

**YEDİKIR BARAJ TOPRAKLARINDA DOĐAL RADYOAKTİVİTE TAYİNİ**

**Medine ÇİÇEK**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ  
FİZİK ANABİLİM DALI  
NÜKLEER FİZİK BİLİM DALI**

**AMASYA  
ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**Ocak 2017**

**AMASYA**



**YEDİKIR BARAJ TOPRAKLARINDA DOĐAL RADYOAKTİVİTE TAYİNİ**

**Medine ÇİÇEK**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ  
FİZİK ANABİLİM DALI  
NÜKLEER FİZİK BİLİM DALI**

**AMASYA  
ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**Ocak 2017**

**AMASYA**

Medine ÇİÇEK tarafından hazırlanan YEDİKİR BARAJ TOPRAKLARINDA DOĞAL RADYOAKTİVİTE TAYİNİ adlı bu tezin Yüksek Lisans tezi olarak uygun olduğunu onaylarım.

Doç. Dr. Betül ÇETİN .....

Tez Danışmanı, Fizik Anabilim Dalı

Bu çalışma, jürimiz tarafından oy birliği ile Fizik Anabilim Dalında Yüksek Lisans Tezi olarak kabul edilmiştir.

Doç. Dr. Betül ÇETİN .....

Fizik Anabilim Dalı, A.Ü.

Doç. Dr. İbrahim YİĞİTOĞLU .....

Yrd. Doç. Dr. Serpil ERYILMAZ .....

-

Tarih: 16/01/2017

Bu tez ile A.Ü. Fen Bilimleri Enstitüsü Yönetim Kurulu Yüksek Lisans derecesini onamıştır.

Doç. Dr. Mehmet KARA .....

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

## **TEZ BİLDİRİMİ**

Tez içindeki bütün bilgilerin etik davranış ve akademik kurallar çerçevesinde elde edilerek sunulduğunu, ayrıca tez yazım kurallarına uygun olarak hazırlanan bu çalışmada bana ait olmayan her türlü ifade ve bilginin kaynağına eksiksiz atıf yapıldığını bildiririm.

Medine ÇİÇEK

# YEDİKIR BARAJ TOPRAKLARINDA DOĞAL RADYOAKTİVİTE TAYİNİ

(Yüksek Lisans Tezi)

Medine ÇİÇEK

AMASYA

ÜNİVERSİTESİ

FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

Ocak 2017

## ÖZET

Radyasyonun her yerde olduğu bir dünyada yaşamaktayız. Radyasyon çevresel faktörlere bağlıdır. Yedikır Barajı Amasya ilinde bulunan Suluova ilçesine ait bir barajdır. Suluova halkı, bu barajdan içme suyunu karşıladığı gibi tarımda sulama amacıyla da kullanmaktadır. Bu çalışmada, Amasya'nın Suluova ilçesinde bulunan Yedikır Barajı etrafındaki toprak numunelerinde 1460, 1764 ve 2610 keV de sırasıyla  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{232}\text{Th}$  'nin aktivite konsantrasyonları ölçülmüştür. Bu ölçümler Amasya Üniversitesi Radyoaktif Araştırma Laboratuvarında bulunan 3"x3" NaI (Tl) dedektörü içeren gama spektrometre sistemi ile belirlenmiştir. Aktivite konsantrasyonları ( $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{232}\text{Th}$ ), radyum eşdeğer aktiviteleri, toplam ve yıllık etkin doz hızı ve iç tehlike indeksleri hesaplanmıştır. Hesaplanan bu değerler limit değerlerin oldukça altında bulunmuştur.

**Bilim Kodu** : 912.1.080  
**Anahtar Kelimeler** : Yedikır Barajı, Toprak, Radyoaktivite  
**Sayfa Adedi** : 80  
**Tez Yöneticisi** : Doç. Dr. Betül ÇETİN

**DETERMINATION OF NATURAL RADIOACTIVITY IN SOIL IN THE  
YEDIKIR DAM**

**(M.Sc. Thesis )**

**Medine ÇİÇEK**

**AMASYA**

**UNIVERSITY**

**INSTITUTE OF SCIENCE AND TECHNOLOGY**

**January 2017**

**ABSTRACT**

We live in a world where radiation is everywhere. Radiation is dependent on environmental factors. Yedikir Dam is a dam which belonging to Suluova district in Amasya province. Suluova people use drinking water from this dam as well as irrigation in agriculture. In this study, activity concentrations of  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  and  $^{232}\text{Th}$  were measured at 1460, 1764 and 2610 keV, respectively, in soil samples around Yedikir Dam in Suluova province of Amasya. These measurements were determined by a gamma spectrometer system containing a 3 "x3" NaI (Tl) detector at the Amasya University Radioactive Research Laboratory. Activity concentrations ( $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  and  $^{232}\text{Th}$ ), radium equivalent activities, total and annual effective dose rate and internal hazard indices were calculated. These calculated values are well below the limit values.

**Science Code : 912.1.080**

**Key Words : Yedikir Dam, Soil, Radioactivity**

**Page Number : 80**

**Adviser : Assoc. Prof. Dr. Betül ÇETİN**

## TEŐEKKÜR

Yüksek lisans eğitimin boyunca danışmanlığımı yapan ve maddi manevi hiçbir yardımını esirgemeyen çok değerli hocam Doç. Dr. Betül ÇETİN'e, yüksek lisansın her aşamasında ilgi ve desteğini benden esirgemeyen hocalarım Prof. Dr. Telhat ÖZDOĞAN'a, Prof. Dr. Feda ÖNER'e ve Doç. Dr. Hasan TANAK'a, manevi desteğiyle beni hiçbir zaman yalnız bırakmayan çok değerli arkadaşım Ahmet BÜLBÜL'e, tez çalışmam boyunca moral kaynağım olan çok değerli ev arkadaşım Sümeyye KILIÇ'a ve son olarak bana her zaman destek olan kız kardeşim Fatoş ÇİÇEK'e teşekkürü bir borç bilirim.

Medine ÇİÇEK



## İÇİNDEKİLER

ÖZET .....	iv
ABSTRACT.....	v
TEŞEKKÜR.....	vi
İÇİNDEKİLER .....	vii
ÇİZELGELERİN LİSTESİ.....	ix
ŞEKİLLERİN LİSTESİ.....	x
SİMGELER ve KISALTMALAR .....	xi
1.GİRİŞ .....	13
2. TEMEL BİLGİLER .....	14
2.1. Radyasyon ve Radyoaktivite.....	14
2.1.1. Radyasyon kaynakları .....	17
2.1.1.1. Yapay radyasyon kaynakları .....	18
2.1.1.2. Doğal Radyasyon Kaynakları .....	20
2.2. Radyoaktif Bozunma Çeşitleri ve Madde ile Etkileşimleri.....	23
2.2.1. Alfa parçacıkları ( $\alpha$ ).....	23
2.2.2. Beta parçacıkları ( $\beta$ ).....	24
2.2.2.1. $\beta^-$ bozunumu .....	25
2.2.2.2. $\beta^+$ bozunumu .....	25
2.2.2.3. Elektron yakalama olayı.....	26
2.2.3. Gama ışınması.....	26
2.2.4. Gama ışınlarının madde ile etkileşimi.....	27
2.2.4.1. Fotoelektrik olay .....	29
2.2.4.2. Compton saçılması .....	30
2.2.4.3. Çift oluşumu.....	31
2.2.5. Radyasyon birimleri.....	32
2.2.5.1. Aktivite birimi (Bq) .....	32
2.2.5.2. Işınlama birimi (R).....	32
2.2.5.3. Soğurulmuş doz (Gy).....	33
2.2.5.4. Eşdeğer doz (Sv) .....	33
2.3. Radyasyon Ölçüm Metotları ve Radyasyon Sayaçları.....	36

