, 2001)

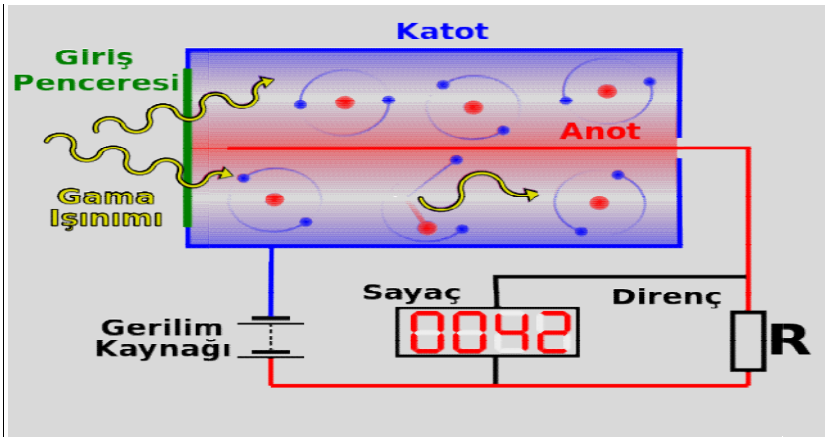
1.6. Radyasyon Ölçümü

İyonlaştırıcı radyasyon enerjisini ölçmek için kullanılan dedektörler radyasyonun madde ile etkileşimi özelliğine göre çalışırlar. Buna göre nükleer radyasyonu dedektörlerle tespit edebilmek için radyasyonun madde ile etkileşme mekanizmasının iyi bilinmesi ve dedektörün ona göre tasarlanması gerekir. Her radyasyon türünün madde ile etkileşim mekanizması farklıdır. Radyoaktif bozunma sonucu oluşan α parçacıkları ve çekirdek reaksiyonları sonucu oluşan MeV enerji seviyesindeki yüklü parçacıkların madde içindeki menzilleri kısa olup 100 μm den daha azdır. Bu parçacıkları tespit etmek için çok ince bir dedektör malzemesi gerekli olacaktır. Beta bozunması sonucu oluşan elektronları tespit etmek için kalınlığı 0.1 ile 1 mm arasında değişen dedektör yeterli olur. Gama ışının maddeye nüfuzu (menzili) büyük olduğu için 5 cm kalınlığındaki dedektör malzemesi bile az gelebilir. Ölçülmek istenen radyasyonun özelliğine göre dedektörlerde kullanılacak malzeme çeşidi seçilir.

1.6.1. Gazlı sayaçlar

Nükleer radyasyon dedektörlerin çoğunda, radyasyonun oluşturduğu iyonları veya elektronları ayırmak ve saymak için elektrik alan kullanılır. Basit haliyle bir dedektör iyonlaşma odasıdır. Paralel düzlem kondansatör plakaların arasına gaz doldurulur ve plakalar arasına elektrik alan uygulanarak iyonların elektronlarla tekrar birleşmesi engellenir. Pozitif yüklü iyonlar negatif potansiyelli plakaya doğru sürüklenirken elektron bulutu pozitif plakaya doğru sürüklenir. Bu şekilde nispeten küçük (≡ 0.5 mV) bir sinyal elde edilir. Analiz edilebilmesi için standart elektronik sistemlerle yükseltilmesi gerekir (10^4 çarpanı kadar). Sinyalin genliği, oluşan iyonların sayısı ile dolayısıyla radyasyonun depoladığı enerji ile orantılıdır. Uygulanan voltaj ile iyon ve elektron bulutunun hızı belirlenir. Bu şekilde yeteri kadar hızlanan elektronlar yeni iyonlaşmış atomlar üretir. Voltaj artırılarak her pulsu gözlemek için pulslar belirli miktarlarda yükseltilir. Sayım sisteminde sonradan oluşan olayların sayısı ilk olayların sayısı ile orantılıdır. Çıkış sinyalinin genliği, gazla etkileşen radyasyonun enerjisiyle orantılıdır. Geiger-Müller sayacında bütün

radyasyonlar aynı çıkış pulslarını verirler. Gazlı sayaçlar doğal radyoaktivite ölçümleri için yaygın olarak kullanılmaktadır.



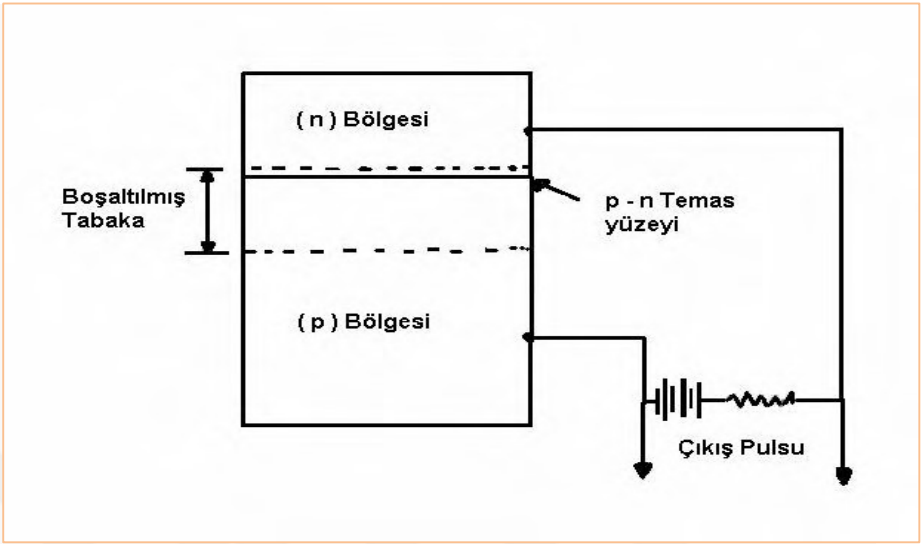
Şekil 1.14. Bir Geiger sayacı taslağı (tr.wikipedia.org)

Gazlı sayaçlar en çok argon, ksenon, izobütan, helyum ve metan gazlarından biri veya ikisinin karışımı ile doldurularak içine iki elektrot yerleştirilir. Gaz içerisinde oluşan iyonlar sayım cihazının elektrik devresi tarafından algılanır. Su örneklerinin toplam alfa ve beta aktivite ölçümleri için su örnekleri katı hale getirilerek belirli alan ve kalınlıkta hazırlanıp sayım planşetlerine konulur. Su örnekleri buharlaştırılarak geriye kalan rezidü (katı bakiye) miktarı dikkate alınarak ölçümler yapılır. Toplam alfa ve beta radyoaktivite sayımlarında çok iyi zırhlanmış, ince pencereli gaz akışlı orantılı sayıcısını kullanmak uygun olmaktadır.

1.6.2. Yarı iletken diyot detektörü

Yarı iletken dedektör basit haliyle, elektron veya pozitif yük (deşik, boşluk) taşıyıcıları çok olan n ve p tipi malzemeler birleştirilerek elde edilen bir eklem diyottur. p–n eklemi, ileri besleme durumunda akım geçirir, geri besleme durumunda ise akım geçirmez. Ters besleme ile dedektörde elektron ve deşikten arındırılmış bir duyarlı bölge oluşturulur. Boşaltılmış bu hassas bölgeden iyonlaştırıcı radyasyon geçtiğinde, bir elektron, değerlik bandından iletim bandına geçerek elektron-deşik çifti üretilir. Uygulanan elektrik alan elektronları eklemin pozitif, deşikleri de negatif tarafa doğru sürükler. Biriken elektronların toplam sayısı sayım cihazı ile

ölçülebilen bir puls meydana getirir (Akkoyun, 2006). Şekil 1.15'te yarı iletken dedektör şeması verilmiştir.



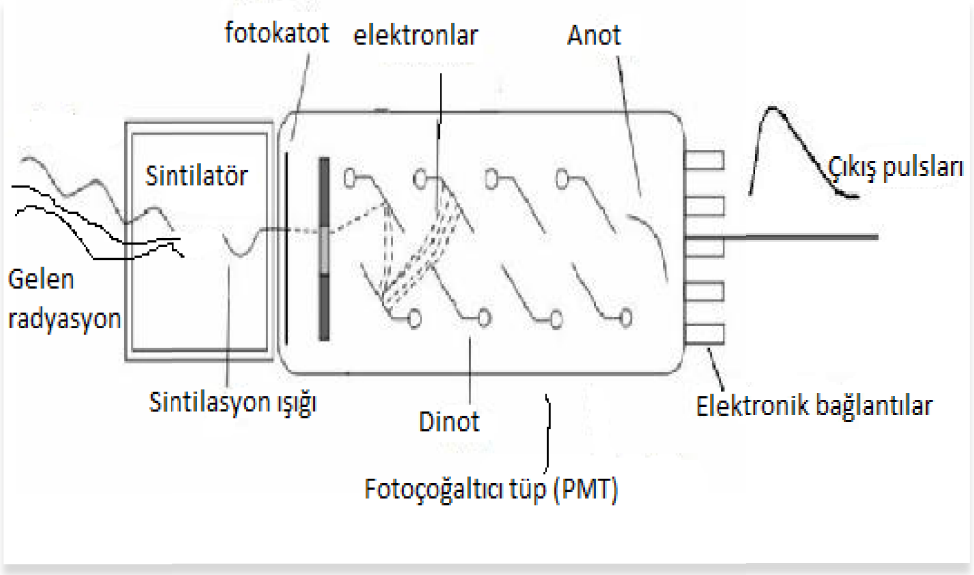
Şekil 1.15. Yarı iletken dedektör (TAEK Rapor 32, 1985)

Yarı iletken dedektörlerde malzeme olarak en çok Ge ve Si elementleri kullanılır ve elektrik iletimini kontrol etmek için, az miktarda katkı maddesi (P, As, Sb vb) ilave edilir. P-tipi materyalin yüzeyine Li atomları yerleştirilir, böylece n-tipi ince bir bölge meydana getirilmiş olur. Ters besleme ve hafifçe artırılan sıcaklık altında Li, geniş bir hassas tükenme bölgesi yaparak p-tipi bölgeye sürüklenir. Böylece dedektörler Li-sürüklenmiş Ge ve Si dedektörleri olarak adlandırılırlar. Ge(Li) ve Si(Li) dedektörleri, Li sürüklenmesini takiben 77 K'lik sıvı azot sıcaklığında tutulması gerekir. Son yıllarda geniş-hacimli, yüksek sıcaklıkta Ge dedektörleri, saflaştırma tekniklerindeki gelişmeler sayesinde elverişli hale getirilmiş ve bu dedektörlerin 77 K'de tutulmaları artık gerekmemektedir. Sadece gürültü düzeyini düşük tutmak için bu sıcaklıkta çalıştırılırlar.

1.6.3. Sintilasyon dedektörleri

Sintilasyon dedektörleri, radyasyon enerjisini önce sintilasyon ışığına ve daha sonra foto çoğaltıcı tüp yardımıyla elektrik pulslarına dönüştürür. Dedektör,

sintilatör olarak kullanılan bir madde ve bunun hemen arkasına bağlanmış bir foto çoğaltıcı tüpten oluşur (Şekil 1.16).



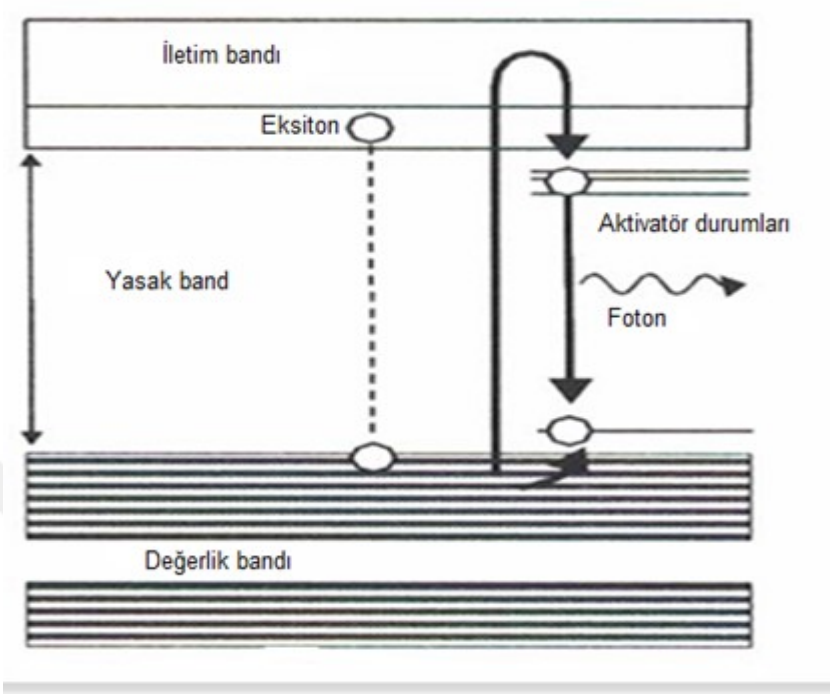
Şekil 1.16. Sintilatör ve fotoçoğaltıcı tüp

Sintilatör maddesine gelen iyonlaştırıcı radyasyon, ortamdaki atomları uyarmak yoluyla enerjisini dedektöre aktarır. Uyarılan atomlar hızla, görünür bölgede veya görünür bölgeye yakın foton yayınlarlar. Buna sintilasyon fotonu denir. Sintilasyon fotonu, foto duyarlı olan fotokatot yüzeyine çarparak bir elektron (fotoelektron) salınmasına neden olur. Bu elektronlar da fotoçoğaltıcı tüpte dinot adı verilen elektron çoğaltıcı plakalar yardımıyla çoğaltılır. Çoğaltılan elektronlar anotta toplanır ve yük direnci üzerinde genliği radyasyon enerjisiyle orantılı çıkış pulslarına dönüştürülür.

1.6.3.1. Sintilatörler

Sintilatörler, üzerlerine radyasyon enerjisini geldiğinde, atomların uyarılmaları sonucu gözle görülebilir bölgede veya ona yakın ışık yayınlayan kristallerdir. Bir sintilatör kristalinde, oluşan sintilasyon ışığının oluşum zamanının kısa olması, maddenin kendi ışığına karşı geçirgen olması ve bu ışığın da kullanılan fotoçoğaltıcı tüpün fotokatot spektrumuna uygun olması gibi özellikler aranır. Sintilatörler genel

olarak organik ve inorganik olmak üzere ikiye ayrılır. Şekil 1.17'de inorganik sintilatör kristali enerji bant yapısı verilmiştir.



Şekil 1.17. Sintilatör maddesinde enerji bandları (Gilmore, 2008)

Sintilasyon mekanizması, sintilatör olarak kullanılan kristalin enerji bant yapısı örgüsüne bağlıdır. Elektronlar, yarıiletken maddelerde değerlik ve iletim bantlarında bulunabilirler. İletim bandında elektronlar kristal içinde serbest hareket edebilecek enerjiye sahip olurlar. Saf kristalde yasak bantta elektronlar bulunamaz. İletim bandından değerlik bandına dönen elektron bir foton yayınlamasına sebep olur ve bu işlem doğrudan olduğu zaman verimi azdır. Foton yayınlama olasılığını artırmak için kristallere bir miktar katkı (safsızlık) ilave edilir. Kristale eklenen katkı maddesi, kristalin değerlik ve iletkenlik bandı arasında yeni enerji düzeyleri oluşturur. Bu şekilde safsızlık ilave edilen bir kristalde aktivatör atomları radyasyonun kopardığı elektronları yakalar veya bir eksitondan yayınlanan fotonu soğurarak uyarılmış hale geçer. Eksiton, verilen enerji ile değerlik bandından tam olarak iletim bandına geçemeyen; iletim bandının hemen altında ayrıldığı boşluk ile çekimli halde kalan elektronun ayrıldığı boşluk ile oluşturduğu yapıya denir. Bu yapı iletim bandının

devamı şeklinde ayrı bir bant yapısını temsil eder. Aktivator atomları taban düzeye geçerken yayınlanan parıldama fotonu kristal tarafından soğurulmaz.

Gama ışın dedektörlerinde genellikle inorganik madde olarak sodyum iyodid (NaI) veya sezyum iyodid (CsI) gibi alkali Halide (herhangi bir halojen asit tuzu) tuzları kullanılır. Bu maddelere bir miktar aktivatör denilen katkı maddesi eklenerek foton yayınlama olasılığı artırılır ve ışığın kendisini soğurması ihtimali azaltılır. Talyum ve sodyum genellikle en çok kullanılan katkı maddeleridir.

Bazı organik bileşikler moleküler uyarım sonucu sintilasyon ışığı yayınlar. Organik sintilatörlerin büyük çoğunluğu aromatik hidrokarbonlardır. Organik yapıda uyarılma kademeli olarak gerçekleşir. Uyarılma enerjisi bir ara aşamadan sonra foton olarak açığa çıkar. Organik sintilatörlerin büyük bir bölümü π elektron yapısına sahip organik moleküllere dayanır. Sintilasyon ışığı π- bağlarında bulunan de-lokalize (komşu atomlar ile paylaşılan, yer değiştirebilen) elektronların uyarılması sonucu yayınlanır. Organik sintilatörlerin saf, sıvı, plastik ve ince film şeklinde gibi çeşitleri vardır.

1.6.3.2. Işığın toplanması ve fotoçoğaltıcı tüpler

Sintilatör kristalinden yayınlanan görünür bölge fotonlarının mümkün olan en büyük kesrinin fotokatot üzerine gelmesi istenir. Kayıplar sintilatör içinde kristalin kendisi tarafından meydana gelen soğurulmalar ve sintilatörün yüzeyinde olur. Sintilatör içindeki soğurulmalarda kayıp çok azdır. Kayıplar, sintilatör ve monte edildiği kap arasındaki ara yüzde önem kazanmaktadır. Işığın toplanma şartları enerji çözünürlüğüne etki eder. Sintilasyon ışığı tüm yönlere yayınladığından fotoçoğaltıcı tüpün yüzeyine küçük bir kesri ulaşır. Farklı yönlere yönelen fotonları toplamak için sintilatör yüzeyinden bir veya daha çok kez yansıtılması gerekir. Bunun için fotoçoğaltıcı tüp hariç sintilatör yüzeyi yansıtıcı ile sarılır. Ara yüzeyde sintilatör, fotokatota sintilatör ortamı ile aynı kırıcılık indisine sahip ışık geçiren bir ortam ile bağlanır.

Fotokatota gelen ışık fotoelektrik etki ile elektrona çevrilir. Fotokatot genellikle sezyum-antimun bileşiğinden yapılır. Fotoelektrik etki ile oluşan elektron sayısı az ve oluşturduğu akım düşük olduğundan ölçüm yapılabilmesi için çoğaltılmaları gerekir. Çoğaltma işlemi metal plakalardan oluşan dinotlar yardımıyla yapılır. Dinotların yüzeyi ikincil elektronların yayınlama olasılığının yüksek olduğu maddelerden yapılır. Fotokatottan sökülen elektronlar elektrik alan yardımıyla dinotlara doğru hızlandırılır. Her dinot bir öncekinden daha yüksek bir potansiyeldedir. Dinota çarpan elektronlar birçok yeni elektronların serbest bırakılmasını sağlar. Yine elektrik alan yardımıyla elektronlar ikinci ve sonraki dinotlara doğru hızlandırılır. Elektron sayısı her seferinde çoğalır. Bir fotoçoğaltıcı tüpte dinot sayısı ortalama 10-12 dir. Her bir dinotun çoğaltma çarpanı 5 kadardır. Mesela 10 dinotlu bir tüpte sağlanacak kazanç 5^{10}(10^7 civarında) olur. Çoğaltılan elektronlar anotta toplanarak R_L yük direnci üzerinde bir puls oluşturur.

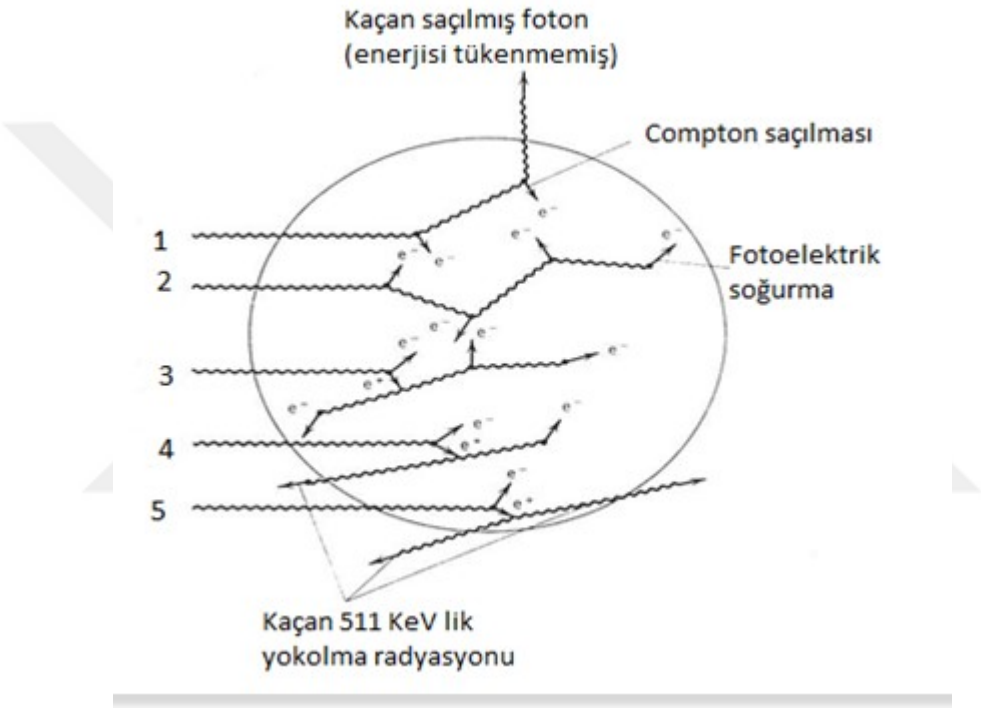
1.7. Enerji Ölçümleri

Gama ışını fotonu, dedektörle etkileşim sırasında enerjisini fotoelektrik olay, compton saçılması ve çift oluşum sonucu dedektör maddesinin atomlarına aktarır. Bu olaylar şu sıra ve şekil ile meydana gelebilir;

a. Gama ışını birkaç Compton saçılması yaparak bütün enerjisini kaybetmeden önce dedektörden dışarı kaçabilir,
b. Compton saçılmalarından sonra fotoelektrik olay ile bütün enerjisini dedektöre aktarabilir,
c. Çift oluşum ile bir elektron-pozitron çifti üretilir ve daha sonra oluşan pozitron bir elektron ile çift yok olma gerçekleşir ve iki foton oluşur. Bu fotonlar Compton saçılmaları ve fotoelektrik soğurma ile enerjilerini kaybedebilir,
d. Çift yok olma ile meydana gelen fotonlardan bir tanesi dedektörü terk edebilir,
e. Çift yok olma fotonlarından her ikisi de dedektörü terk edebilir.

Eğer dedektöre gelen foton en son fotoelektrik olay ile soğurulursa dedektör maddesine aktarılan enerji asıl gelen foton enerjisine eşit olur. Eğer gelen foton birkaç olaydan sonra kristalin dışına kaçarsa, kristale aktarılan enerji asıl gelen fotonun enerjisinden küçük olur.

Şekil 1.18'de radyasyon enerjisinin dedektör maddesi ile etkileşiminde meydana gelebilecek olaylar gösterilmiştir.

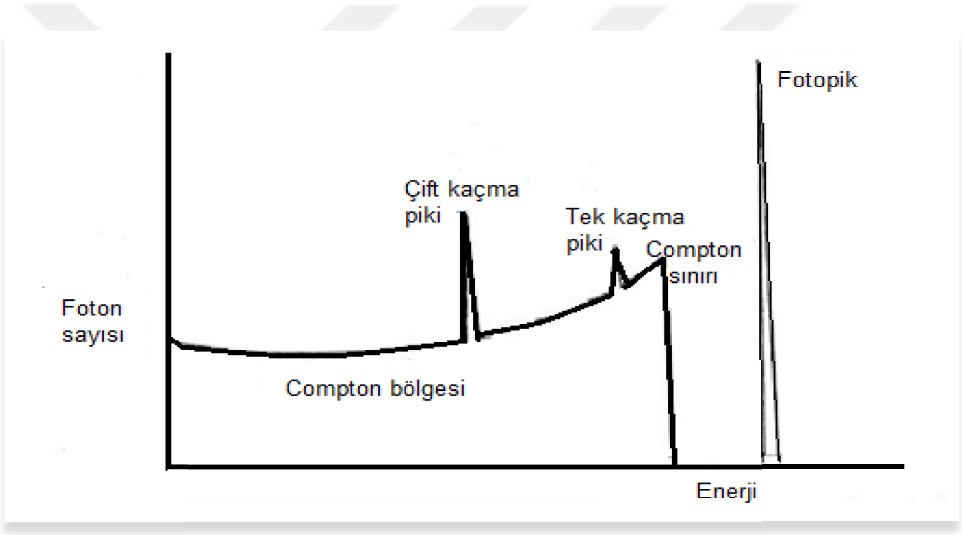


Şekil 1.18. Radyasyon enerjisinin ölçümünde dedektörde meydana gelen olaylar (Krane, 2001)

Compton saçılmalarında dedektör içinde her yönde saçılmalar olacağından saçılan elektronun enerji aralığı θ = 0 ve θ = 180 için $2E_\gamma^2/(mc^2 + \cos\theta)$ olur. Enerji değerleri saçılan elektronun enerjisini veren formülde yazılarak elde edilebilir (Denklem 1.23). Bu elektronların hepsi normal olarak dedektörde soğurulur. Böylece sıfırdan başlayarak bir maksimum değere kadar elektronlara enerji aktarılabilir. Dedektör spektrumunda bu elektronlar Compton bölgesine katkı yapar (Şekil 1.19). Bu bölge 0'dan başlayarak Compton sınırı olarak bilinen (θ = 180 için) bir maksimum değere kadar uzanır.

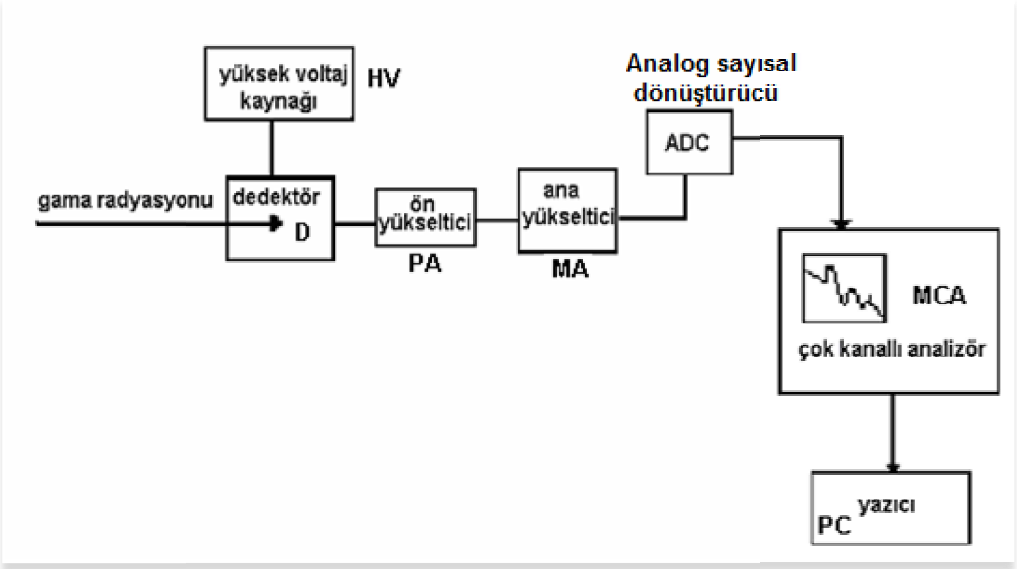
$$Te = E_{\gamma} - E'_{\gamma} = \frac{E_{\gamma}^2(1-\cos\theta)}{mc^2 + E_{\gamma}(1-\cos\theta)} \quad (1.23)$$

Eğer gelen fotonun enerjisi en az 1.022 MeV ise bir pozitron-elektron çifti oluşabilir ve bu enerjinin dedektörde saptanılması fotopiki oluşturur. Pozitron yavaşlayarak bir elektron ile birleşir ve çift yokolma olayı gerçekleşerek iki tane foton oluşur. Oluşan bu iki foton hiçbir etkileşim yapmadan biri veya her ikisi dedektörden dışarı kaçabilir veya Compton saçılma işlemleri ile tamamen ya da kısmen soğurulabilirler. Aşağıdaki Şekil 1.19'da tüm bu pikler ve Compton sınırı gösterilmiştir.



Şekil 1.19. Dedektöre aktarılan radyasyon enerjisine ait pikler (Krane, 2001)

Enerji ölçüm sistemleri elektroniktir. Ölçüm cihazları, dedektörden gelen sinyalleri işleyerek, soğurulan enerjiyle orantılı, puls yüksekliği spektrumundaki piklerin analizini yapar. Gama radyasyonunu ölçen bir dedektörde alınan sonuç aslında radyasyon tarafından dedektöre aktarılan enerji ile orantılı olan elektrik yükü miktarıdır. Elektronik sistemlerin amacı bu elektrik yükünü toplamak, ölçmek ve veri olarak kaydedip işlemektir (Şekil 1.20). Bu yüzden radyasyon enerjisi ölçülebilmesi için elektrik enerjisine (elektronlara) dönüştürülür. Sintilasyon dedektörlerinde sintilasyon fotonları, fotokatotta fotoelektronlara ve fotoelektronlar fotoçoğaltıcı tüp içindeki dinotlar yardımıyla ölçülebilecek miktarlara kadar çoğaltır ve voltaj pulslarına dönüştürülür.



Şekil 1.20. Dedektör ve enerji ölçüm-analiz sistemi kısımlarının şematik gösterimi

1.7.1. Yüksek voltaj kaynağı

Sintilasyon dedektörlerinde elektronik gürültü enerji ölçümleri için çok büyük bir problem değildir. Lineerlik ve kararlılık enerji spektrometreleri için iki önemli özelliktir. Lineerlik, çıkış puls genliğinin, radyasyon tarafından dedektör kristaline aktarılan enerji ile doğru orantılı olması demektir. Dinotlarda elektron çoğaltılması voltaj farkına bağlı olup yüksek voltajdaki herhangi bir oynama çıkış pulslarında değişime sebep olacağından yüksek voltaj kaynağının kararlı olması gerekir.

1.7.2. Ön yükselteç

Dedektörden gelen sinyaller genellikle ön yükselticiye gelirler. Ön yükselteç puls şekillendirmesi yapmaz. Yüksek empedans sağlayarak yükselteç ve dedektör arasında empedans uydurma görevi görür (Gezer, 2011). Gelen yük pulslarını kondansatör ile voltaj pulslarına dönüştürür ve devrenin bir diğer elemanı olan yükselticiye gönderir. Kullanım amaçlarına göre yük, akım ve voltaj duyarlı çeşitleri vardır.

1.7.3. Yükselteç

Yükseltici, ön yükselticiden gelen mV mertebesindeki pulsları birkaç Volt mertebesine çıkarabilecek voltaj artışını sağlar. Radyasyon enerjisi ile puls yüksekliğinin orantılı olabilmesi için yükseltecinin lineer olması gerekir.

1.7.4. Çok kanallı analizör (MCA) ve analog sayısal dönüştürücü (ADC)

Yükselticiden gelen pulslar rastgele yüksekliklerde ve aralıklarda şekillenmiştir. Çok kanallı analizörün görevi her pulsun yüksekliğini ölçmek ve bunların sayısını ve karşılık gelen kanal numarasını hesaplamaktır. Analog sayısal dönüştürücü, puls yüksekliğinin analog büyüklüğünü, kanal başına düşen sayısal değere dönüştürür. Her pulsun yüksekliği dedektörde soğurulmuş enerji ile orantılıdır. MCA teknik olarak spektrum bilgilerini toplayan bir donanım cihazıdır. Kanal olarak ifade edilen veri toplama hafızaları ile pulslar sayı ve yüksekliklerine dolayısıyla radyasyon tarafından dedektöre aktarılan enerjilere göre gruplanır. Her enerji değeri ve bu enerjilerin sayma miktarlarına bağlı olarak dedektörün cevap fonksiyonu veya spektrum çizilir. Detektörün ayırma gücüne ve ilgilenilen enerjinin değer aralığına göre kanal sayısı seçilir. Sintilasyon dedektörlerinde çok yüksek kanal numarasına sahip MCA'lara ihtiyaç duyulmaz.