2.3.1. Gazlı dedektörler.....	36
2.3.2. Yarı iletken dedektör.....	38
2.3.3. Sintilasyon sayacı.....	39
2.3.4. Dedektör seçimi .....	40
2.3.5. Enerji ölçümleri .....	41
3. KAYNAK ARAŞTIRMASI .....	43
4. MATERYAL ve METOT .....	46
4.1. Çalışma Yapılan Bölgenin Özellikleri .....	46
4.2. Gama Spektrometresi.....	47
4.3. Deney Düzeneği.....	48
4.4. Nal Dedektörü (TI) .....	49
4.5. Enerji Kalibrasyonu .....	53
4.6. Numunelerin Toplanması ve Analize Hazırlanması .....	55
4.7. Spektrum Analizi .....	57
4.7.1. Pikleri belirleme ve değerlendirme .....	57
4.7.2. Aktivite hesabı .....	57
4.8. Hesaplanan Radyasyon Parametreleri.....	58
4.8.1. Radyum eşdeğer aktivitesi (Raeq) .....	58
4.8.2. Soğurulan gama doz hızı (D) .....	58
4.8.3. Yıllık etkin doz eşdeğeri (YEDE).....	59
4.8.4. Dış tehlike indeksi (Hex) .....	59
5. DENEYSEL BULGULAR, TARTIŞMA VE SONUÇ .....	60
6. KAYNAKLAR .....	71
ÖZGEÇMİŞ .....	77

## ÇİZELGELERİN LİSTESİ

Çizelge	Sayfa
Çizelge 2.1. Radyasyon dozunun doğal ve yapay radyasyon kaynaklarına göre dağılımı ....	19
Çizelge 2.2. Alfa parçacığı yayımlayan birtakım radyoizotoplar ve özellikleri .....	24
Çizelge 2.3. Radyasyonun eski ve yeni birimleri arasındaki ilişki .....	35
Çizelge 4.1. Enerji kalibrasyonunda kullanılan kaynaklar ve özellikleri.....	53
Çizelge 5.1. $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{40}\text{K}$ aktiviteleri, soğrulan anlık doz, yıllık etkin doz eşdeğeri.....	61
Çizelge 5.2. Toprak numunelerinin radyum eşdeğer aktiviteleri .....	65
Çizelge 5.3. Toprak numunelerinin dış tehlike indeksi sonuçları .....	67
Çizelge 6.1. Başka yerlerde yapılan aktivite konsantrasyon sonuçları .....	69

## ŞEKİLLERİN LİSTESİ

<b>Şekil</b>	<b>Sayfa</b>
Şekil 2.1. Radyasyon Çeşitleri .....	18
Şekil 2.2. İyonize edici radyasyonların çeşitli maddelerle zıhlanması .....	16
Şekil 2.3. Elektromanyetik spektrum .....	17
Şekil 2.4. Radyasyon kaynaklarından maruz kalınan dozlarının dağılım yüzdeleri .....	18
Şekil 2.5 Yapay radyasyon kaynaklarından maruz kalınan doz oranları .....	19
Şekil 2.6. Doğal radyasyon kaynaklarının oransal değerleri.....	21
Şekil 2.7. Kozmik ışıklardan alınan radyasyon dozunun yüksekliğe bağlı değişimi .....	22
Şekil 2.8. Soğurucu madde kalınlığına göre fotonların şiddetinde olan değişim.....	28
Şekil 2.9. Fotonların enerjilerine bağlı olarak baskın olduğu bölgeleri .....	28
Şekil 2.10. Fotoelektrik Olay .....	29
Şekil 2.11. Compton saçılımı .....	30
Şekil 2.12. Çift oluşumu .....	32
Şekil 2.13. Gazlı dedektörün farklı voltaj değerlerindeki bölgelerin isimleri.....	37
Şekil 2.14. Yarı iletken dedektör .....	39
Şekil 2.15. Sintilasyon dedektörünün şematik gösterimi .....	40
Şekil 2.16. Tek enerjili gama ışınları için dedektörün verdiği cevap.....	42
Şekil 4.1. Çalışma bölgesi.....	46
Şekil 4.2. Gama spektrometresinin şematik gösterimi.....	48
Şekil 4.3. Kullanılan NaI (TI) dedektörünün iç yapısı.....	49
Şekil 4.4. NaI(TI) dedektörü.....	50
Şekil 4.5. Dijital Sinyal İşleme Sistemi (DSPEC LF).....	51
Şekil 4.6. Yüksek Gerilim Modülü .....	52
Şekil 4.7. MAESTRO-32 yazılımı yardımıyla elde edilen örnek bir spektrum.....	52
Şekil 4.8. <sup>60</sup> Co'ın kalibrasyon spektrumu .....	54
Şekil 4.9. <sup>137</sup> Cs'in kalibrasyon spektrumu .....	54
Şekil 4.11. Kurutulmaya bırakılmış numuneler .....	56
Şekil 4.12. Doldurulmuş numune kapları .....	56
Şekil 4.13. Toprak numunelerinden biri için alınmış örnek spektrum.....	57
Şekil 5.1. Yedikır Barajı <sup>40</sup> K, <sup>238</sup> U ve <sup>232</sup> Th aktivite konsantrasyon değerleri .....	62
Şekil 5.2. Yedikır Barajı doğal radyonüklidlerden dolayı soğurulan doz hızı .....	63
Şekil 5.3. Yedikır Barajı doğal radyonüklidlerden dolayı soğurulan etkin doz eşdeğeri.....	64
Şekil 5.4. Yedikır Barajı Radyum eşdeğer aktivite değerleri.....	66
Şekil 5.5. Yedikır Barajı'na ait dış tehlike indeksi değerleri .....	68
Şekil 6.1. Başka yerlerde yapılan ölçüm sonuçlarının şematik gösterimi.....	70

## SİMGELER ve KISALTMALAR

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

<b>Simgeler</b>	<b>Açıklama</b>
$\alpha$	Alfa
$\beta$	Beta
$\theta$	Teta
$\gamma$	Gama
$E_{\gamma}$	Gelen Gama Işınının Enerjisi
$E_{\gamma}'$	Saçılmadan Sonraki Enerji
$E_b$	Elektronu Koparmak için Gerekli Enerji
$E_K$	Koparılan Elektronun Kinetik Enerjisi
$\epsilon_{\gamma}$	Sayım Süreci
<b>Bq</b>	Radyoaktivite Birimi, Becquerel (yeni)
<b>C</b>	Coulomb
<b>c</b>	Santi ( $10^{-2}$ )
<b>Ci</b>	Aktivite Birimi, Curie (eski)
<b>D</b>	Havadaki Soğrulan Doz Hızı
<b>f</b>	Femto, alt birim ( $10^{-15}$ )
<b>G</b>	Giga, üst birim ( $10^9$ )
<b>Gy</b>	Absorblanmış Doz Birimi, Gray
<b>Hex</b>	Dış Tehlike İndeksi
<b>hm</b>	Hekto metre ( $10^2$ )
<b><math>I_{\gamma}</math></b>	Yayınlanma Olasılığı
<b>keV</b>	Kilo elektron volt
<b>kg</b>	Kilogram
<b>km</b>	Kilometre
<b>M</b>	Mega, üst birim ( $10^6$ )
<b>m</b>	Mili, alt birim ( $10^{-3}$ )