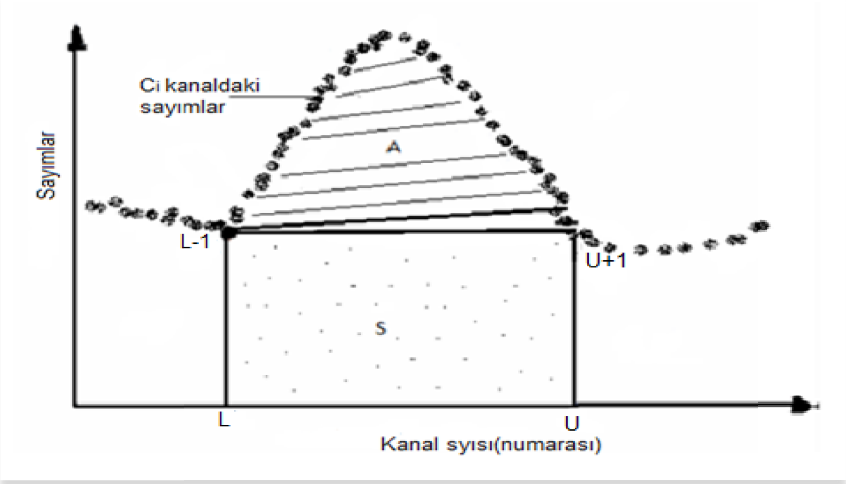
1.7.5. Bilgisayar bileşen ve programları

Bilgisayar sistemlerindeki gelişmeler ile basit bir sintilasyon sistemi doğrudan bir bilgisayara bağlanabilir. Mesela ORTECdigiBASE^{TM} sistemi Ön Yükselteç, Yüksek Voltaj Kaynağı ve dijital sinyal işlemcisi olan paketi içermektedir. Bu sistem fotoçoğaltıcı tüp içinde bir kablo ile uygun yazılımı olan bir bilgisayara bağlanabilir ve ScintiVision-32 programı ile çalışır. Bu çalışmada ORTEC ve ScintiVisison-32 sistemi kullanılarak elde edilen enerji spektrumları yardımıyla aktivite konsantrasyonları hesaplanmıştır.

1.7.6. Spektrum için pik alanı hesaplanması

Spektroskopik ölçümlerde dedektöre giren radyasyonlar enerjilerine göre ayırt edilip kaydedilir. Radyasyon enerjileri elektrik enerjisine ve sonra elektronik sistemler yardımıyla sayısal değerlere dönüştürülür. Enerji ile orantılı olarak elde edilen sayısal değerler grafik olarak çizilir. Bu grafiklere dedektörün cevap fonksiyonu denir. Cevap fonksiyonları spektrumları oluşturur. Dedektöre gelen radyasyonun dedektör maddesine aktardığı enerji miktarı, sintilasyon dedektörlerinde sintilasyon ışığının oluşma ve fotokatota gelme yüzdesi, dinotlarda elektronların çoğaltma olasılıklarındaki farklar, çıkışta verdikleri sinyaller bir istatistik dağılım gösterir. Bu dağılım, küçük voltaj veya enerji değerleri olarak MCA kanallarında her bir enerjinin sayma sayılarını ifade eder. Örneğin 4096 kanallı bir spektrumda 2048 KeV enerji değeri aralığı ölçülebilir. Bu durumda her bir kanal 0.5 KeV enerji penceresine karşılık gelir. Birbirini takip eden kanallar enerji artmasını ifade eder. Bu istatistik dağılımı verileri yaklaşık olarak Gauss dağılımı gibi bir dağılım eğrisi ile ifade edilip ölçme işlemi yapılabilir (Şekil 1.21).

Spektrumlarda taban sayım alanı oluşur. Taban sayım spektrumunun birçok nedeni olabilir. Çoğu zaman taban sayım diğer gama kaynaklarının dedektör ile etkileşimi ile oluşan Compton sürekli bölgesinden veya dedektörün kendisinden ve doğal fon radyasyonun dedektör zırhı ile etkileşiminden olabilir.



Şekil 1.21. Pik alanı hesaplanması (Gilmore, 2008)

Pik alanı bölgesi altındaki toplam alan G (A+S) (Şekil 1.21),

$$G = \sum_{i=L}^{U} Ci \tag{1.24}$$

olur. Burada Ci, i'ninci kanaldaki sayımlardır. Pikin alt tarafındaki taban sayım alanı S ise,

$$S = n(C_{L-1} + C_{U+1})/ 2 \tag{1.25}$$

ile elde edilebilir. Burada C_{L-1} ve C_{U+1} pik alanı soldan sınır kanal numarası olan L ve sağdan sınır kanal numarası U'dan önceki ve sonraki kanallarda olan sayımlardır. n ise pik alanı içerisinde kalan kanal sayısıdır. Pikin altında kalan taban sayım alanını, kanal başına kanal sayımlarını çarparak elde etmede bir kolaylık ve fayda görünüyor. Buradan net pik alanı A,

$$A = G - S = \sum_{i=L}^{U} Ci - n(C_{L-1} + C_{U+1})/ 2 \tag{1.26}$$

olur. Bu eğrilerde pik alanını tam olarak sayma hızına çevirmek için dedektörün veriminin bilinmesi gerekir. Sintilasyon dedektörleri özellikle gama spektroskopisinde yaygın olarak kullanılır.

1.7.7. Enerji Ayırma Gücü

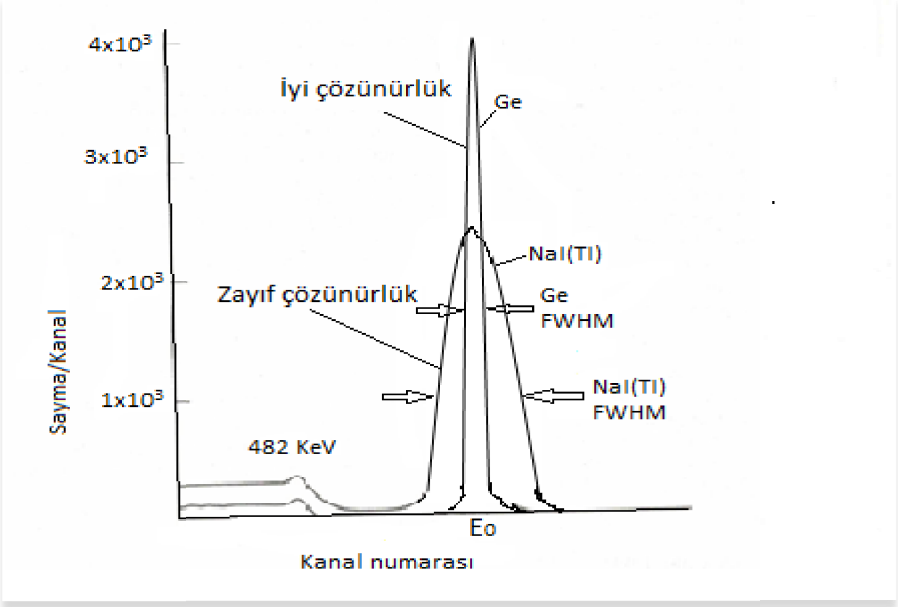
Radyasyon spektroskopisinde bir dedektörün önemli özelliklerinden biri tek çeşit enerji kaynağına karşı verdiği cevaptır. Dedektörden elde edilen puls yüksekliği dağılımına dedektörün cevap fonksiyonu denir. Şekil 1.22'de ^{137}Cs' nin NaI(TI) ve Ge(Li) dedektörleri ile alınan spektrumları verilmiştir. Dedektörlerin spektrum genişlikleri ve yükseklikleri farklı olmasına rağmen her iki spektrum E_0 etrafında merkezlenmiştir. Burada E_0 ortalama puls yüksekliğidir. Eğer her iki olayda aynı puls sayıları kaydedilmiş ise her iki spektrum altındaki pik alanları eşit olması beklenir. Geniş pik zayıf çözme gücü, dar pik ise iyi çözme gücünü ifade eder. Yarı iletken diyot dedektörlerinin çözünürlüğü FWHM (yarı yükseklikteki tam genişlik)

olarak, enerjide pik spektrumu şeklinde ifade edilir ve genellikle KeV kullanılır. Sintilasyon dedektörlerinde ise çözünürlük R, FWHM olarak pik enerjisinin yüzdesi şeklinde ifade edilir. Çözünürlük aşağıda verilen denklem ile bulunabilir.

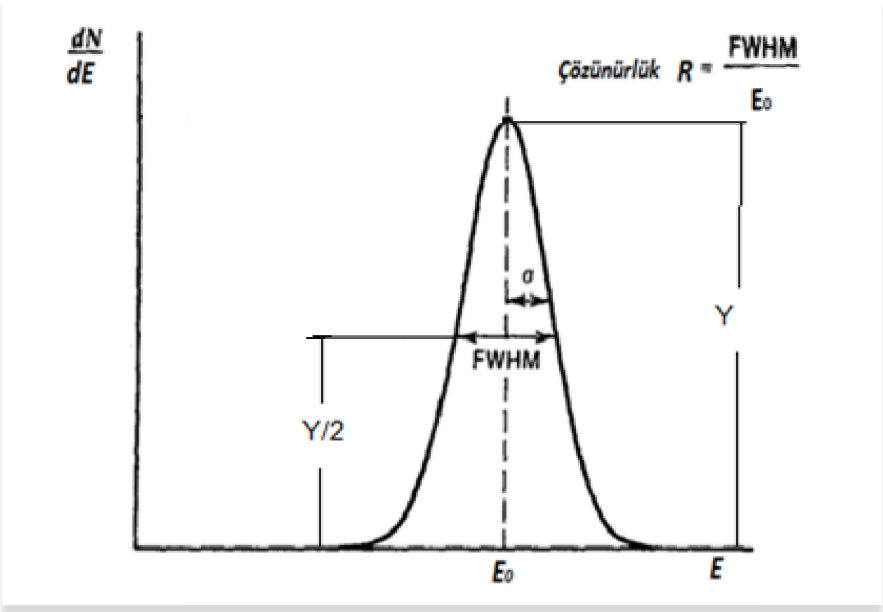
$$R = FWHM \times 100/E_0 \tag{1.27}$$

Sintilasyon dedektörlerinde, dedektörleri birbiriyle karşılaştırmak için, standart pik enerjisi olarak enerjisi 661.6 keV olan ^{137}Cs kullanılır. Standart bir 3x3 NaI(TI) dedektörünün çözünürlüğünün % 7.5 olması beklenir ve enerji çözünürlüğü FWHM olarak karşılığı yaklaşık 50 KeV dir. Yarı iletken diyot dedektörde bu enerji seviyesindeki çözünürlük yaklaşık 1.2 keV olur. Enerji çözünürlüğü artıkça birbirine yakın enerjili radyasyonların ölçümü daha kolay olur. Yarı iletken diyot dedektörlerinin enerji çözünürlüğü % 1 den az olabiliyor iken, gama spektrometresinde kullanılan sintilasyon dedektörlerinin çözünürlüğü % 5-10 arasındadır. Yarı iletken diyot dedektörlerinin çözünürlüğü, sintilasyon dedektörlerine göre daha yüksektir. Buna karşın sintilasyon dedektörlerinin verimi daha yüksektir.

Şekil 1.22 enerji çözme gücü tanımı için verilmiştir. Bir dedektörde kötü enerji çözünürlüğüne sebep olan dalgalanmaların pek çok kaynağı vardır. Sintilasyon dedektörlerinde radyasyon enerjisinin sintilasyon ışığına dönüşmesi, sintilasyon ışığının toplanması, fotokatotta fotoelektron oluşması ve elektronların çoğaltılması gibi yük taşıyıcı olaylarda pek çok dalgalanmalar olabilir. Her bir yük taşıyıcı olay veya oluşum, doğal dalgalanmaların miktarını hesaplamak için bir Poisson süreci olarak varsayılabilir. Bu varsayımda eğer toplam N tane yük taşıyıcısı ortalama olarak üretiliyorsa bu doğal dalgalanmaları karakterize etmek için standart sapma $\sqrt{N}$ şeklinde beklenebilir. Eğer bu çıkış sinyalinde doğal dalgalanmaların tek kaynağı olarak alınsa, cevap fonksiyonu Şekil 1.23'de görüldüğü gibi Gauss eğrisi şeklinde olur. Gauss eğrisi, sürekli ve olasılıklı bir fonksiyon eğrisidir.



Şekil 1.22. Dedektör enerji çözme gücü (Krane, 2001)



Şekil 1.23. Dedektörün cevap fonksiyonu eğrisi (Knoll, 2000)

Bu durumda Gauss fonksiyonu aşağıdaki gibi yazılabilir (Denklem 1.28),

$$G(E) = \frac{A}{\sigma\sqrt{2\pi}} \exp\left(-\frac{(E-E_0)^2}{2\sigma^2}\right) \quad (1.28)$$

Genişlik parametresi σ bir Gauss eğrisinin FWHM si FWHM = 2.35σ olacak şekilde ifade eder. E_0 eğriliğin ağırlık merkezini ve A, alanını temsil eder. Birçok dedektörün cevabı yaklaşık olarak lineerdir. Bundan dolayı ortalama puls genliği E_0 = KN dir. Burada K orantı sabitidir. Böylece pikin standart sapması $\sigma = K\sqrt{N}$ ve FWHM si $2.35K\sqrt{N}$ olur. Bu durumda sınırlı bir çözünürlük (R), istatistiksel dalgalanmalara göre yük taşıyıcıların sayısı olarak,

$$R_{/\text{Poisson lmit}} = \frac{FWHM}{E_0} = \frac{2{,}35K\sqrt{N}}{KN} = \frac{2{,}35}{\sqrt{N}} \tag{1.29}$$

hesaplanabilir (Knoll, 2000). Enerji çözünürlüğü, tam enerji pikin genişliğini hesaplama işlemidir. Enerji piki histogramı yaklaşık olarak bir Gauss eğrisi gibi düşünülebilir. Yarı Yükseklikteki Tam Genislik (FWHM - Full Width at Half Maximum) tanımı spektrumun üstüne gelebileceği tabansayım saymalarını çıkarmak içindir. Çünkü pik, diğer piklerin Compton sürekli bölgesi üzerinde olabilir. Enerji çözünürlüğü R bir kesir olup ($R = \frac{FWHM}{E_0}$) boyutsuzdur ve bir yüzdeliği ifade eder. Bu çalışmada kullanılan sintilasyon dedektörünün çözünürlüğü 1460.82 keV enerjili piklerde % 8.03 olarak; 1764.49 keV enerjili piklerde % 6,22 ve 2614.51 keV enerjili piklerde % 6.02 olarak ölçülmüştür.

1.7.8. Kalibrasyon

Gama ışını spektrumu özünde ardışık küçük puls yüksekliği değerleri ile ölçülen puls sayıları listesidir. Dedektör kalibrasyonu, gama spektrumunun kanal numarası veya voltaj yerine enerji ile, puls sayıları yerine radyonüklitlerin miktarı ile yorumlanmasını imkân verir. Genel olarak üç tür kalibrasyondan bahsedilebilir.

1.7.8.1. Enerji kalibrasyonu

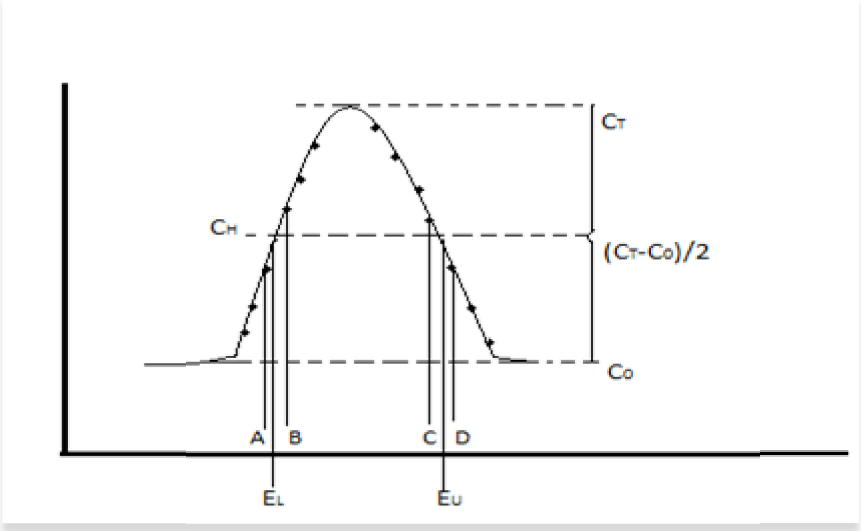
Enerji kalibrasyonun amacı spektrumdaki pikin konumunun yani kanal numarasının hangi enerjiye karşılık geldiğini bulmaktır. Bu yöntem öncelikli olarak her ölçme işleminden önce yapılır. Enerji kalibrasyonu, bir kaynak tarafından

yayınlanan ve enerjisi önceden bilinen radyasyonun spektrumunu ölçerek enerji ile pik konumunu karşılaştırmak suretiyle yapılır. Kalibrasyon için seçilen enerjinin kullanılacak spektrometrenin bütün aralığını kapsayacak şekilde olması iyi olur. Spektrum analizlerinin büyük bir kısmı bilgisayarlar tarafından yapılır. Uygulamada kalibrasyon için kullanılacak pik spektrumundan iyi istatistiksel doğruluk elde etmek için spektrum uzunluğunu yeterli derecede ölçmek gerekir. Böylece bilgisayar programları piki araştırıp konumunun karşılık geldiği kanalları tespit edebilir ve enerji-kanal ilişkisini değerlendirebilir.

Bu çalışmada sayımlardan önce enerji kalibrasyonu için ^{133}Ba' un 81.5 keV enerjideki piki, ^{60}Co'ın 1173 ve 1332.5 keV enerjideki pikleri ve ^{137}Cs'ın 661.5 keV enerjideki pikler kullanıldı.

1.7.8.2. Pik genişliği kalibrasyonu

Eğer spektrum sisteminde pik alanı manüel olarak hesaplanıyorsa pik genişliği kalibrasyonuna ihtiyaç yoktur. Fakat eğer kalibrasyon veya analiz için bir bilgisayar programı kullanılıyorsa o zaman bilgisayara pikin şekli hakkında bilgi vermek gerekir. Çünkü bilgisayar pikin genişliğini (FWHM) enerjinin bir fonksiyonu olarak çıkarabilmelidir.



Şekil 1.24. Pik genişliği hesaplama (Gilmore, 2008)

Pik genişliği Şekil 1.24 üzerinden aşağıda verilen yöntemle hesaplanabilir. Pik yüksekliği C_T hesaplanır. C_T'den pikin altındaki taban sayımın (background) yüksekliği olan C_0 çıkarılır. Bulunan bu değer ikiye bölünerek taban sayım yüksekliği olan C_0'a eklenir ve yarı yükseklik (C_H) bulunur. Pikin sol tarafında yarı yüksekliğe alttan en yakın kanal A ve üstten en yakın kanal B sayıları ile birlikte bulunur. Bunlara sırasıyla C_A ve C_B denirse o zaman sol taraftaki yarı yükseklik kanal konumu E_L,

$$E_L = A + (C_H-C_A)/(C_B-C_A) \quad (1.30)$$

olur. Benzer şekilde sağ taraftaki yarı yükseklik kanal konumu E_U,

$$E_U = C + (C_C-C_H)/(C_C-C_D) \quad (1.31)$$

eşitliğinden bulunur. Yarı yükseklikteki maksimum genişlik (FWHM) ise,

$$FWHM = E_U - E_L \quad (1.32)$$

olur.

1.7.8.3. Verim kalibrasyonu

Alfa ve beta gibi yüklü parçacıklar dedektör maddesi içinde menzilleri boyunca uyarma ve iyonlaştırma sonucu bütün enerjilerini dedektör atomlarına aktarıp ölçülebilecek voltaj pulsları oluşturabilirler. Fakat gama ışını gibi yüksüz radyasyonlar daha uzun menzile sahip olup daha farklı etkileşimlerde bulunabilir ve dedektöre gelen radyasyonun tamamı ölçülebilecek voltaj pulslarına dönüştürülemez. Bu durumda dedektöre gelen radyasyon miktarı ile ölçülen pulslar arasındaki ilişkiyi ifade eden oranın (verimin) bilinmesi önem kazanmaktadır. Verim kullanılmak istenen amaca bağlı olarak farklı şekillerde tanımlanabilir.

Bağıl verim, kobalt-60'ın 1332 keV'lik gama ışınının dedekte edilmesine bağlı olarak genel performans ölçütüdür. NaI(TI) sintilatör dedektörünün verimine göre diğer dedektörlerin verimi anlamına gelir. Gama spektrometresinde amaç spektrumdaki pik alanını temsil ettiği radyoaktivite miktarı ile ilişkilendirmek olduğundan mutlak tam enerji pik verimine (absolute full energy peak efficiency) ihtiyaç duyulur. Bu işlem belirli enerjideki pik alanını kaynağın ve dedektörün geometrik şekline de bağlı olarak kaynaktan yayılan gama ışını sayısı ile ilişkilendirmektir. Tanım olarak pikte tespit edilen sayımların miktarı ile kaynaktan yayılan miktarın oranıdır. Verim ε ile ifade edilirse,

$$\varepsilon = \frac{Net\ sayım}{A.P_\gamma.t} \tag{1.33}$$

dir. Burada A, kaynağın saniyedeki bozunma şiddetidir (Becquerel). P_γ da ölçülen gama ışınının yayınlanma olasılığı ve t ise ölçme zamanıdır.

Mutlak toplam verim (absolute total efficiency) kaynaktan yayınlanan gama ışını miktarını spektrumda herhangi bir yerde belirlenen sayım miktarları ile ilişkilendirmektir.

Özgün verim (Intrinsic efficiency) spektrumdaki sayım miktarlarını dedektöre gelen gama ışını miktarı ile ilişkilendirmektir. Bu verim dedektör için temel bir unsurdur ve dedektör/kaynak geometrisinden bağımsızdır.

Bir dedektörün verimi etkileşimlerin özelliklerini mesela dedektör maddesinin soğurma veya sönüm katsayılarını bilmekle hesaplanabilineceği düşünülebilir. Fakat tutarlılığın az olması gibi nedenlerle matematiksel olarak sınırlamalar bulunmaktadır. Geleneksel olarak verim kalibrasyonu için deneysel olarak gama ışını ölçülmesi ile verime karşılık enerji eğrileri çizilir. Verim kalibrasyonunu gerçekleştirmek için belli standartlardaki radyonüklit seçilmelidir.

Bu çalışmada TAEK tarafından gönderilen ve içinde belirli aktivite değerlerinde radyoizotop bulunan standart numune ile verim kalibrasyonu

yapılmıştır. Verim eğrisinden, ilgili gamma enerjilerine karşılık gelen verim değerleri ve hataları okunup, hesaplamalarda kullanılmıştır.

1.7.9. Zaman çözme gücü ve ölü zaman

Birbirini takip eden beta ve gama gibi radyasyonları ayırt etmek için zaman-genlik dönüşümünü yapan düzenekler (TAC) kullanılır. İki radyasyon aynı çekirdekten çok kısa zaman aralıkları ile yayınlandığında, TAC çıkış pulslarının zaman spektrumunu oluşturur. Çıkış pulslarının puls yükseklikleri iki giriş pulsunun ulaşma zamanları arasındaki fark ile orantılıdır dolayısıyla kaynaktan yayınlanan iki radyasyonun yayınlanma zamanlarındaki fark ile ilişkilidir.

Hemen hemen bütün dedektör sistemlerinde iki ayrı olayı birbirinden ayrı pulslar olarak kaydetmek için minimum bir zaman dilimi olacaktır. Bazı olaylarda bu sınır zamanı dedektörün kendisi tarafından kurulur ve diğer hallerde bağlı elektronik sistemler tarafından yapılır. Bu minimum zaman ayırımı genellikle sayma sisteminin ölü zamanı olarak ifade edilir. Çünkü istatistiksel bir olasılık ile meydana gelen radyoaktif bozunmada bir olayın önceden oluşan bir olayın hemen arkasından çok az bir zaman farkıyla meydana gelebilme olasılığı yüzünden ölçülmeden önce kaybolma ihtimali vardır.

1.7.10. Sayım verimi

Sayım verimi, sayım hızının bozunma hızına oranıdır. Sayım verimi için aktivitesi belli standart kaynaklar kullanılır ve kaynakta meydana gelen bozunmaların ne kadarının dedektöre ulaşarak sayılabildiği hesaba alınır. Sayım verimi E,

$$E = (\text{kaydedilen sayım} / \text{kaynağın bozunma sayısı}) \times 100 \qquad (1.34)$$

olarak yazılabilir. Kaynaktan çıkan radyasyonun mümkün olan en yüksek miktarının dedektöre ulaşmasını sağlamak sayım verimini artırır. Yüksek sayım verimi için,

örnek-dedektör geometrisi iyi ayarlanmalı, örnek içinde oluşabilecek soğurmalar mümkün olduğu kadar engellenmelidir.

1.7.11. Doğal ortam sayımı

Ölçümler sırasında etrafta bulunan doğal radyasyon kaynakları, ortamın doğal fonunu yükseltecek derecede sayım sistemini etkiler. Düşük seviyeli aktivite ölçümlerinde doğal fon oldukça önemlidir ve ölçme sistemi etrafında doğal fon seviyesini olabildiğince düşürecek önlemler alınmalıdır (Özger, 2005). Doğal fon, çevrede bulunan radyoaktif maddelerden ve kozmik radyasyondan kaynaklanır. Ortamdaki radyoaktif kaynakların en önemlileri yapı malzemelerinde bulunan ^{238}U, ^{232}Th ve bunların bozunum ürünleri ile ^{40}K'dur. Ayrıca dedektör ve zırh malzemelerinde gama ve beta radyasyonu yayan radyoizotoplar da doğal fonu arttırır.

2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR

Bu bölümde tez konusuna benzer literatürde yapılan çalışmalar özetlenmiştir. Yapılan çalışmalarda toprak, su ve benzeri maddelerdeki radyoaktivite seviyesi ve radyonüklitlerin konsantrasyonu tespit edilmiştir. Ölçülen değerler insan sağlığı açısından uluslararası kuruluşlar tarafından önerilen sınır değerleri ile karşılaştırılmıştır.

Bozkurt ve ark. (2006) tarafından yapılan bir çalışmada Şanlıurfa ili ve ilçelerindeki doğal radyoaktivite seviyesi ölçülmüştür. Bunun için farklı yerlerden alınan 45 toprak örneğinde yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörü kullanılarak gama spektrometresi ile ölçümler yapıldı. Ölçümler sonunda ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerin ortalama konsantrasyonu sırasıyla 20.8; 24.95 ve 298.6 Bq/kg olarak bulunmuştur. 53 adet su örneğinin radyoaktiviteleri LB770-PC 10 kanallı düşük seviyede alfa-beta sayım sisteminde toplam-alfa aktivitesi için 0,038 Bq/L ve toplam-beta aktivitesi 0.1324 Bq/L olarak ölçüldü. Topraktaki radyoaktivite seviyesinin doğal sınırlar içinde olduğu fakat sudaki ölçülen toplam-alfa ve beta değerlerinin ortalama değerlerden nispi olarak yüksek olduğu tespit edilmiştir.

İç Anadolu, Doğu Anadolu, Akdeniz ve Ege bölgelerinden 11 farklı coğrafik alandan alınan 52 adet Sünger Taşı örneklerindeki ^{226}Ra, ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktiviteleri yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörü kullanılarak gama spektrometresi ile ölçülmüştür (Turhan ve ark., 2007). Radyoaktivite seviyeleri 12.7 ± 0.5 ile 256.2 ± 9.1 Bq kg^{-1} değerleri arasında tespit edilmiştir. Bu değerler önerilen 370 Bq kg^{-1} sınır değerinin altındadır.

Yapılan bir çalışmada Türkiye'de çimento ve yapımında kullanılan ham maddelerdeki radyoaktivite ve radyolojik tehlikeleri araştırmak için ^{226}Ra, ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin bu maddelerdeki konsantrasyonu ölçülüştür (Turhan, 2007). 22 örneğin ölçümleri gama spektrometrik sistemde bir HPGe dedektörü ile yapılmıştır. Ölçülen örneklerdeki ^{226}Ra, ^{232}Th ve ^{40}K'un ortalama aktivite

konsantrasyonları sırasıyla 40.5 ± 26.7; 26.1 ± 18.9 ve 267.1 ± 102.4 bulunmuştur. Bütün örnekler için radyum eşdeğer aktivitesi (Ra_{eq}), gama indeksi ve bina içi soğurulmuş doz hızları radyasyon tehlikesini değerlendirme açısından hesaplandı. Radyum eşedeğer aktivitesi ortalama değeri yapı malzemeleri için sınır değer olan 370 Bq/kg değerinden düşük 98.3 ± 53.8 olarak ölçüldü. Ra_{eq} değerleri diğer çalışmalardaki çimento örneklerinden elde edilen değerlerle karşılaştırıldı. Bina içi soğurulmuş doz hızı dünya nüfus ağırlıklı ortalama değeri olan 84 nGy/saat değerinden biraz yüksek çıktı.

Hindistan'ın güneybatısında bulunan Kanyakumari bölgesinden 28 farklı yerden alınan toprak örneklerindeki ^{226}Ra, ^{32}Th ve ^{40}K'un doğal radyoaktivite konsantrasyonları gama spektrometrik sistemde NaI(TI) sintilasyon dedektörü kullanılarak ölçüldü (Shanthi, 2010). ^{232}Th ve ^{40}K'un ortalama konsantrasyonları UNSCEAR'ın önerdiği sınır değerlerini aştığı gözlendi. Radyasyonunun risklerini değerlendirme noktasında yıllık etkin doz eşdeğeri ve diğer risk değerlendirme indeksleri hesaplandı.

Kapsamlı bir çalışma Türkiye'nin yüzey topraklarındaki doğal olarak bulunan ve insanlar tarafından sebep olunan radyonüklitlerin dağılımını tespit etmek için yapıldı (Turhan ve ark., 2011). Bu çalışmada Türkiye'nin yedi farklı coğrafik bölgesinden toplanan 1031 farklı toprak örneklerindeki ^{238}U, ^{232}Th, ^{40}K ve ^{137}Cs un aktivite konsantrasyonları yüksek saflıktaki germanyum (HPGe) dedektörü kullanılarak gama spektrometresi ile ölçüldü. Toprak örneklerindeki ^{238}U'un konsantrasyonu 2.0-220.0 Bq kg^{-1} arasında, ^{232}Th'un konsantrasyonu 1.0-158.8 Bq kg^{-1} arasında, ^{40}K'un konsantrasyonu 26.0-1603.2 Bq kg^{-1} arasında ve ^{137}Cs un aktivitesi 1.0-357.0 Bq kg^{-1} arasında bulundu. ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K un temel ortalama değer yoğunlukları sırasıyla 2.3 mg kg^{-1} , 8.1 mg kg^{-1} ve % 1.4 olarak bulundu. Bütün toprak örnekleri için soğurulmuş gama doz oranı 51.9 nGy/saat (4.7-234.3 nGy/saat) olarak ölçüldü.

Nijer Deltasındaki (Biseni) toprak, tortu ve su örneklerindeki doğal radyoaktiviteyi ölçmek için yapılan çalışmada yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörü kullanıldı (Agbalagba ve ark., 2011). Çalışma alanında radyonüklitler düşük aktivite gösterdiler. ^{226}Ra, ^{232}Th ve ^{40}K un ortalama aktivite seviyeleri sırasıyla 20 ± 3, 20 ± 3 ve 180 ± 50 Bq kg^{-1} olarak ölçüldü. Bu değerlerin başka yerlerdeki çevre değerlerine göre normal olduğu görülmüştür.

Tayland'da Chao Phraya nehrinin kıyısındaki toprakta radyoaktivitenin seviyesi araştırıldı (Santawamaitre ve ark., 2011). ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K un aktivite konsantrasyonları yüksek saflıkta Germanyum dedektörü kullanılarak ölçüldü. ^{238}U, ^{232}Th, ve ^{40}K un aktivite konsantrasyonları sırasıyla 55.3 ± 1.2 ile 5.2 ± 1.4 arasında, 60.7 ± 1,2 ile 69.1 ± 1.3 arasında ve 393 ± 13 ile 478 ± 16 arasında Bq/kg olarak bulunmuştur. Radyolojik riskleri açısından havadaki gama doz oranı 81.6 ± 1.9 ile 90.4 ± 2.1 nGy/h aralığında tespit edilmiştir. Yıllık dış etkin eşdeğer doz 100.1 ± 2.3 ile 110.8 ± 2.5 μSv/y aralığında hesaplanmıştır. Sonuçlar dünya ortalama değerleri ile karşılaştırılmıştır.

Kültür topraklarını kontrol amacıyla yapılan bir projenin parçası olarak bir çalışmada (Guidotti ve ark., 2014) İtalya'nın Lombardiya bölgesinde toprağın üst bölgesinin özellikleri ve potansiyel zehirli elementleri, organik kirlenmeyi ve yüzey toprağının içerdiği gama ışını yayan radyonüklitlerin seviyesi için bir veri tabanı oluşturmaktı. LUCAS (Land Use/Cover Area Frame Statistical Survey) standart prosedürüne göre toplamda 156 örnek kültür toprağı belirlendi. Çalışmadaki amaç kültür toprağı belirleme esnasındaki durumları belgeleyecek bir dayanak sağlamaktı. Projenin sonuçları arasında toprak radyoaktivitesi de vardı. ^{238}U, ^{232}Th, ^{40}K ve ^{137}Cs konsantrasyonunu yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörü kullanılarak gama spektrometresi ile toprak örnekleri ölçülmüş ve ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K un aktivite değerleri sırasıyla 24-231; 20-71 ve 242-1434 Bq/kg aralığında bulunmuştur. ^{137}Cs un aktivitesi ise 0.4-86.8 Bq/kg aralığında bulunmuştur.

Bir çalışmada (Yıldız ve ark., 2014) Doğu Anadolu bölgesindeki Erçek Gölü havzasından toplanan toprak örneklerindeki ^{238}U, ^{232}Th, ^{40}K ve ^{137}Cs' nin

konsantrasyonları yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörü kullanılarak gama spektrometresiyle sırasıyla 18.9; 27.2; 524.0 ve 10.6 Bq/kg olarak tespit edildi. Ölçülen radyoaktivite değerlerinin dağılım tablosu çıkartılarak Türkiye ve Dünya ortalamaları ile karşılaştırıldı. Radyolojik risk değerlendirilmesi, bina içi havada soğurulmuş gama doz oranı ile topraktaki radyonüklitler tarafından salınan radyasyonun yıllık etkin doz değerleri karşılaştırılarak yapıldı.