<b>Nnet</b>	Net Pik Alanı
<b>N</b>	Nano, alt birim ( $10^{-9}$ )
<b>ppm</b>	Parts per million (milyonda bir )
<b>R</b>	Işınlama Birimi, Röntgen
<b>Rad</b>	Soğrulmuş Doz Birimi (eski)
<b>Raeq</b>	Radyum Eşdeğer Aktivitesi
<b>Rem</b>	Doz Eşdeğer Birimi
<b>Sv</b>	Eşdeğer Doz Birimi, Sievert
<b>μ</b>	Mikro, alt birim ( $10^{-6}$ )
<b>t</b>	Sayım zamanı
<b>V</b>	Volt

### **Kısaltmalar**

### **Açıklama**

<b>A</b>	Aktivite
<b>ADC</b>	Analog Sayısal Dönüştürücü
<b>D</b>	Dedektör
<b>HPGe</b>	Yüksek Safılıkta Germanyum
<b>HV</b>	Yüksek Voltaj Filtresine Sahip Güç Kaynağı
<b>MA</b>	Yükseltici
<b>MCA</b>	Çok Kanallı Analizör (ÇKA)
<b>NAI(TI)</b>	Sodyum İyodür (Talyum)
<b>NCRP</b>	National Council on Radiation Protection and Measurements Radition
<b>PA</b>	Ön Yükseltici
<b>PC</b>	Bilgisayar
<b>TAEK</b>	Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
<b>UNSCEAR</b>	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiations
<b>*WR</b>	Radyasyon Ağırlık Faktörü
<b>YEDE</b>	Yıllık Etkin Doz Eşdeğeri

## 1.GİRİŞ

Yaşamımızın her anında ister istemez doğal ve yapay radyasyonla iç içe yaşamaktayız. Uzun yarı ömürlü radyoaktif elementler dünyanın oluşumundan beri vardır ve varlığını sürdürmeye devam edecektir. Bu bozunma sürecinde radyasyon açığa çıkar ve doğal radyoaktivitenin önemli bir parçasını oluşturur.

Topraklarda farklı miktarlarda bulunan  $^{40}\text{K}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{226}\text{Ra}$  radyoaktif elementlerinin konsantrasyonları bulunduğu bölgenin toprağına, taşına ve bunların iç yapılarına bağlı olmakla beraber o bölgenin coğrafik ve jeolojik yapısına da bağlı olacak şekilde her yerde değişiklik meydana getirir [Bozkurt ve ark., 2007; Tzortzis ve ark., 2004]. İnsanların maruz kaldıkları yıllık ortalama radyasyon dozu 2,8 mSv'tir ve bu dozun yaklaşık %85'i doğal radyasyon ve %15'i ise yapay radyasyon kaynaklarından meydana gelmektedir [UNSCEAR, 2000].

Doğal olarak bulunan  $^{40}\text{K}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{226}\text{Ra}$  bu radyoaktif elementler toprakta fazla miktarda olduğundan dolayı doğal gama radyasyon dozunun önemli bir kısmını meydana getirmektedir. Radyasyondan alınan dozun bulunabilmesi için ilk olarak doğal radyoaktivitenin incelenmesi gereklidir. Bir bölgenin veya bir yerin doğal radyoaktivitesinin belirlenmesi için, o bölgenin radyolojik açıdan incelenmesine ihtiyaç vardır. Yani, o bölgenin toprağında, suyunda ve havasında bulunan doğal radyoaktivite düzeyinin belirlenmesi gereklidir [Karahan, 1997].

Bu çalışmada Yedikır Baraj topraklarında doğal radyoaktivite ölçümü yapılmıştır. Bu ölçümü yapmak için Yedikır Barajı etrafından toplanan toprak numuneleri Amasya Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü Radyoaktif Araştırma Laboratuvarında bulunan NaI (TI) dedektörü içeren gama spektrometre sistemi ile analiz edilmiştir.

## 2. TEMEL BİLGİLER

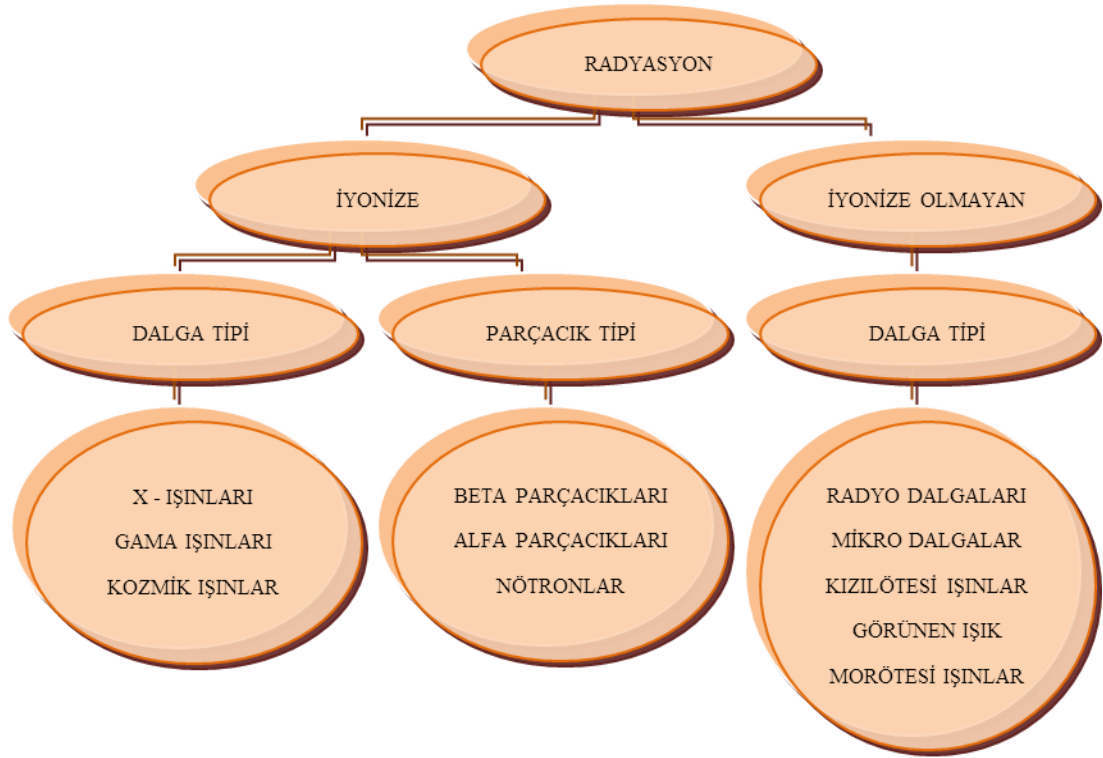
### 2.1. Radyasyon ve Radyoaktivite

Çekirdeklerindeki nötron proton dengesizliğinden dolayı kararsız olan radyoaktif elementler kararlı yapıya geçmek için bünyelerindeki fazla enerjiyi dışarı salarlar. Bu enerjiye **radyasyon** denir. Yüksek hızda partiküllerin ve elektromanyetik dalgaların enerjisi olarak da tanımlamak mümkündür. Ayrıca nükleer tıpta enerji geçişi olarak karşılık bulur. Genel olarak radyasyon enerjisine göre düşük ve yüksek enerjili, türüne göre parçacık ve elektromanyetik, kaynağına göre ise doğal ve yapay radyasyon kaynakları olarak tanımlanır.