Yapılan bir çalışmada Bitlis'te madenlerde çıkartılan ve inşaat malzemesi olarak kullanılan volkanik cam, sünger taşı ve Ahlat taşı örneklerinin aktivite ve doz değerleri ölçüldü (Kayakökü ve ark., 2016). Ölçümler NaI(Tl) sintilasyon dedektörü kullanarak gama spektrometresi ile yapıldı. ^{226}Ra'un konsantrasyonu 29.6 ± 5.9 ile 228.2 ± 38,1 Bq/kg arasında; ^{232}Th'un 10.8 ± 5.4 ile 95.5 ± 26.1 Bq/kg arasında ve ^{40}K'un konsantrasyonu 249.3 ± 124.7 ile 2580.1 ± 266.9 Bq/kg arasında bulundu. Bu örneklerden yayılan tehlikeli olabilecek radyasyon seviyesini ölçmek için Radon konsantrasyonu, soğurulmuş doz değerleri hesaplandı. Radon konsantrasyonu 89.2 ± 12.0 Bq/m^3 ile 1141.0 ± 225.0 Bq/m^3 aralığında ölçüldü. Soğurulmuş doz oranları ise 81.3 ± 20.5 ile 420.6 ± 42.8 nGy/h arasında ölçüldü. Bazı değerlerin önerilen doz sınırlarını aştığı tespit edildi.

Bir diğer çalışmada Mısır'da, Kızıl Denizin kıyısında bulunan Marsa Alam bölgesinde doğal radyonüklitlerin dağılımını ve oluşturabilecekleri radyolojik tehlikeyi araştırmak için yapıldı (Arafat, 2016). 30 su örneği, 33 toprak örneği ve 6 adet kıyı tortul tabakadan alınan örneğin içindeki ^{226}Ra, ^{32}Th, ^{40}K ve ^{137}Cs radyonüklitlerinin konsantrasyonları yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörü yardımıyla ölçüldü. Bütün örneklerdeki ^{137}Cs konsantrasyonu standart sınır değerlerinin altında çıktı. ^{226}Ra'un kara sularındaki aktivite konsantrasyonu < 0,7 ile 7.6 Bq/L ve deniz sularındaki konsantrasyonu < 0.7 ile 6.31 Bq/L aralığında ölçüldü. Bütün su örneklerindeki ^{232}Th aktivite konsantrasyonları limitlerin altında bulundu. Toprak örneklerindeki ^{226}Ra'un ortalama konsantrasyonu 18.45 Bq/kg, ^{232}Th'un 16,78 Bq/kg ve ^{40}K'un 234.47 Bq/kg olarak ölçüldü. Kıyı tortul kütlelerden alınan örneklerdeki ^{226}Ra'un ortalama konsantrasyonu 10.76 Bq/kg, ^{232}Th'un 9.86 Bq/kg ve ^{40}K'un 304.74 Bq/kg olarak bulundu.

Suudi Arabistan'da yapılan bir çalışmada yerel ve ithal edilen ve yapım malzemesi olarak kullanılan cilalı granitteki doğal radyoaktivite tespit edildi (Al-Zahrani, 2017). Ölçümler gama spektrometresinde yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörü ile yapıldı. Örneklerdeki ^{226}Ra'un ortalama konsantrasyonu 28.82 Bq/kg, ^{232}Th'un 34.83 Bq/kg ve ^{40}K'un 665.08 Bq/kg olarak ölçüldü. Sonuçlar kullanılarak radyasyonun oluşturabileceği tehlikeleri değerlendirmek için kullanılan radyum eşdeğer aktivitesi (Ra_{eq}), gama indeksi, iç ve dış tehlike indeksi, soğurulmuş doz ve yıllık etkin eşdeğer doz gibi standartlar hesaplandı. Hiçbir örneğin radyasyonun oluşturabileceği riskler noktasında sınır değerlerini aşmadığı gözlendi.

3. DENEYSEL ÇALIŞMALAR

3.1. Bölgenin Tanıtılması

Siverek ilçesinin güneyinde Şanlıurfa ili, batısında Adıyaman'ın Kahta ilçesi ve Atatürk Baraj gölü vardır. Kuzeyinde ise Adıyaman'ın Gerger ilçesi ile Diyarbakır'ın Çermik ve Çüngüş ilçeleri bulunur. Doğusunda Diyarbakır, güney doğusunda ise kısa bir sınır ile Mardin ili, Viranşehir ve Hilvan ilçeleri bulunur.

Siverek ilçe merkezi 37.45 kuzey enlem ile 39.19 doğu boylamlarının kesiştiği noktalarda bulunmaktadır. Siverek ilçe merkezinin denizden yüksekliği 801 ile 840 metre arasında değişmektedir. Toplam yüz ölçümü 4314 $km^{2'}$dir. Siverek ilçesi nüfus olarak birçok ilden daha kalabalıktır.



Şekil 3.1. Siverek ilçesi coğrafi konumu (www.nemrut.org.tr)

Siverek ilçesinde Akdeniz, çöl ve karasal iklimin etkileri görülür. Karasal ve çöl ikliminin etkisiyle yazları çok sıcak geçer. Fakat nem oranı yüksek olmadığı için bu sıcaklar boğucu derecelerde hissedilmez. Bu yönüyle Akdeniz ikliminden ayrılır. Kışlar soğuk ve yağışlıdır. Siverek'te çok fazla akarsu yoktur. Ancak kuzeyinden geçen ve Fırat'a kavuşan birkaç çay vardır.

3.2. Materyal

Doğal fon radyasyonuna sebep olan radyoizotopları ve radyoaktivite seviyelerini tespit etmek için birçok radyoanalitik yöntem kullanılır. Alfa ve gama spektrometrisi, sıvı sintilasyon sayımı ve orantılı sayaçlar ile toplam alfa ve beta sayımı gibi yöntemler en çok kullanılan tekniklerdir. Sintilasyon ve yarı iletken dedektörler kullanılarak radyoaktivite konsantrasyonları gama spektrometrik yöntem ile ölçülür. Sintilasyon NaI(Tl) dedektörlerinin verimi yüksek, çözme gücü düşüktür. Yarı iletken (HPGe) dedektörü düşük verimli, yüksek çözme gücüne sahip dedektörlerdir. Gama spektrometrik yöntemle radyokimyasal ayırma işlemine gerek olmadan doğrudan, tahribatsız, hızlı ve farklı radyonüklitler aynı anda ölçülebilmektedir (Gilmore, 2000).

3.3. Alfa ve Beta Sayım Sistemleri

Çevresel radyoaktivite konsantrasyonu ölçümleri için gelişmiş alternatif teknikler olmasına rağmen, genellikle gaz akışlı orantılı detektörlerden faydalanılır. Maliyetlerinin nispeten düşük olması, çabuk sonuç vermeleri ve özgün radyoizotopların değerlendirilmesi için yeterli önbilgiyi sağlamaları bu sistemlerin tercih edilme sebepleri arasındadır. Bu tip alfa ve beta sayıcıları, radyasyonun soğrulduğu ortam ve elektronik sistemler olmak üzere başlıca iki kısımdan oluşur.

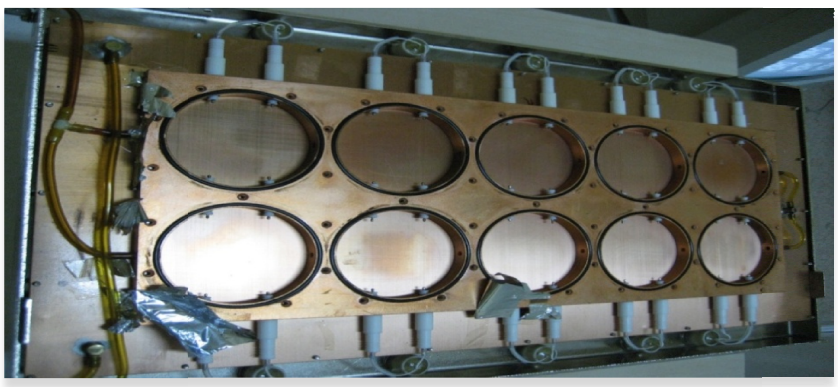
Radyasyonun soğurulacağı ortam için en çok argon, ksenon, izobütan, helyum ve metan gazları kullanılır. Bir tüp, bu gazlardan biri veya ikisinin karışımı ile doldurularak içine iki elektrot konulur. Gaz içinde oluşan elektrik akımı elektronik sistemin devresinde saptanır. Su örneklerinin toplam alfa ve beta aktivite ölçümleri,

su örneklerinden buharlaştırılarak elde edilen belirli miktardaki katı bakiyenin sayım planşetlerine aktarılarak sayım yapılması ile gerçekleştirilir. Yüzey suları, yeraltı suları, içme suları gibi değişik kaynaklardan alınan su örnekleri buharlaştırıldıktan sonra kalan rezidü denilen katı bakiye miktarı ile işlem yapılarak ölçümler yapılır.



Şekil 3.2. LB 770 10-kanal α-β düşük-seviye sayım sistemi

Ölçülecek örnekler içindeki radyoizotop karışımlar bilinmediğinden sayım sisteminin kalibrasyonu ve kullanılacak standart önemlidir. Kalibrasyon kaynakları bilinen miktarlarda çekirdek içerirler. Kalibrasyon için hazırlanan kaynağın sayılacak örneklerin alanı, yoğunluğu, kalınlığı ve aktivite dağılımı ile benzer özellikleri taşıması gerekir. Çevresel örneklerdeki doğal radyoaktivite konsantrasyonları genellikle çok düşük seviyelerdedir. Bu cihazlar çok düşük olan doğal radyoaktivite konsantrasyonu seviyesini (background) yüksek duyarlık ile ölçülmesine imkan vermektedir.



Şekil 3.3. Gaz akışlı orantılı alfa ve beta sayım cihazı

Buharlaştırma sonucu elde edilen rezidü miktarı, self-absorbsiyon denilen olay yüzünden önem kazanmaktadır. Rezidü miktarı fazla ise self-absorbsiyon da yüksek olacak ve kaynaktan çıkan radyasyonun daha az miktarının dedektöre ulaşmasına sebep olacaktır. Geri saçılma (back-scattering) olayı da sayıcının verimini etkileyen diğer bir faktördür. Geri saçılma, radyasyon tipi ve enerjisinin bir fonksiyonudur ve artan atom numarası ile arttar. Geri saçılmanın sebep olabileceği hatalardan kurtulmak için örnek ve standartın aynı fiziksel ve geometrik özelliklere sahip olması gerekir.

3.3.1. Su örneklerinin hazırlanması ve analizi

Su örnekleri 5 litrelik kaplara konularak ölçüm için Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi (ÇNAEM), Radyoaktivite Analiz ve Ölçüm Birimi laboratuarına gönderildi.

Örnekler kaba konulduktan sonra içerisindeki elementlerin partiküller hale gelerek çökelek oluşturmaması ve örnek kabının çeperlerine yapışmaması için nitrik asit ile pH ≤ 2'ye getirilir. Örneklerden öncelikle ne kadar bir hacim gerekli bunu belirlemek için 20 ml alınarak darası alınmış planşetlerde buharlaştırılır, 105 °C'lik etüve transfer edilir ve en az 15 dakika sabit tartıma gelmesi için beklenir ve daha sonra desikatör denilen kurutma kabında oda ısısına getirilerek tartılır. Burada çeker ocakta hot plate üzerinde 500 ml'lik beherlere konarak 60 ºC'de yaklaşık 100 ml kalana dek buharlaştırılır. Kalan kısım darası alınmış 20 cm^3'lük paslanmaz çelik planşetlere azar azar taşmayacak şekilde aktarılır. Su tamamen buharlaşınca planşetler 105 °C' lik etüve transfer edilir ve en az 2 saat sabit tartıma gelmesi için beklenir. Bir desikatörde oda ısısına getirilip hassas terazide tartılır ve rezidü miktarı tayin edilir. Sayımlarda, özellikle alfa sayımlarında rezidü miktarı çok önemlidir. Rezidü miktarı 140 mg'ı geçmemelidir. Aksi takdirde alfa partiküllerinde analiz sonuçlarında hatalara sebep olan self-absorpsiyon oluşmaktadır. Su analizleri LB770-PC 10 kanallı düşük seviyeli alfa-beta sayım sistemi kullanılarak yapıldı.

3.4. Gama Spektrometrik Analizler

Gama spektrometresinde, dedektör kristaline gelen gama ışınlarının enerjisiyle orantılı olarak oluşan pulslar bir önyükselteç ve yükselteçte işlenerek bir sinyal elde edilir. Bu sinyal analog sayısal dönüştürücüde (ADC) sayısal hale getirilir ve çok kanallı analizörün (MCA) hafızasında spektrum olarak kaydedilerek ölçüm yapılır. Bu çalışmadaki gama spektrometrik analizler şekil 3.4'te gösterilen NaI(TI) sintilasyon dedektörü ve elektronik sistemler ile yapıldı.



Şekil 3.4. Sintilasyon dedektörü ve bilgisayar bileşenleri

3.4.1. Toprak ve kaya örneklerin toplanması ve sayıma hazırlanması

Siverek ilçesinin bulunduğu coğrafyanın bütün bölgelerini kapsayacak şekilde ölçüm noktaları belirlendi. Toprak ve kaya örnekleri yerleşim yerlerine yakın, ekim yapılmamış, 10-20 cm derinlikte otsuz alanlardan alındı (Şekil 3.5).

Topraktaki nemi azaltmak ve öğütüp toz haline getirebilmek için örnekler oda sıcaklığında 15 gün kurutulmaya bırakıldı. Örnekler yabancı cisimlerden temizlendi. Kurutulan kaya ve toprak örnekleri öğütüldü (Şekil 3.6).



Şekil 3.5. Siverek ilçesinde örneklerin alındığı noktalar



Şekil 3.6. Örneklerin toz hale getirilmesi

Örnekler toz haline getirildikten sonra etüvde 55-65 ^{0}C'lerde 24 saat kurutulmaya bırakıldı (Şekil 3.7). Bu işlemle ölçüm sonucuna etki edip hataya sebep olabilecek nem tamamen kurutulmuş olmaktadır.



Şekil 3.7. Örneklerin etüvde kurutulması

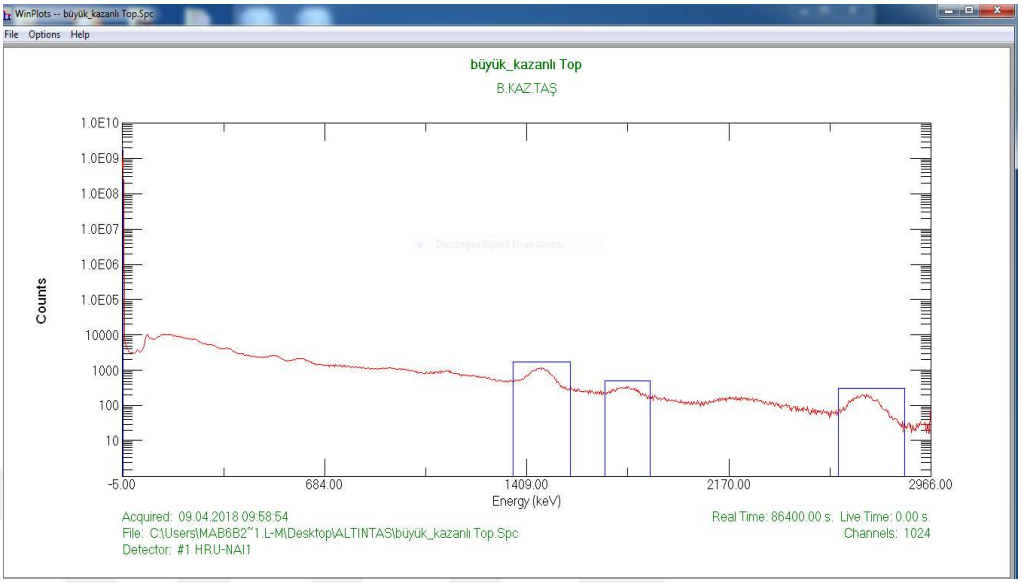
Sonra örnekler darası alınmış ölçüm kaplarına konulup sızdırmazlık sağlayacak şekilde kapatıldı. Sızdırmaz hale getirilen ölçüm kapları ^{226}Ra ve onun ürün çekirdeği olan ^{222}Rn arasındaki kalıcı dengeyi sağlamak için 3 hafta bekletilmeye bırakıldı. Böylece numuneler radyoaktivite ölçme işlemine hazır hâle getirilmiş oldu.