Etrafımızda doğal olarak bulunan radyoaktif maddeler olmasının yanında vücutta da K-40, C-14, Po-210 gibi doğal olan radyoaktif maddeler vardır, bundan dolayı radyasyonla iç içe yaşamaktayız ve radyasyonun olmadığı yaşam alanı yoktur [TAEK, 2009]. Radyasyonu duyu organlarımızla algılamamız imkansızdır çünkü ses, ısı, ışık etkileri yoktur. Radyasyonun yüksek enerjileri hemen nüfuz etmesi ve iyonlaştırma özellikleri olduğundan dolayı canlı organizma ile etkileşip bunları oluşturan hücrelere zarar verme ihtimalleri vardır.

Radyasyon bir madde içerisinden geçerken, maddenin atomundan elektron sökerek iyonlar meydana getirebiliyorsa iyonlaştırıcı radyasyon, maddenin atomundan elektron sökmiyorsa da iyonlaştırıcı olmayan radyasyon adı verilerek iki başlık altında tanımlanır. Şekil 2.1’de radyasyon çeşitleri görülmektedir.





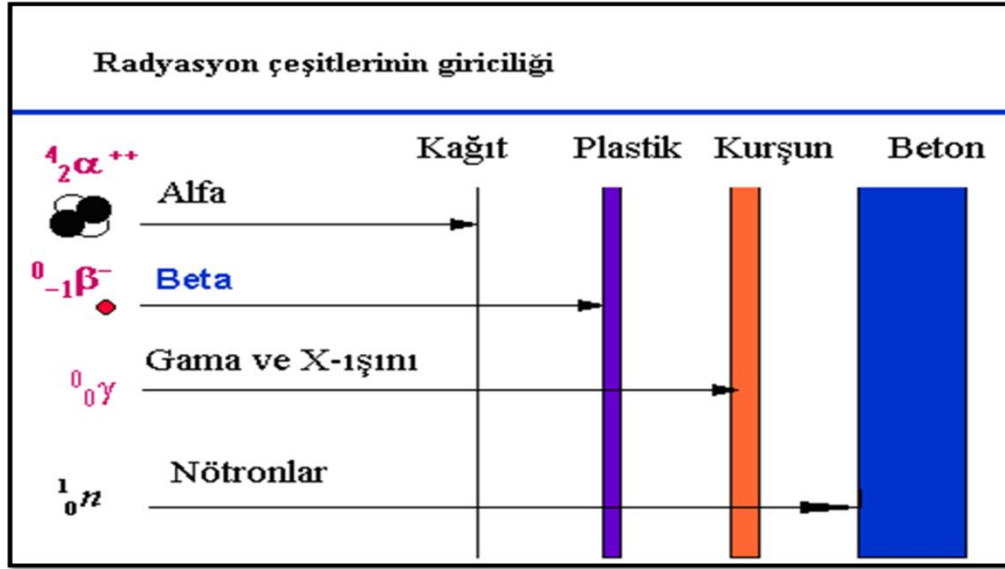
Şekil 2.1. Radyasyon çeşitleri

Maddesel ortamlarda yayılan radyasyon, karşılaştığı atomlarla veya moleküllerle çarpıştığı anda foton yeterli enerjiye sahip ise atomdan elektron koparır ve atomu iyonlaştırır buna **iyonlaştırıcı radyasyon** adı verilir ve bu radyasyonlar yüksek enerjiye sahip olan alfa, beta, gama, nötron, kozmik ışınlar ve X-ışınları'dır.

Tabiatta bulunan birçok nüklid kararlı olmasına rağmen, birçoğu da kararsızdır. Kararlı olduğunu bir nüklitte var olan nötron ve proton sayıları arasındaki denge belirler. Kararlılığı küçük nüklitlerin proton ve nötron sayıları eşitken, kararlılığı büyük nüklitlerin proton sayısı nötron sayısından fazladır.

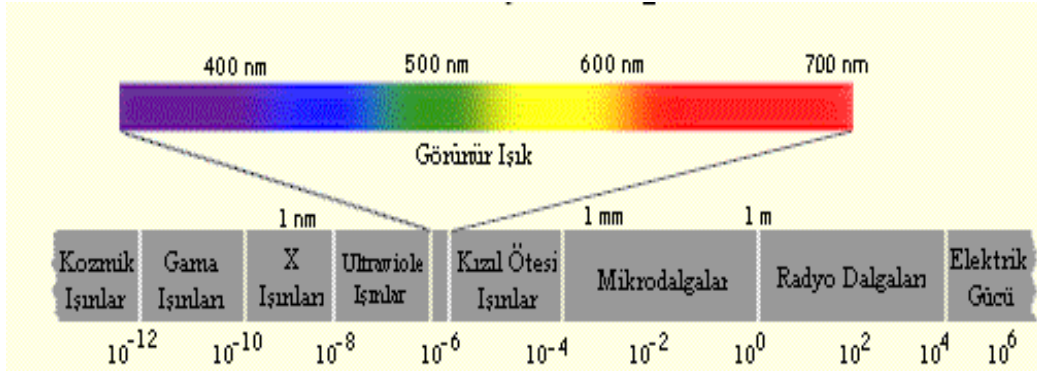
Nötron/proton dengesi söz konusu değil ise yani çekirdek kararsız ise, beta radyasyonu ile protonu nötrona veya nötronu protona dönüştürerek denge haline gelmeye çalışır. Dengeye gelmek için yapılan dönüşümlerin genelinde atom çekirdeği, yüksüz ve kütsüz olan gama ışınları olarak da bilinen yüksek enerjili fotonlar yayarak fazla enerjisini kaybeder. bu olay **radyoaktivite** olarak adlandırılırken yayınlanmış fazla enerjiye de radyasyon denir. Bu işlem sonucunda

dönüşüm olayına **bozunum**, değişen ve radyasyon yayan atom çekirdeği de **radyonüklid** olarak adlandırılmıştır [TAEK, 2009]. İyonlaştırıcı radyasyonların zırhladığı maddeler Şekil 2.2’de gösterilmektedir.



Şekil 2.2. İyonize edici radyasyonların çeşitli maddelerle zırhlaması [Vuruş, 2013]

İyonlaştıracak kadar yeterli enerjiye sahip olmayan radyasyon grubuna **iyonlaştırıcı olmayan radyasyon** denir ve bu radyasyonlar zayıf enerjiye sahip olan radyo dalgaları, kızılötesi, görünür ışık ve morötesidir. Elektromanyetik spektrumun oluşumunda radyasyonlarda enerji, yükü ve kütlesi olmayan fotonlar aracılığıyla oluşturulur. İyonize radyasyon çekirdekten yayınlanırsa gama, yörüngeden yayınlanırsa X-ışını olarak adlandırılır [Seyrek, 2007]. Şekil 2.3’de elektromanyetik spektrumun genel hali gösterilmektedir.