3.4.2. Ölçme işlemi

Plastik kaplarda ölçüme hazır hale getirilen toprak ve kaya örnekleri Harran Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Radyasyon Ölçüm Laboratuarında bulunan ve enerji kalibrasyonu yapılan ORTEC marka NaI(TI) sintilasyon dedektöründe gama-spektrometrik sayım sisteminde her bir örneğin 86400 saniye sayım süresince spektrumu kaydedildi.

Sintilasyon dedektörlerinin enerji çözünürlüğü düşük olduğu için spektrumda birbirine yakın enerjili radyasyonların üst üste çakışma ihtimalinin çok düşük olduğu

pikler seçildi. Seçilen piklerin toplam alanı spektrumda işaretlenip Şekil 3.8'de gösterildiği gibi pik alanı bilgisayar programı yardımıyla hesaplandı.



Şekil 3.8. Gama spektrumunda pik alanı hesaplanması.

Sonra taban sayım alandan çıkartılıp net alan bulundu. Aktivite hesapları aşağıdaki formül yardımıyla yapıldı.

$$\text{Aktivite (A)} = \frac{N\ (Netsayım,\ alan)}{\epsilon\ .\ P_{\gamma}.\ t\ .\ m} \qquad (3.1)$$

Burada,

A : Aktivite (Bq/kg)

N : Net sayım (Net pik alanı)

ϵ : Dedektör Verimi

P_{γ} : Yayınlanma olasılığı (%)

t : Sayım süresi (s)

m : Örneğin kütlesi (kg)

dir.

Toprak örneklerinde bulunan ^{238}U ve ^{232}Th'ye ait radyoaktivite değerleri, bu radyonüklitlerin bozunum ürünleri olan doğal radyonüklitlerin gama spektrumu piklerinden hareketle tayin edilmektedir. ^{238}U'e ilişkin radyoaktivite konsantrasyonu belirlenirken bozunum serisi içinde yer alan ^{214}Bi'ün 1764 keV enerjili pikinden yararlanılmıştır. ^{232}Th'nin radyoaktivite konsantrasyonu bulunurken de bu serideki ^{208}TI'un 2614 KeV enerjili piki alınmıştır. Örneklerde ayrıca ^{40}K'ın 1461 keV enerjideki pikinden yararlanılarak bu radyonüklite ait radyoaktivite konsantrasyon değeri belirlenmiştir.

3.4.3. Ölçmede hata

Çevresel radyasyon ölçümlerinde hata veya belirsizliğe çeşitli kaynaklar sebep olabilir. Başlıca belirsizlik sebepleri net sayım işlemlerinde, dedektör veriminden, gama ışını yayınlama olasılığından, düzeltme faktörlerinden ve kütle ölçümlerinden kaynaklanabilir.

Spektrumdaki net sayım alanı bulunurken örnek ile elde edilen dolu sayımdan boş sayımlar çıkarılır (Denklem 3.2).

$$N_{net} = N_{dolu} - N_{boş} \tag{3.2}$$

Net sayımdaki belirsizlik her bir sayımdaki belirsizliklerin toplamı ile bulunur. Dolu sayımdaki belirsizlik $\sigma_{N_{dolu}}$ ve boş sayımdaki belirsizlik $\sigma_{N_{boş}}$ ise net sayımdaki belirsizlik $\sigma_{N_{net}}$, Denklem 3.3'de verilen ifade ile bulunur.

$$\sigma_{Net} = \sqrt{(\sigma_{N_{dolu}})^2 + (\sigma_{N_{boş}})^2} \tag{3.3}$$

Aktivite hesabı Denklem 3.1 ile verildiğinden belirsizlik, bütün değişkenlerin orantısal hatalarının toplamı ile bulunur. σ_A aktivite hesabındaki belirsizlik; $\sigma_{N_{net}}$net sayımdaki belirsizlik, σ_{P_γ} gama fotonu yayınlama olasılığındaki belirsizlik, σ_ε

dedektör verimindeki belirsizlik, σ_m örneklerin kütlesinin ölçümündeki belirsizlik olmak üzere σ_A,

$$\frac{\sigma_A}{A} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_{N_{net}}}{N_{net}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{P_\gamma}}{P_\gamma}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_\varepsilon}{\varepsilon}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_m}{m}\right)^2} \quad (3.4)$$

ile hesaplanabilir. Burada A her örnek için bulunan aktivite değeridir.

3.4.4. Ölçülebilen en küçük aktivite (MDA)

MDA güvenilir belirli bir seviyede ölçülebilen veya değerlendirilebilen aktivite değeridir. MDA değeri sayım cihazına, sayım zamanına ve arkafon sayım oranına bağlıdır. Tek bir örneğin karakteristik değeri değildir. Nükleer sayım programlarında kapsam faktörü % 95 güvenilirlik seviyesinde 1.645 olarak alınır (Bethany, 2011). MDA değerinin hesaplanması çevresel radyoaktivite ölçümlerinin geçerliliği ve doğruluğu için önemlidir (Hwang, 1992). Bir sayım cihazında elde edilen aktivite değerinin geçerli olabilmesi için MDA değerinden yüksek olması gerekir. Bu çalışmada MDA değerlerinin hesaplamasında aşağıda verilen Denklem 3.5 (Gezer, 2011) kullanılmıştır.

$$\text{MDA} = \frac{1.645 \,.\, \sigma_{Nb}}{\varepsilon . P_\gamma . t . m} \quad (3.5)$$

Burada MDA ölçülebilen en küçük aktvite, σ_{Nb} ilgilenilen fotopiklerin arkafondaki standart sapması veya her bir fotopikteki net sayım değerlerinin karekökü, ε dedektörün verimi, P_γ yayınlama olasılığı, t ölçme zamanı ve m örneğin kütlesidir. Bu çalışmada elde edilen bütün aktivite değerleri MDA değerinden büyük çıkmıştır.

4. BULGULAR ve TARTIŞMA

Bu çalışmada Siverek ilçesinin çeşitli bölgelerinden alınan 20 adet toprak, kaya ve su örneklerinin doğal radyoaktivite konsantrasyonları belirlendi. Su örneklerinin aktiviteleri Gaz Akışlı Orantılı Sayım Cihazında alfa-beta sayım sistemi kullanılarak tespit edildi. Toprak ve kaya örneklerinin ölçümü NaI(TI) sintilasyon dedektörü ile gama spektrometrik sayım sisteminde yapıldı.

4.1. Toprak ve Kaya Örneklerinde Belirlenen Doğal Radyasyon Seviyeleri

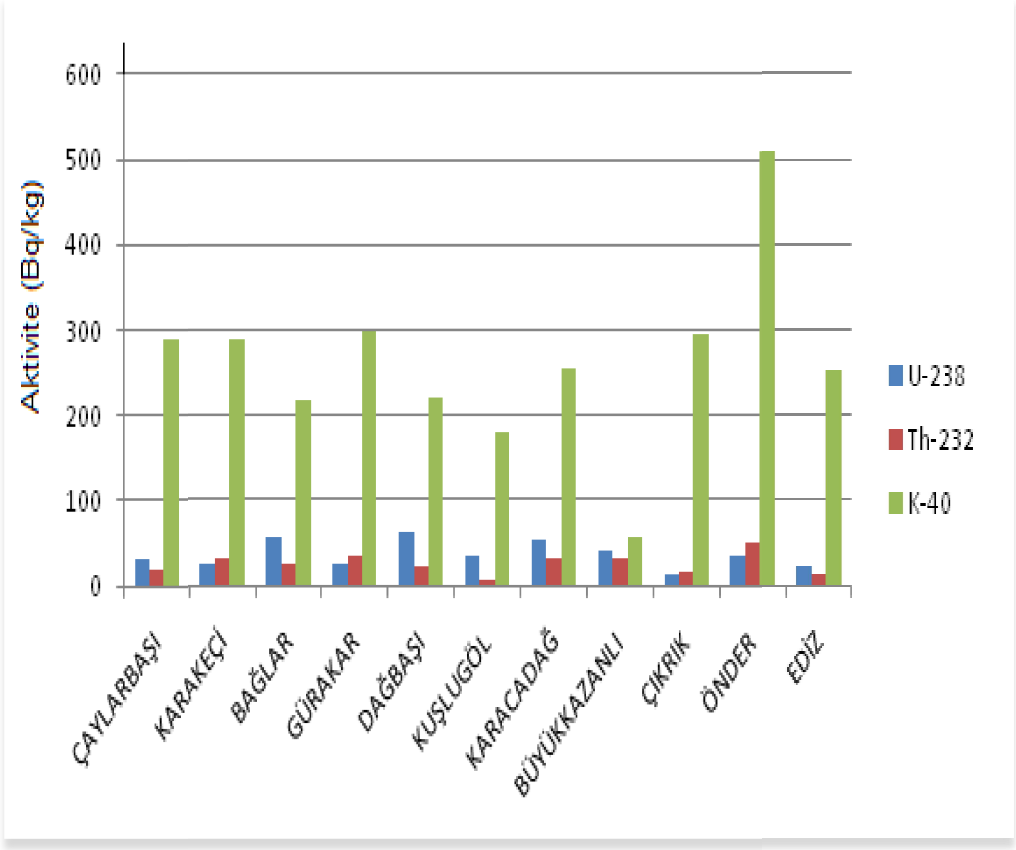
Toprak ve kaya örneklerinin radyoaktivite konsantrasyonları, enerji kalibrasyonu yapılan NaI(TI) sintilasyon dedektöründe gama spektrometrik sayım sisteminde her bir örneğin 86400 saniye sayım süresince spektrumu kaydedilerek ölçüldü. Toprak örneklerinde bulunan radyonüklitlerin gama enerjilerine göre dağılımları ve radyoaktivite konsantrasyonları Çizelge 4.1 ve Şekil 4.1'de Bq/kg cinsinden verilmiştir.

Toprak ve kaya örneklerinde bulunan ^{238}U ve ^{232}Th'ye ait radyoaktivite konsantrasyonları, bu radyonüklitlerin bozunma ürünleri olan doğal radyonüklitler yardımıyla tayin edilmektedir. Aktivite hesabında iki yöntem kullanılır; ya bozunum ürünlerinin ortalama aktiviteleri ya da en yüksek bolluğa sahip bozunum ürününün aktivitesi, ^{238}U ve ^{232}Th'nin aktivitesi olarak alınır. ^{214}Bi radyonükliti, ^{238}U'in bozunum ürünüdür ve yarıömrü 19,9 dakikadır. Farklı enerjilerde birçok piki vardır. 609.31 keV, 1120.29 keV, 1238.11 keV ve 1764.49 keV'deki piklerinin bollukları sırasıyla % 45.49; %14.91; % 5.83 ve % 15.28 dir. ^{208}Tl radyonükliti ^{232}Th'nin bozunum ürünü olup yarıömrü 3.05 dakikadır. 277.37 keV; 583.19 keV; 860.56 keV ve 2614.51 keV'de pikleri vardır. Bollukları sırasıyla % 2.37; % 30.6; % 4.48 ve % 35.85'dir.

Çizelge 4.1. Toprak örneklerinde elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları

No	Yer Adı	U-238 (Bq/kg)	Th-232 (Bq/kg)	K-40 (Bq/kg)
1	ÇAYLARBAŞI	29.77 ± 4.71	17.88 ± 1.80	288.02 ± 24.99
2	KARAKEÇİ	26.32 ± 4.12	30.81 ± 3.35	288.54 ± 25.25
3	BAĞLAR	56.62 ± 8.90	24.45 ± 2.43	218.49 ± 19.09
4	GÜRAKAR	26.14 ± 4.23	35.08 ± 3.46	298.86 ± 26.09
5	DAĞBAŞI	63.46 ± 9.45	22.06 ± 2.24	221.52 ± 19.29
6	KUŞLUGÖL	34.94 ± 5.48	6.96 ± 1.19	180.00 ± 15.65
7	KARACADAĞ	51.94 ± 7.84	31.44 ± 3.14	254.66 ± 22.13
8	BÜYÜKKAZANLI	40.49 ± 3.20	32.21 ± 6.55	112.61 ± 9.97
9	ÇIKRIK	12.33 ± 2.00	15.00 ± 1.49	296.12 ± 25.78
10	ÖNDER	35.83 ± 5.44	50.86 ± 4.91	507.82 ± 43.65
11	EDİZ	20.93 ± 3.23	12.50 ± 1.24	250.18 ± 21.57
	Genel ortalama	36.26	25.39	259.93
	Dünya ortalaması (UNSCEAR 2000)	35	30	400

Bu çalışmada aktivite konsantrasyonları hesaplanırken yüksek bolluğa sahip ve sintilasyon dedektörlerinin çözünürlüğü düşük olduğu için spektrumda diğer enerji piklerinden kolayca ayırt edilebilen enerjideki pikler seçildi. ^{238}U'ün aktivite konsantrasyonu hesabında bozunum ürünü olan ^{214}Bi radyonüklidinin 1764.49 keV'deki ve % 15.28 bolluğa sahip enerjideki piki kullanıldı. Spektrumda bu enerji pikinin diğer piklerle çakışma ihtimali düşüktür. Dedektörün enerji kalibrasyonu yapılarak bu pikin denk geldiği kanal numaraları tespit edildi. ^{232}Th'un aktivite konsantrasyonu hesabında bozunum ürünü olan ^{208}Tl radyonüklidinin 2614.51 keV ve % 35.85 bolluğa sahip enerjideki piki kullanıldı.



Şekil 4.1. Toprak örneklerinde elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları grafiği

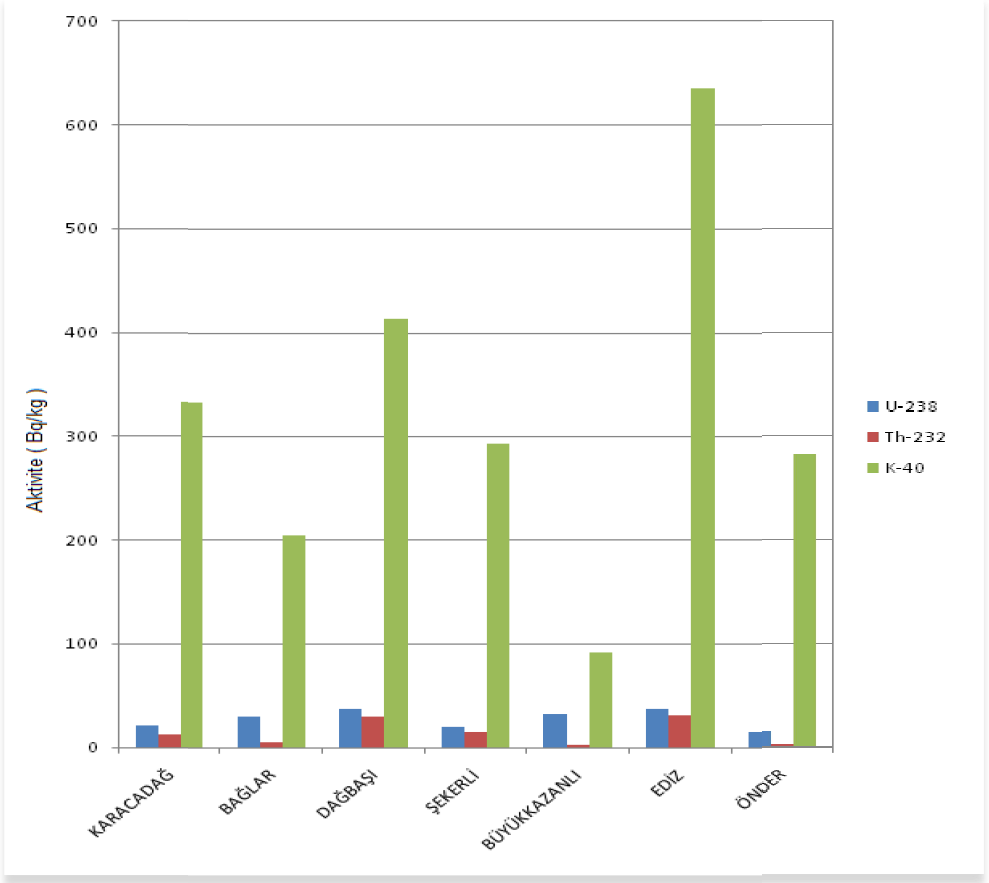
^{40}K bozunum serilerine ait olmayıp doğada tek başına ve toprakta oldukça yüksek konsantrasyonlarda bulunmaktadır. Yarıömrü 1.28×10^{9} yıldır, 1460.82 keV'de %10.66 bollukta bir piki vardır. ^{40}K'un aktivite konsantrasyonu hesabında spektrumda diğer piklerden kolayca ayırt edilebilen 1460.82 keV'deki bu pik seçildi. Kaya örneklerinde bulunan radyonüklitlerin gama enerjilerine göre dağılımları ve radyoaktivite konsantrasyonları Çizelge 4.2'de Bq/kg cinsinden verilmiştir.