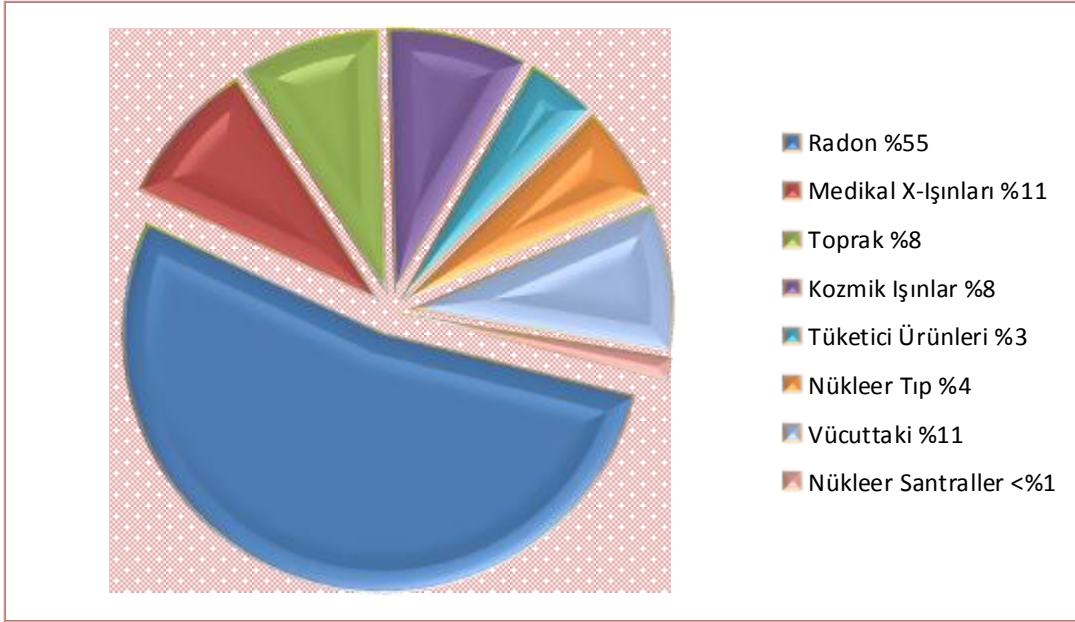
Şekil 2.3. Elektromanyetik spektrum (<http://guide.metu.edu.tr/thinkquest/tapndx5.htm>)

### 2.1.1. Radyasyon kaynakları

Kainattaki bütün canlılar ister istemez gerek doğal gerekse yapay radyasyona maruz kalmaktadır. İnsanlar, 1890 ve 1920 yılları arasında ise doğal olarak oluşan radyasyonlu bir çevrede yaşadığını fark etti [Bora, 2001].

Dünyanın yaratılışından beri sürekli olarak doğal radyasyonun etkisi altında kalan insanlığı, teknolojinin ilerlemesiyle birlikte yapay radyasyona da maruz kalmaktadır. Doğal kaynaklar; radon, kozmik ışınlar, yer küreden gelen gama ışınları, yiyecek ve içeceklerde doğal olarak bulunan radyonüklidlerdir. Yapay kaynaklar ise tüketici ürünleri, tıbbi x-ışınları, endüstriyel gama ışınları, nükleer silah denemelerinden kaynaklanan atmosferdeki radyoaktif serpintilerdir.

Dünya nüfusuna göre ortalaması alınmış yıllık doz toplamda yaklaşık 2.8 mSv'tir [TAEK, 2009]. Şekil 2.4'de radyasyon kaynaklarından dolayı maruz kalınan radyasyon dozlarının yüzdelik dağılımı gösterilmektedir.



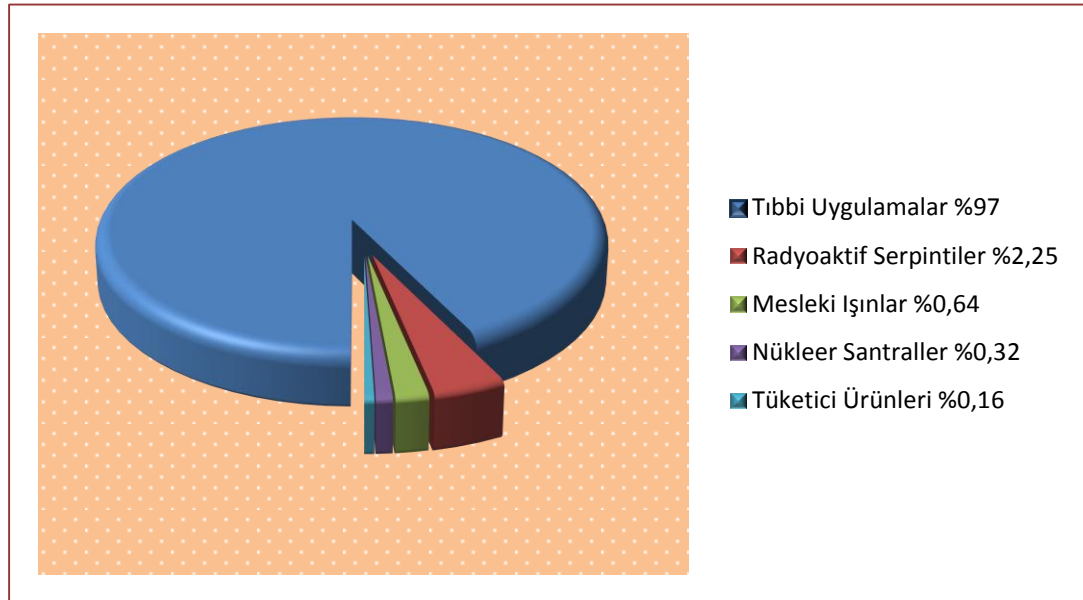
Şekil 2.4. Radyasyon kaynaklarından maruz kalınan dozlarının dağılım yüzdeleri

#### 2.1.1.1. Yapay radyasyon kaynakları

İnsanlar doğal radyasyona maruz kalmanın yanında gelişen teknolojinin de etkisiyle yapay radyasyona da maruz kalmaktadır. Bu radyasyon kaynakları da doğal radyasyon kaynaklarında olduğu gibi bir miktar radyasyon dozu alınmasına neden olur. Fakat, yapay radyasyon kaynaklarından alınan doz, doğal radyasyon kaynaklarından alınan dozdan daha azdır. Doğal radyasyon kaynakları kontrol altına alınmаса da yapay radyasyon kaynakları tamamen kontrol altına alınabildiği için doz miktarı yönünden önemlidir. Tıp alanında daha çok kullanılan yapay radyasyon kaynakları birçok işin daha ucuz olmasını ve daha kısa zamanda bitmesini sağlamıştır.

Bilinen başlıca yapay radyasyon kaynakları; tıbbi, zirai ve endüstriyel amaçla kullanılan X-ışınları ve yapay radyoaktif maddeler, nükleer bomba denemeleri sonucu meydana gelen nükleer serpintiler, çok az olsa bile nükleer güç üretiminden salınan radyoaktif maddeler ile bazı tüketici ürünlerinde kullanılan radyoaktif

maddelerdir. Yapay radyasyon kaynaklarından alınan doz oranları Şekil 2.5’de gösterilmektedir.



Şekil 2.5 Yapay radyasyon kaynaklarından maruz kalınan doz oranları [IAEA,1996]

Doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından maruz kalınan radyasyon dozunun dünya ortalaması 2,7 mSv/yıl’dır. Bu dozun radyasyon kaynaklarına göre dağılımı Çizelge 2.1’ de gösterilmektedir.

Çizelge 2.1. Radyasyon dozunun doğal ve yapay radyasyon kaynaklarına göre dağılımı [IAEA, 1996].