UNSCEAR 2000 raporunda, ^{238}U aktivitesinin dünya ortalaması 35 Bq/kg olarak; ^{232}Th aktivitesinin dünya ortalaması 30 Bq/kg olarak ve ^{40}K aktivitesinin dünya ortalaması ise 400 Bq/kg olarak yayınlanmıştır.

Çizelge 4.2. Kaya örneklerinde elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları

No	Yer Adı	U-238 (Bq/kg)	Th-232 (Bq/kg)	K-40 (Bq/kg)
1	KARACADAĞ	20.72 ± 3.22	11.89 ± 1.19	333.23 ± 28.70
2	BAĞLAR	29.87 ± 4.69	5.64 ± 0.57	204.03 ± 17.86
3	DAĞBAŞI	36.70 ± 5.65	29.25 ± 2.90	413.61 ± 35.78
4	ŞEKERLİ	20.18 ± 3.33	15.48 ± 1.57	293.01 ± 25.48
5	BÜYÜKKAZANLI	32.25 ± 4.99	2.91 ± 0.29	91.54 ± 8.09
6	EDİZ	37.77 ± 5.68	31.28 ± 3.05	635.43 ± 54.51
7	ÖNDER	14.50 ± 2.23	2.40 ± 0.26	281.92 ± 24.36
	Genel ortalama	27.43	14.12	321.82
	Dünya ortalaması (UNSCEAR 2000)	35	30	400

Toprak örneklerindeki ^{238}U'un en yüksek aktivite konsantrasyonu Dağbaşı mahallesinde (63.46 ± 9.45 Bq/kg) ve en düşük aktivite Çıkrık mahallesinde (12.33 ± 2.00 Bq/kg) ölçüldü. Bütün topraklardan alınan ^{238}U örneklerinin ortalaması ise 36.26 Bq/kg olarak bulundu. Bu ortalama değer dünya ortalamasının biraz üstündedir. Kaya örneklerindeki ^{238}U'un en yüksek konsantrasyonu Ediz mahallesinde (37.77 ± 5.68 Bq/kg) ve en düşük konsantrasyon Önder mahallesinde (14.50 ± 2.23 Bq/kg) ölçüldü. Bütün kaya örneklerinin ^{238}U aktivite konsantrasyonu ortalaması ise 27.43 Bq/kg olarak bulundu. Bulunan bu değer dünya ortalamasının altındadır.



Şekil 4.2. Kaya örneklerinde elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları grafiği

Toprak örneklerindeki ^{232}Th'un en yüksek aktivite konsantrasyonu Önder mahallesinde (50.86 ± 4.91 Bq/kg) ve en düşük aktivite Kuşlugöl mahallesinde (6.96 ± 1.19 Bq/kg) ölçüldü. Bütün toprak örneklerindeki ^{232}Th'un aktivite yoğunluk ortalaması 25.39 Bq/kg olarak bulundu. Bulunan bu değer 30 Bq/kg olan dünya ortalamasının altındadır. Kaya örneklerindeki ^{232}Th'un en yüksek konsantrasyonu Ediz mahallesinde (31.28 ± 3.05 Bq/kg) ve en düşük aktivite Önder mahallesinde (2.40 ± 0.26 Bq/kg) ölçüldü. Kaya örneklerindeki ^{232}Th'un aktivite ortalaması ise 14.12 Bq/kg olarak bulundu. Bu değer dünya ortalamasının altındadır.

Toprak örneklerindeki ^{40}K'un en yüksek değeri Önder mahallesinde (507.82 ± 43.65 Bq/kg) ve en düşük değer Büyükkazanlı mahallesinde (112.61 ± 9.97 Bq/kg) ölçüldü. Bütün toprak örneklerindeki ortalama değer ise 259.93 Bq/kg olarak bulundu. Bu değer 400 Bq/kg olan dünya ortalamasının altındadır. Kaya örneklerindeki ^{40}K'un en yüksek değeri Ediz mahallesinde (635.43 ± 54.51 Bq/kg)

ve en düşük değer Büyükkazanlı mahallesinde (91.54 ± 8.09 Bq/kg) ölçüldü. Kaya örnekleri için ortalama değer dünya ortalaması olan 400 Bq/kg'ın altında 321.82 Bq/kg olarak ölçüldü.

4.2. Su Örneklerine İlişkin Alınan Deney Sonuçları

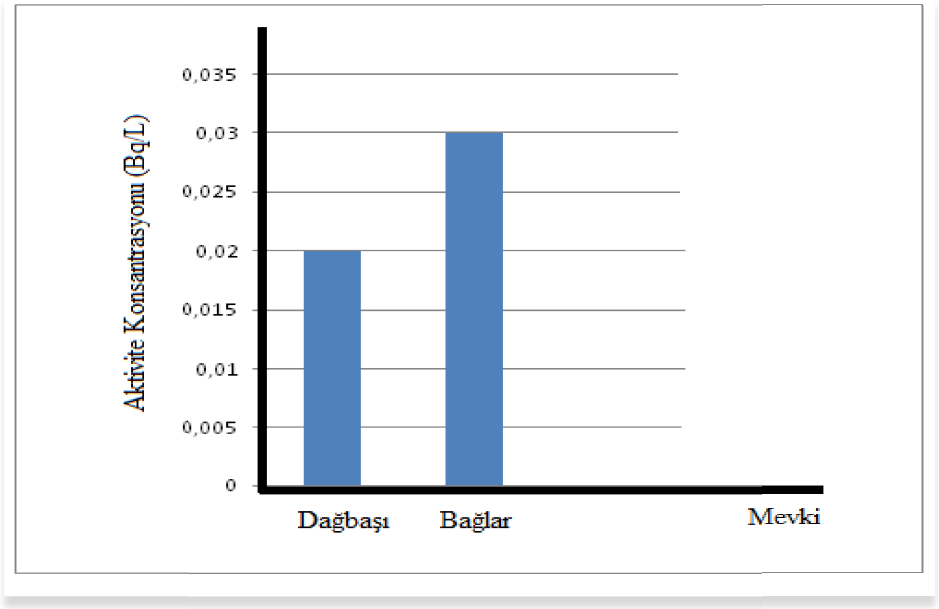
Siverek ilçesinin Dağbaşı ve Bağlar mahallelerinden alınan su örneklerinin toplam alfa-beta radyoaktivite seviyeleri ölçümü ÇNAEM laboratuarında LB770-PC 10 kanallı düşük seviyeli alfa-beta sayım sistemi kullanılarak yapıldı.

Dağbaşı ve Bağlar mahallesinden iki su örneğinin toplam alfa aktivite konsantrasyonları 0.02 ± 0.01 Bq/L ve 0.03 ± 0.01 Bq/L olarak bulundu. Bu değerler WHO'nun içme suları için tavsiye ettiği, alfa radyoaktivitesi üst limiti olan 0.1 Bq/L değerinin altındadır. Toplam beta aktivite değerleri 0.06 ± 0.02 ve 0.22 ± 0.03 olarak ölçüldü. Çizelge 4.3'de toplam alfa radyoaktivite konsantrasyonları verilmiştir.

Çizelge 4.3. Su örneklerinden elde edilen toplam alfa radyoaktivite konsantrasyonu

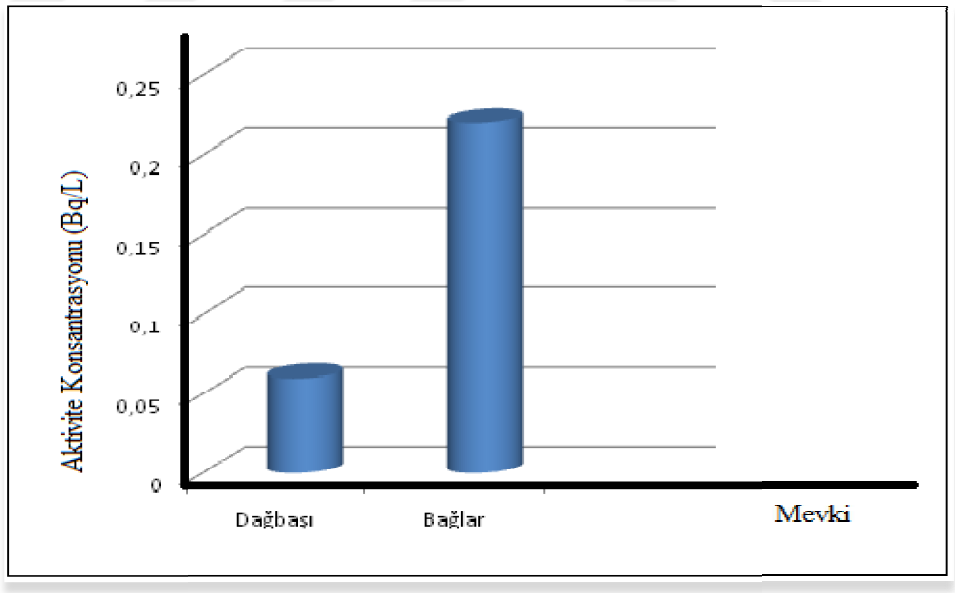
Örneğin Alındığı Yer	**Toplam Alfa Aktivite Konsantrasyonu (Bq/L) (WHO, Üst limit: 0.1 Bq/L)**	**Ölçülebilen Minimum Değer**
Dağbaşı Mahallesi	0.02 ± 0,01	0.01
Bağlar Mahallesi	0.03 ± 0,01	0.01

Şekil 4.3'de elde edilen toplam alfa radyoaktivite konsantrasyonları grafik halinde verilmiştir.



Şekil 4.3. Toplam alfa radyoaktivite konsantrasyonları grafiği

Şekil 4.4'de su örneklerinden elde edilen toplam beta radyoaktivite konsantrasyonları grafiği verilmiştir.



Şekil 4.4. Toplam beta radyoaktivite konsantrasyonları grafiği

Su örneklerinden elde edilen toplam beta radyoaktivite konsantrasyonları Çizelge 4.4'de verilmiştir.

Çizelge 4.4. Toplam beta radyoaktivite konsantrasyonları

Örneğin Alındığı Yer	**Toplam Beta Aktivite Konsantrasyonu (Bq/L) (WHO, Üst limit: 1 Bq/L)**	**Ölçülebilen Minimum Değer**
Dağbaşı Mahallesi	0.06 ± 0,02	0.02
Bağlar Mahallesi	0.22 ± 0,03	0.02

Ölçüm sonuçlarına bakıldığında beta radyoaktivite konsantrasyonun, WHO'nun içme suları için belirlediği üst limit değeri olan 1 Bq/L değerini aşmadığı gözlenmektedir. WHO 'nun içme suları için tavsiye ettiği, alfa radyoaktivitesi üst limiti olan 0.1 Bq/L sınırını da aşan bir durum bulunmamaktadır.

Çizelge 4.5. Önceki çalışmalardan elde edilen bazı ortalama aktivite değerleri

No	**Yer Adı**	**U-238 (Bq/kg)**	**Th-232 (Bq/kg)**	**K-40 (Bq/kg)**
1	Şanlıurfa, tüm ilçeler (Toprak)	20.8	24.95	298.6
2	Türkiye, çimento yapım malzemelerinde	40.5	26.1	267.1
3	Nijer Deltası, Biseni (Toprak)	20.0	20.0	180.0
4	Van, Erçek Gölü havzası (Toprak)	18.9	27.2	524.0
5	Mısır, Marsa Alam bölgesi (Toprak)	18.45	16.78	234.47
6	Suudi Arabistan, cilalı granit	28.82	34.83	665.08
7	Kastamonu (Toprak)	32.93	27.17	431.43
	Siverek (Toprak)	27.43	14.12	321.82
	Dünya ortalaması (UNSCEAR 2000)	35	30	400

4.3. Havadaki Soğurulmuş Doz Hızı (D)

Havadaki soğurulmuş doz hızı ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin doğal aktivite konsantrasyonuna bağlıdır. Karasal radyonüklitler gama radyasyonuna en büyük katkıyı yapar. Karasal gama radyasyonu ile doğal radyonüklitlerin konsantrasyonları arasında doğrudan bir ilişki vardır. Eğer radyonüklitlerin aktiviteleri bilinse, UNSCEAR (1988) tarafından önerilen formülü kullanarak, yerden 1 metre yukarıda maruz kalınan havadaki doz hızı hesaplanabilir.

$$D(nGy/saat) = 0.427\ A_U + 0.662\ A_{Th} + 0.0432\ A_K \quad (4.1)$$

Burada, D yerden 1 metre yukarıda soğrulan doz hızı; A_U, A_{Th} ve A_K sırasıyla ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K'nın aktivite konsantrasyonlarıdır. ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K'nın dönüşüm faktörleri her Bq/kg için sırasıyla 0.427; 0.662 ve 0.042 nGy/saat'dir (UNSCEAR, 1988). Bu formüle göre çalışma bölgelerinden alınan örneklerden elde edilen sonuçlar Çizelge 4.6'da verilmiştir. Havada soğurulmuş en yüksek doz hızı Önder mahallesinde 70.91 (nGy/saat) ve en düşük değer Çıkrık mahallesinde (27.99 nGy/saat) ölçüldü. Tüm örnekler için Siverek ilçesinde havada soğurulmuş doz hızının ortalaması 44 nGy/saat olarak bulundu. Elde edilen havadaki soğurulmuş doz hızı değeri 2000 yılında UNSCEAR raporunda dünya nüfus ağırlıklı ortalaması olarak yayınlanan 60 nGy/saat değerinden düşüktür.

4.4. Radyum Eşdeğer Aktivitesi (Ra_{eq}) ve Dış Tehlike Endeksi (Hex)

Radyum eşdeğer aktivitesi (Ra_{eq}), risk indeksinde geniş bir şekilde kullanır. Ra_{eq}, Beretka ve Mathew (1985) tarafından verilen formül kullanılarak hesaplanır. ^{226}Ra'nın 370 Bq/kg'lık aktivitesi, ^{232}Th'nin 259 Bq/kg'lık aktivitesi ve ^{40}K'nın 4810 Bq/kg'lık aktivitesinin aynı gama doz hızını ürettiği kabul edilir (Kurnaz ve ark., 2007). Bu çalışmada spektrumda ölçülen ^{238}U radyoaktivite konsantrasyonları, ^{226}Ra radyonükliti ^{238}U'in bozunum serisi içinde olduğundan ^{226}Ra'nın konsantrasyonu olarak alınabilir.

$$Ra_{eq} = A_{Ra} + 1.43\ A_{Th} + 0.077\ A_K \quad (4.2)$$

Burada A_{Ra}, A_{Th} ve A_K sırasıyla ^{226}Ra, ^{232}Th ve ^{40}K'nın Bq/kg biriminde aktivite konsantrasyonlarıdır. Bütün örnekler için elde edilen radyum eşdeğer aktiviteleri Çizelge 4.6'da verilmiştir.

Dış tehlike endeksi (Hex), Krieger (1981) tarafından önerilen model kullanılarak hesaplanır (Kurnaz ve ark., 2007).

$$Hex = A_{Ra}/370 + A_{Th}/259 + A_K/4810 \leq 1 \quad (4.3)$$

Burada A_{Ra}, A_{Th} ve A_K sırasıyla ^{226}Ra, ^{232}Th ve ^{40}K'nın Bq/kg biriminde aktivite konsantrasyonlarıdır. Dış tehlike endeksi 1'den küçük olmalıdır. Çizelge 4.6'da görüldüğü gibi bütün örnekler için dış tehlike endeksi 1'den küçük çıkmıştır.

4.5. Yıllık Etkin Doz Eşdeğeri

Havadaki soğurulan dozun etkin doza dönüşüm katsayısı ve bina dışı meşguliyet faktörü dikkate alınarak yıllık etkin doz eşdeğeri hesaplanır. UNSCEAR (2000) raporlarında, yetişkinler için havadaki soğurulan dozun, etkin doza dönüşüm katsayısı olarak 0.7 Sv/Gy değeri ve bina dışı meşguliyet faktörü olarak 0.2 değeri kullanılır. Yıllık etkin doz eşdeğeri Denklem 4.4 ile hesaplanır (Kurnaz ve ark., 2007).

$$YEDE\ (\mu Sv/yıl) = D(nGy/h) \times 8760(saat/yıl) \times 0.2 \times 0.7(Sv/Gy) \times 10^{-3} \quad (4.4)$$

Bütün örnekler için elde edilen yıllık etkin doz eşdeğerleri Çizelge 4.6'da verilmiştir.

Çizelge 4.6'da görüldüğü gibi en yüksek ve UNSCEAR 2000 raporunda Dünya ortalaması olarak ifade edilen 60 nGy/saat değerinden yüksek Doz Hızı 70.91 nGy/saat olarak Önder mahallesinde ölçüldü. Siverek ilçesi ortalaması ise 44

nGy/saat ölçüldü. Risk değerlendirilmesinde kullanılan Radyum Eşdeğer Aktiviteleri yapı malzemeleri için sınır değer olan 370 Bq/kg'dan küçük çıkmıştır. Bütün Dış Tehlike Endeksleri sınır değer olan 1'den küçük çıkmıştır. Yıllık Etkin Doz Eşdeğerleri olarak da sınır değerleri aşılmamıştır.

Çizelge 4.6. Toprak örneklerinden elde edilen doz hızı, $Ra_{eq,}$ H_{ex} ve YEDE değerleri

No	**Yer Adı**	**Havadaki Soğurulmuş Doz Hızı (nGy/saat)** **(UNSCEAR 2000, Dünya ortalaması 60 nGy/saat)**	**Ra_{eq} : Radyum eşdeğer aktivitesi (Bq/kg)** **(≤ 370 Bq/kg olmalı)**	**H_{ex} : Dış tehlike endeksi,** **(≤ 1 olmalıdır)**	**YEDE (µSv/yıl)** **(TAEK önerilen ≤ 5 mSv olmalı)**
1	ÇAYLARBAŞI	36.99	77.52	0.21	45.36
2	KARAKEÇİ	46.08	96.85	0.26	56.52
3	BAĞLAR	49.80	108,41	0.30	61.08
4	GÜRAKAR	47.30	99.32	0.27	57.99
5	DAĞBAŞI	51.27	112.06	0.30	62.88
6	KUŞLUGÖL	30.63	65.95	0.18	37.57
7	KARACADAĞ	53.99	116.51	0.32	66.22
8	BÜYÜKKAZANLI	40.99	90.79	0.24	50.27
9	ÇIKRIK	27.99	56.58	0.15	34.32
10	ÖNDER	70.91	147.66	0.40	86.96
11	EDİZ	28.02	58.07	0.16	34.36
	Genel ortalama	44			

5. SONUÇLAR ve ÖNERİLER

Bu tez çalışmasında Siverek ilçesinin doğal radyoaktivite seviyesinin belirlenmesi için deneysel çalışma ve araştırmalar yapıldı. Elde edilen sonuçlar daha önce yapılan çalışmalar ile ve uluslararası kuruluşların insan sağlığı açısından belirledikleri sınır değerleri ile karşılaştırıldı.

Dağbaşı ve Bağlar mahallesinden iki su örneğinin toplam alfa-beta radyoaktivite seviyeleri ölçüldü. Toplam alfa aktivite konsantrasyonları 0.02 ± 0.01 Bq/L ve 0.03 ± 0.01 Bq/L olarak bulundu. Bu değerler WHO'nun içme suları için tavsiye ettiği, alfa radyoaktivitesi üst limiti olan 0.1 Bq/L değerinin altındadır. Toplam beta aktivite değerleri 0.06 ± 0.02 ve 0.22 ± 0.03 olarak ölçüldü. Beta radyoaktivite konsantrasyonları, WHO'nun içme suları için belirlediği üst limit değeri olan 1 Bq/L değerini aşmamaktadır. Bulunan sonuçlara bakıldığında içme sularında toplam alfa-beta radyoaktivite konsantrasyonunu sınır değerlerinin üstüne çıkaracak anormal bir gelişme ve sürecin oluşmadığı yargısına varılabilir.

Yapılan bir çalışmada Şanlıurfa ilinin çeşitli bölgelerinde alınan su örneklerinin toplam alfa ve toplam beta radyoaktivite konsantrasyonları ölçüldü. Siverek ilçesinden alınan bir su örneğinin toplam alfa aktivite konsantrasyonu 0.0199 ± 0.0038 Bq/L olarak ölçülmüş. Bu değer bu çalışmada elde edilen değerlerle paralellik göstermektedir. Başka bir çalışmada Edirne ilinin çeşitli bölgelerinden alınan 10 su örneğinin toplam alfa-beta radyoaktivite konsantrasyonları 0.085 ± 0.021 Bq/L ile 0.702 ± 0.060 Bq/L değerleri arasında bulunmuştur. Bazı bölgelerdeki değerler belirtilen sınır değerinin üstünde çıkmıştır.

Bu çalışmada Siverek ilçesinde farklı bölgelerden 11 adet toprak örneği ve 7 adet kaya örneğinin radyoaktivite konsantrasyonları gama-spektroskopik sayım sisteminde ölçüldü ve dış gama radyasyonuna katkıları bakımından değerlendirmeleri yapıldı. Bütün örneklerde ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerin

aktivite konsantrasyonları gama spektroskopik sistemde bu radyonüklitlerin bozunma ürünleri olan doğal radyonüklitler yardımıyla tespit edildi.

UNSCEAR 2000 raporunda, ^{238}U aktivitesinin dünya ortalaması 35 Bq/kg olarak; ^{232}Th aktivitesinin dünya ortalaması 30 Bq/kg olarak ve ^{40}K aktivitesinin dünya ortalaması ise 400 Bq/kg olarak yayınlanmıştır.

^{238}U'un toprak örneklerindeki en yüksek aktivite konsantrasyonu Dağbaşı mahallesinde 63.46 ± 9.45 Bq/kg ve en düşük aktivite Çıkrık mahallesinde 12.33 ± 2.0 ölçüldü. Topraktan alınan bütün ^{238}U örneklerinin ortalaması ise 36.26 Bq/kg olarak bulundu. Bu ortalama dünya ortalamasının çok az üstündedir.

Kaya örneklerindeki ^{238}U'un en yüksek konsantrasyonu Ediz mahallesinde 37.77 ± 5.68 Bq/kg ve en düşük konsantrasyon Önder mahallesinde 14.50 ± 2.23 Bq/kg ölçüldü. Bütün kaya örneklerinin ^{238}U aktivite konsantrasyonu ortalaması ise 27.43 Bq/kg olarak bulundu. Bulunan bu değer dünya ortalamasının altındadır.

^{232}Th'un toprak örneklerindeki en yüksek aktivite konsantrasyonu Önder mahallesinde 50.86 ± 4.91 Bq/kg ve en düşük aktivite Kuşlugöl mahallesinde 6,96 ± 1.19 Bq/kg ölçüldü. Bütün toprak örneklerindeki ^{232}Th'un aktivite yoğunluk ortalaması 25.39 Bq/kg olarak bulundu. Bulunan bu değer 30 Bq/kg olan dünya ortalamasının altındadır.

^{232}Th'un kaya örneklerindeki en yüksek konsantrasyonu Ediz mahallesinde 31.28 ± 3.05 Bq/kg ve en düşük aktivite Önder mahallesinde 2.40 ± 0.26 Bq/kg ölçüldü. Kaya örneklerindeki ^{232}Th'un aktivite ortalaması ise 14.12 Bq/kg olarak bulundu. Bu değer dünya ortalamasının altındadır.

^{40}K'un toprak örneklerindeki en yüksek değeri Önder mahallesinde 507.82 ± 43.65 Bq/kg ve en düşük değer Büyükkazanlı mahallesinde 55.03 ± 9.97 Bq/kg ölçüldü. Bütün toprak örneklerdeki ortalama değer ise 259,93 Bq/kg olarak bulundu. Bu değer 400 Bq/kg olan dünya ortalamasının altındadır.

Kaya örneklerindeki ^{40}K'un en yüksek değeri Ediz mahallesinde 635.43 ± 54.51 Bq/kg ve en düşük değer Büyükkazanlı mahallesinde 91.54 ± 8.09 Bq/kg ölçüldü. Kaya örnekleri için ortalama değer 321,82 Bq/kg olarak ölçüldü.

Radyasyonun insan sağlığına etkileri açısında değerlendirilmesinde kullanılan genel ölçütlerden biri Havadaki Soğurulmuş Doz Hızı (D)'dır. Havadaki soğurulan doz hızı büyük oranda ^{238}U, ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin doğal aktivite konsantrasyonuna bağlıdır. Karasal gama radyasyonu ve radyonüklit konsantrasyonu arasında doğrudan bir bağlantı vardır ve gama radyasyonuna en büyük katkı, karasal radyonüklitlerden gelir. Eğer radyonüklit aktivitesi bilinirse yerden 1 metre yukarıda maruz kalınan havadaki doz hızı hesaplanabilir.

Havada soğurulmuş en yüksek doz hızı Önder mahallesinde 70.91 nGy/saat olarak ölçüldü. Bu değer UNSCEAR 2000 raporunda dünya ortalaması olarak yayınlanan 60 nGy/saat değerinin üstünde elde edilen tek sonuçtur. Diğer bölgelerde bulunan sonuçlar bu değerin altında ölçüldü. En düşük değer ise Çıkrık mahallesinde 27.99 nGy/saat ölçüldü. Buna göre Siverek ilçesinde havada soğurulmuş doz hızının ortalaması dünya ortalaması olan 60 nGy/saat değerinin altında 44 nGy/saat olarak bulundu.

Radyum eşdeğer aktivitesi (Ra_{eq}), risk indeksinde geniş bir şekilde kullanır. ^{226}Ra'nın 370 Bq/kg'lık aktivitesi, ^{232}Th'nin 259 Bq/kg'lık aktivitesi ve ^{40}K'nın 4810 Bq/kg'lık aktivitesinin aynı gama doz hızını ürettiği farz edilir.

Dış tehlike endeksi (Hex), Krieger (1981) tarafından önerilen model kullanılarak hesaplanır. Dış tehlike endeksi 1'den küçük olmalıdır. Bu çalışmada bütün örnekler için dış tehlike endeksi 1'den küçük çıkmıştır.

TAEK tarafından radyasyon çalışanları için müsaade edilen doz sınırı; birbirini takip eden beş yılın ortalaması 20 mSv'i geçmeyecek şekilde yıllık en fazla 50 mSv'i, toplum üyesi diğer kişiler için ise 1 mSv'i geçmeyecek şekilde belirlenmiştir. Bu çalışmada en düşük Yıllık Etkin Doz Eşdeğeri Kuşlugöl mahallesinde 37.57

µSv/yıl olarak ve en yüksek doz 86.96 µSv/yıl olarak Önder mahallesinde ölçüldü. Bu değerler TAEK tarafından belirtilen yıllık 1 mSv değerinden küçüktür.

KAYNAKLAR

AGBALAGBA, E.O. and ONOJA, R.A., 2011. Evaluation of natural radioactivity in soil, sediment and water samples of Niger Delta (Biseni) flood plain lakes, Nigeria. Journal of Environmental Radioactivity, 102: 667- 671.

AKKOYUN, S., 2006. Uzayda gama ışını ölçümleri-bir Geant simülasyonu. Ankara Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, Ankara, 58s.

AL-ZAHRANI, J. H., 2017. Estimation of natural radioactivity in local and imported polished granite used as building materials in Saudi Arabia. Journal of Radiation Research and Applied Sciences, 10: 241-245.

BAKKAL, S., 2012. Kilis ili toprak örneklerinde ^{238}U, ^{232}Th, ^{40}K ve ^{137}Cs radyoaktivite konsantrasyonlarının belirlenmesi. Kilis 7 Aralık Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, Kilis, 57s.

BOZKURT, A., YORULMAZ, N., KAM, E., KARAHAN, G. and OSMANLIOĞLU, A.E., 2007. Assessment of environmental radioactivity for Şanliurfa region of southeastern Turkey. Radiation Measurements, 42:1387–1391.

DEĞERLİER, M., 2007. Adana ili ve çevresinin çevresel doğal radyoaktivitesinin saptanması ve doğal radyasyonların yıllık etkin doz eşdeğerinin bulunması. Çukurova Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Doktora Tezi, Adana, 175s.

GEZER, F., 2011. Fosfojips'in doğal radyoaktifliğinin belirlenmesi. Çukurova Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, Adana, 77s.

GILMORE, G. R., 2008. Practical Gamma-ray Spectrometry. 2nd Edition, Gordon R. Gilmore Nuclear Training Services Ltd Warrington, UK, 387p.

GUIDOTTI, L., CARINI, C., ROSSI, R., GATTI, M., CENCI, R.M. and BEONE, G.M., 2015. Gamma-spectrometric measurement of radioactivity in agricultural soils of the Lombardia Region, Northern Italy. Journal of Environmental Radioactivity, 142: 36-44.

GÖREN, E., 2011. Adana içme sularında Trityum aktivitesinin belirlenmesi. Çukurova Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, Adana, 72s.

http:// www.taek.gov.tr (Erişim tarihi: 05.06.2018)

HWANG, H., HOTCHANDANI, M., GONZALES, B. and MYERS, R., 1992. Estimating MDA for low-lewel radioactivity in a radiobioassay laboratory. Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, US.

ICRP, 1993. Protection against Radon-222 at Home and at Work. ICRP Publication 65. Ann. ICRP 23 (2)

KAYAKÖKÜ, H., KARATEPE Ş. and DOĞRU M., 2016. Measurements of radioactivity and dose assessments in some building materials in Bitlis, Turkey. Applied Radiation and Isotopes, 115: 172–179.

KNOLL, F.G., 2000. Radiation detection and measurement. Third Edition, John Walley and Sonc Inc, New York, 802p.

KÖSE, A., TURHAN, Ş., VARINLIOĞLU, A., ŞAHIN, N.K., ARIKAN, I., OĞUZ, F., YÜCEL, B. and ÖZDEMIR, T., 2012. Distribution of terrestrial and Anthropogenic radionuclides in Turkish surface soil samples. Geoderma, 187–188: 117–124.

KURNAZ, A., KÜÇÜKÖMEROĞLU, B., KESER, R., OKUMUŞOGLU, N.T., KORKMAZ, F., KARAHAN, G. and ÇEVIK, U., 2007. Determination of radioactivity levels and hazards of soil and sediment samples in Fırtına Valley (Rize, Turkey). Applied Radiation and Isotopes, 65: 1281–1289.

KRANE, K.S., 2001. Nükleer Fizik 1. Cilt. Palme Yayıncılık, Ankara, 404s.

NCRP, 1988. Measurements of radon and radon daughters in air. Report No: 097, p. 26–32.

OCAK, S. B., 2014. X. Uluslararası Katılımlı Parçacık Hızlandırıcıları ve Dedektörleri Yaz Okulu, 14-19 Temmuz, Bodrum, s.181-196.

ÖZGER, A.G., 2005. Ceyhan, Yumurtalık ve Pozantı bölgelerinin doğal radyoaktivite düzeylerinin belirlenmesi. Çukurova Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, Adana, 100s

SANTAWAMAITRE, T., MALAIN, D., I, H.A., MATTHEWS, M., BRADLEY, D.A. and REGAN, P.H., 2011. Study of natural radioactivity in **r**iverbank soils along the Chao Phraya River basin in Thailand. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 652(1): 920-924.

SERWAY, R. A., 1996. Fen ve Mühendislik için FİZİK. 3. Baskı, Palme Yayıncılık, Ankara,1444s.

TOGAY, Y.E., 2002. Radyasyon ve Biz. Türkiye Atom Enerjisi Kurumu Yayınları, Ankara, 37s

TURHAN, Ş., 2008. Assessment of the natural radioactivity and radiological hazards in Turkish cement and its raw materials. Journal of Environmental Radioactivity, 99: 404-414.

TURHAN, Ş. and GÜNDÜZ, L., 2008. Determination of specific activity of ^{226}Ra, ^{232}Th and ^{40}K for assessment of radiation hazards from Turkish pumice samples. Journal of Environmental Radioactivity, 99 : 332-342.

UNSCEAR 2000 Report, 200. Exposures from natural radiation sources, United Nations Scientific Committee on The Effects of Atomic Radiation Sources, Annex B, p. 116.

UNSCEAR 2000 Report, 200. Exposures from natural radiation sources, United Nations Scientific Committee on The Effects of Atomic Radiation Sources, Annex B, p. 140.

YILDIZ, N., OTO, B., TURHAN, Ş., UĞUR, F.A. and GÖREN, E., 2014. Radionuclide determination and radioactivity evaluation of surface soil samples collected along the Erçek Lake Basin in Eastern Anatolia, Turkey. Journal of Geochemical Exploration, 146: 34–39.

ÖZGEÇMİŞ

KİŞİSEL BİLGİLER

Adı Soyadı **:** Mehmet ALTINTAS
Uyruğu **:** T.C.
Doğum Yeri ve Tarihi **:** Siverek-ŞANLIURFA/1976
Telefon **:** 505 7238340
e-mail **:** mhmtaltas76@gmail.com

EĞİTİM

Derece	Adı, İlçe, İl	Bitirme Yılı
Lise	: Anadolu Öğretmen Lisesi, ADIYAMAN	1996
Üniversite	: Marmara Üniversitesi Eğitim Fakültesi, İSTANBUL	2000
Yüksek Lisans	: Harran Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, ŞANLIURFA	2019

İŞ DENEYİMLERİ

Yıl	Kurum	Görevi
2001-2002	Ayrıntı Dershanesi, Darende/MALATYA	Öğretmen
2002-2019	MEB	Öğretmen

YABANCI DİLLER

İngilizce