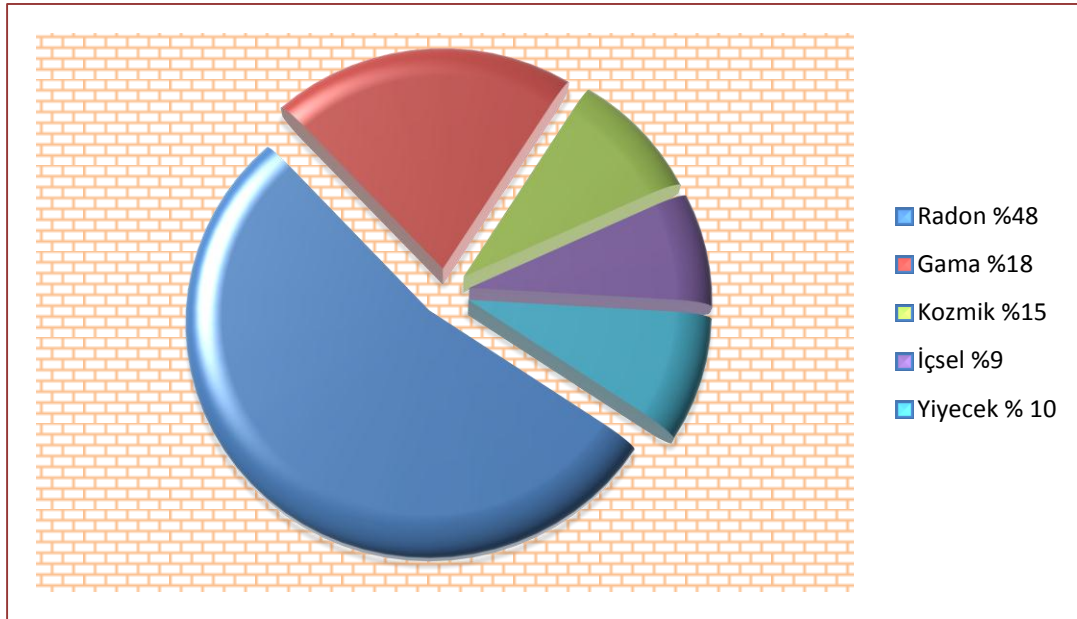
Radyasyon Kaynağı	Radyasyon Miktarı
Kozmik	0,39 mSv
Gama	0,46 mSv
Radon	1,30 mSv
Tıbbi	0,30 mSv
Serpinti	0,007 mSv
Mesleki	0,002 mSv
Atıklar	0,001 mSv
Tüketici Ürünleri	0,0005 mSv

### 2.1.1.2. Doğal Radyasyon Kaynakları

Herkes düşük veya yüksek miktarda doğal radyasyona maruz kalmaktadır. İyonlaştırıcı radyasyona maruz kalmanın temel nedeni tıbbi kullanım olarak bilinse de yaşanan bölgenin özelliklerine göre de doğal radyasyona maruz kalınabilir [Bora, 2001].

Doğal radyasyona ne kadar maruz kalındığını bulmak için birden fazla sebep vardır. Bunların arasında bulunulan bölge, bu bölgenin toprak yapısı, binaların yapımında kullanılan inşaat malzemeleri, yerden olan yükseklik, hava şartlarının yanında farklı aylarda bile değişiklikler vardır [Gençay, 1994]. Doğal radyasyon kaynaklarına toprakta bulunan toryum, uranyum, potasyum, radyum ve radon ve son olarak insan vücudunda var olan K-40, C-14 ve Po-210 da örnek olarak gösterilir [TAEK, 2009].

Doğal ve uzun ömürlü radyoaktif element içeren fosil yakıtlar yakıldıkları anda bu elementler atmosfere yayılarak ileride toprağa dönüp doğal radyasyon seviyesinde küçük de olsa yükselişe sebep olur [Seker ve Çerezci, 1997]. Şekil 2.6'da doğal radyasyon kaynaklarını belirleyen etkenler verilmiştir. Burada en fazla orana radon gazı sahiptir. Gama ışınları %19, kozmik ışınlarda %16 oranında önemli bir yer kaplamaktadır. Ayrıca vücudumuzda bulunan bir takım radyonüklidler iç ışınlamaya neden olmaktadır [IAEA, 1996].



Şekil 2.6. Doğal radyasyon kaynaklarının oransal değerleri (TAEK)

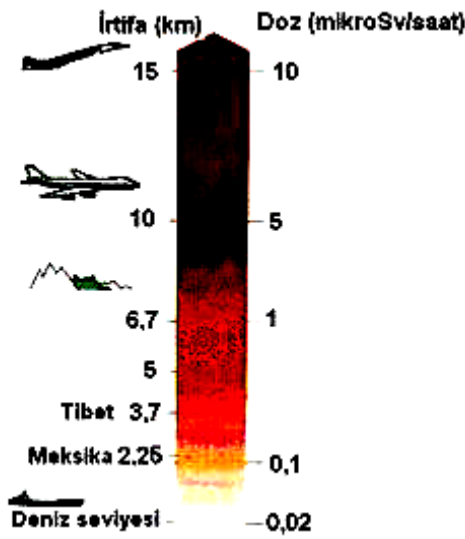
### Kozmik radyasyon

Kaynağı uzay derinliği olan kozmik radyasyon, dış uzaydan gelen yüksek enerjili yüklü ve yüksüz parçacıkları kapsar. Kozmik ışınlardan dolayı maruz kalınan yıllık doz ortalaması yaklaşık 0.4 mSv'dir [UNSCEAR, 2000].

Aslında kozmik radyasyon birçok farklı radyasyon tipinin karışımıdır. Bu karışıma proton, alfa parçacıkları, elektronlar ve diğer enerjisi yüksek parçacıklarda dahildir [TAEK, 2009]. Yüksek enerjili parçacıklar atmosfer ile yoğun bir şekilde etkileşimde bulduklarında kozmik radyasyon yeryüzünde müonlar, nötronlar, elektronlar, pozitron ve fotonlara dönüşürler. Bu ışınların birçoğu atmosferde soğurularak tutulur birazı da yeryüzüne ulaşır. Yeryüzündeki kozmik radyasyon dozunun çoğunluğu müonlar ve elektronlardan meydana gelir [Bakar, 2012].

Büyük bir kısmı yüklü parçacıklardan meydana gelen kozmik ışınlar yeryüzünün manyetik alanında sapmaya uğrarlar. Bu nedenle şiddeti ekvatorda en düşükken, kutuplara doğru gidildikçe şiddeti artar.

Yükseklik ve doz miktarı orantılıdır, yükseklik arttıkça doz miktarı da artacaktır. Deniz seviyesinde olan bir kişi, bir dağın üstünde veya havada giden bir uçakta olan kişiye oranla yükseklik farkının minimum olmasından dolayı daha az kozmik ışına maruz kalır. Bundan dolayı bir pilot deniz seviyesinde çalışan birine göre 20 kat daha fazla radyasyona maruz kalır (TAEK). Şekil 2.7’de kozmik ışınlardan alınan radyasyon dozunun yüksekliğe bağlı olarak değişimi gösterilmiştir.



Şekil 2.7. Kozmik ışınlardan alınan radyasyon dozunun yüksekliğe bağlı değişimi  
(<http://www.taek.com.tr>)

### Karasal radyasyon

$^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$  ve bunların bozunum ürünleri olan radyonüklidler belli başlı karasal radyasyon kaynaklarıdır.  $^{235}\text{U}$  ve bozunum ürünlerinin ise doğal fona katkıları çok düşük olduğu için ihmal edilmiştir. Uzun yarı ömürlü olan  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$  elementlerinin doğal fona katkıları oldukça yüksektir. Bu radyonüklidler özellikle volkanik kayalarda, farklılaşan kayalarda, toprakta ve sedimentlerde yüksek konsantrasyonlarda bulunmaktadır [Karahana,1997].

Karasal radyasyona maruz kalma bir yerden başka bir yere göre farklılık göstermekle beraber çok yakın mesafelerde bile değişiklik meydana getirmektedir. Yıllık alınan radyasyon dozunu inşaat malzemelerinde bulunan doğal radyonüklid konsantrasyon



oranları da etkilemektedir. Dış radyasyonlarla ışınlanma, doğal temel radyasyon düzeyinin fazla olduğu alanlarda diğer alanlara oranla daha yüksektir. Bundan dolayı deniz seviyesinden yüksekte yaşayanlar deniz seviyesine yakın mesafelerde yaşayanlardan daha fazla dış radyasyondan etkilenirler.

Dış ışınlamanın yanında iç ışınlamalarında insan üzerine etkisi vardır. Yediğimiz yiyeceklerde ve aldığımız havada bulunan maddeler ve vücudumuzda doğal olarak bulunan radyonüklidlerden kaynaklanan iç ışınlamalar meydana gelmektedir [Karahan, 1997].

## 2.2. Radyoaktif Bozunma Çeşitleri ve Madde ile Etkileşimleri

### 2.2.1. Alfa parçacıkları ( $\alpha$ )

Kararsızlığı nötron ve protonun her ikisinin fazlalığından ileri gelen çekirdek iki nötron ve iki protondan oluşan bir  $\alpha$  parçacığı yayımlayarak bozunur. Buna, büyük kararsız bir atom çekirdeği tarafından yayınlanan pozitif yüklü helyum çekirdeği de denir. Bozunma sırasında alfa parçacığı yayınlanmasının yanında çekirdeğin kütle numarası 4, atom numarası 2 azalacak biçimde değişir (Denklem 2.1).



Bu tür bozunma olayı genel olarak ağır çekirdeklerde ve doğal radyoaktif atomlarda gözlenir.  ${}^{226}_{88} Ra$  radyoaktif çekirdeğinin alfa yayımlayarak  ${}^{222}_{86} Rn$ 'e dönüşümü örnek olarak verilebilir (Denklem 2.2).



Ağır bir parçacık olması nedeniyle havada kısa mesafeye sahiptir. Çift yüklü ve hızı düşük olduğundan dolayı enerji kaybı çabuk olur ve 1cm'lik havada 1000 iyonizasyon yapar [Bora, 2001]. Bu yüzden çok küçük kalınlıktaki maddelerle durdurmak mümkündür. Örneğin, incecik bir kağıt ile durdurulabilir. Ayrıca cilt tarafından tamamen soğurulduğundan dış radyasyon tehlikesi yoktur. Fakat,

iyonizasyon özelliği çok yüksek olduğu için tehlikelidir. Herhangi bir şekilde alfa radyasyonu solunum, yeme, içme ve bir yara yoluyla vücuda girdiğinde çok büyük zararlar verir [Togay, 2002; Büyüksu, 2007].

Radyasyondan korunmak için özellikle su, toprak ve havada alfa radyoaktivite konsantrasyonlarının devamlı izlenmesi önem arz etmektedir [Karatepe, 2008]. Alfa enerjisi ile radyoizotoplarının yarı ömürleri arasında ters bir orantı vardır, yani alfa enerjisi fazla olan radyoizotopun yarı ömrü kısadır [Knoll, 1999]. Aşağıdaki çizelgede alfa yayımlayan radyoizotopların özellikleri verilmiştir.

Çizelge 2.2. Alfa parçacığı yayımlayan birtakım radyoizotoplar ve özellikleri [Yeşilbağ, 2008]

<b>Radyoizotop</b>	<b>Alfa Enerjisi (MeV) (Oluşma yüzdesi)</b>	<b>Yarılanma Süresi</b>
<sup>232</sup> Th	4,012 (%77 ) 3,953 (%23)	1,4x10 <sup>10</sup> yıl
<sup>238</sup> U	4,196 (%77) 4,149 (%23)	4,5x10 <sup>9</sup> yıl
<sup>226</sup> Rd	4,871 (%100)	1602 yıl
<sup>241</sup> Am	5,48 (%85,2) 5,44 (%12,8)	433 yıl
<sup>242</sup> Cm	6,11 (%74) 6,06 (%26)	163 gün
<sup>222</sup> Rn	5,49 (%100)	3,8 gün

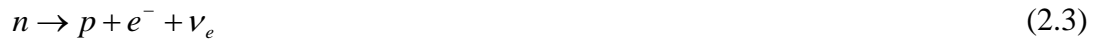
### 2.2.2. Beta parçacıkları (β)

Belirli bir kütlesi ve yükü olan beta parçacıkları çekirdekdeki proton veya nötron fazlalığından dolayı kararsız olduğu için artı veya eksi yüklü bir elektron yayımlayarak kararlı duruma geçmek isterler, bu olaya beta ışınması denir. Bu parçacıklarda alfa parçacıkları gibi madde ile temas ettiklerinde iyonlaşmaya neden olurlar, fakat alfaya göre daha hafif ve daha girişken olduklarından dolayı daha az

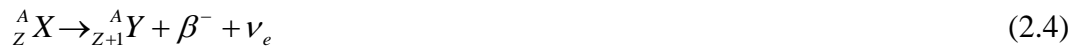
iyonlaştırıcı etkiye sahiplerdir. Cildin üst kısmından ileriye geçemedikleri gibi cam, plastik ya da metal levhalar tarafından tamamen soğurulabilirler. Beta yayıncıları yüksek enerjiye sahip oldukları için fazla miktarda maruz kaldığında cilt yanıkları meydana gelebilir. Alfada olduğu gibi Beta da sindirim ya da solunum yoluyla vücuda girdiğinde tehlike teşkil edebilir. Beta bozunumu 3 farklı şekilde oluşur. Bunlar;

### 2.2.2.1. $\beta^-$ bozunumu

Bir çekirdek nötron fazlalığından dolayı kararsız oluyorsa ve alfa ışınını yapamıyorsa çekirdek bünyesindeki fazla enerjiyi dışarı atmak için nötronlarından birini proton ve elektrona dönüştürür (Denklem 2.3).



Bu olayın sonunda proton çekirdekte kalırken, elektron açığa çıkar ve çekirdekte kalamayan bu elektron atomdan hızla dışarı atılır ve yüksek hızda olan bu elektron  $\beta^-$  ışınması olarak ortaya çıkar. Beta bozunumu yapan çekirdeğin atom numarası bir artarken ve kütle numarası değişmez bundan dolayı izobarik bozunma adı verilmiştir (Denklem 2.4).



### 2.2.2.2. $\beta^+$ bozunumu

Radyoaktif çekirdeğin kararsızlığı proton fazlalığından meydana geliyorsa protonlarından birini nötrona dönüştürür ve bu esnada pozitif yüklü elektron ortaya çıkar (Denklem 2.5).



Bu olay sonucunda nötron çekirdekte kalırken, pozitron dışarı atılır. Böylelikle pozitron yayımlandıktan sonra radyonüklidin kütle numarası sabit kalır, atom numarası bir eksilip farklı bir çekirdeğe dönüşür (Denklem 2.6).



### 2.2.2.3. Elektron yakalama olayı

Proton fazlalığından dolayı kararsız olan çekirdek,  $\beta^+$  bozunumu yapacak enerjiye sahip değilse atomun çekirdeğine yakın elektronlardan birinin çekirdek tarafından yakalanması sonucunda elektronla bir proton birleşip nötron ve nötrino şekline dönüşür (Denklem 2.7).



Elektron yakalama olayında kütle numarası sabit kalırken, atom numarası bir azalır (Denklem 2.8). Bu olaydan sonra boşalan elektron yörüngesine üst yörüngeden farklı bir elektron geçer ve bu geçişler X-ışını oluşumuna neden olur.



### 2.2.3. Gama ışıması

Enerji seviyelerindeki farklılıktan dolayı kararsız olan atom çekirdeği yüksek enerjiden düşük enerjiye geçerken alfa ve beta parçacığı yayınladıktan sonra genelde hemen kararlı duruma geçemez uyarılmış durumda kalabilir. Kararsız atom çekirdeğinde kalan fazla enerji, ikinci bir bozunma ile elektromanyetik dalga veya foton olarak yayınlanabilir ve yüksek enerjili bu fotona gama ışını denir. Çok girici oldukları için madde içine kolayca nüfuz edebilirler. Bundan dolayı çelik, kurşun

veya kalın beton tabakası gibi yoğunluğu fazla olan malzemelerle zırlama yapılabilir. Gama radyasyonu herhangi bir şekilde solunum ya da sindirim yolu ile alınmasa bile doğrudan maruz kalındığında ciddi bir şekilde iç organlara zarar verebilir [TAEK, 2009]. Gama ışınımından sonra proton sayısı ve kütle numarası değişmediği için atom yine aynı kalır yani başka bir atoma dönüşmez (Denklem 2.9).



Gama ışınları madde içinden geçerken şiddetlerinde azalma meydana gelir. Gama ışınları kütlesi ve yükü olmayan elektromanyetik radyasyondur. Elektrik ve manyetik alanda sapmama nedenleri ise yüksüz olmalarıdır [Togay, 2002; Büyüksulu, 2007].

#### **2.2.4. Gama ışınlarının madde ile etkileşimi**

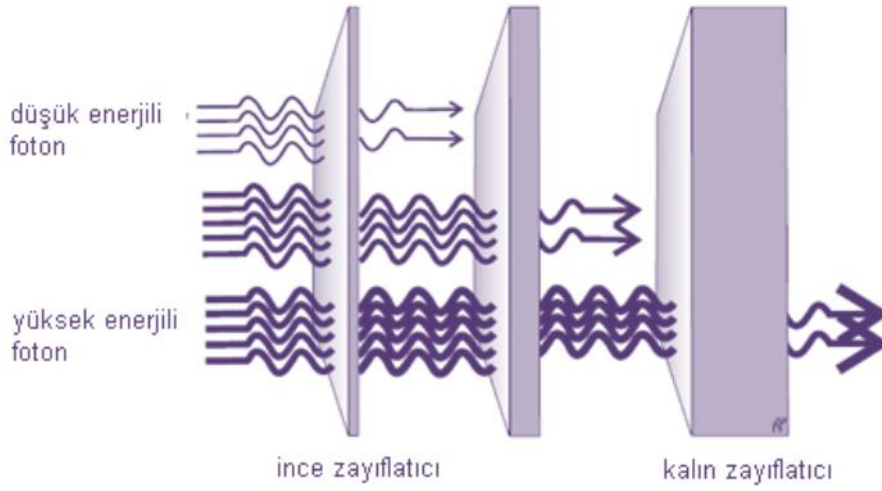
Fotonlar içerisinde geçtikleri maddenin atomlarıyla gelişigüzel karşılıklı etkileşim yaptıklarında bu olay sonucunda ortama enerji bırakarak soğurulabildiği gibi saçılabilirler. Gama ışınlarının madde içinden geçerken yaptığı etkileşimler genelde üç farklı olay ile açıklanır. Bu etkileşimler:

\*Fotoelektrik Olay

\*Compton Saçılımı

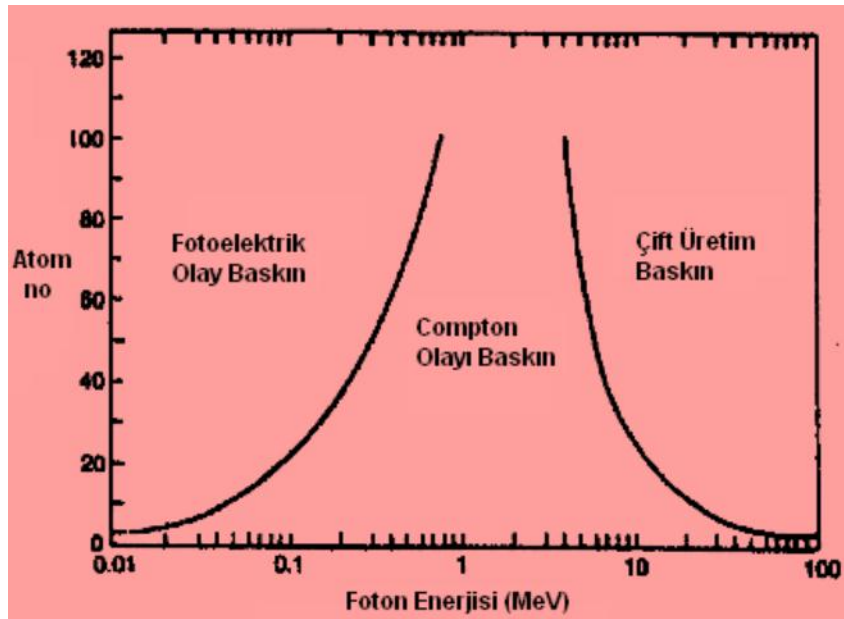
\*Çift oluşumu

Bu üç olay fotonların önemli iki özelliğini açıklar. Bu özelliklerden biri madde içerisinde yüklü parçacıklarla karşılaştırılan fotonların daha uzun mesafelere olan girciliği, öteki özelliği ise fotonlar belli bir kalınlığa sahip malzemeyi geçtiğinde enerjilerinde azalma olmaması, yalnızca şiddetinde azalma olmasıdır [Knoll, 2000].



Şekil 2.8. Soğurucu madde kalınlığına göre fotonların şiddetinde olan değişim [Knoll, 2000]

Büyük atom numaralı atomlarda ve enerjisi düşük olan fotonlarda fotoelektrik olay baskın iken, enerji miktarının artmasıyla birlikte fotonun soğrulma ihtimalide azalacağı için çarptığı atom enerjisinin tamamını soğuramayacak bu yüzden foton compton saçılmasına uğrayacaktır. 5 MeV’i geçen enerjilerde çift oluşumda baskın olacaktır [Bakkal, 2012]. Bu bölgeler şekil 2.9’da gösterilmektedir.



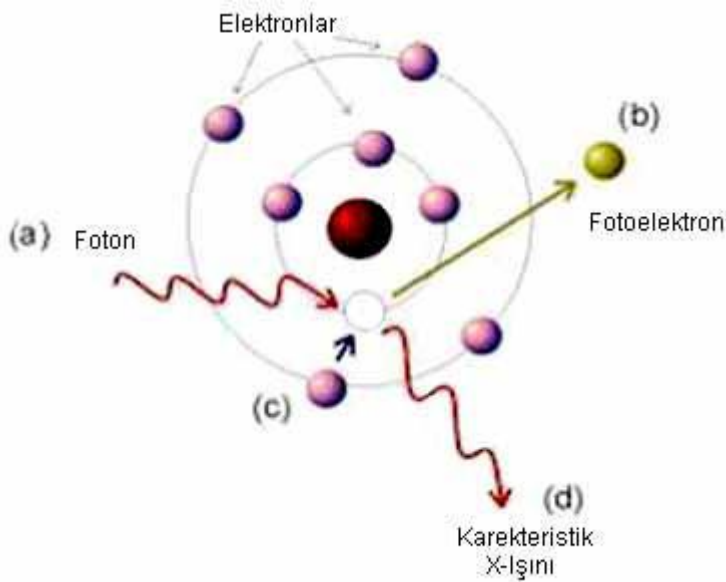
Şekil 2.9. Fotonların enerjilerine bağlı olarak baskın olduğu bölgeleri [Krane, 2001]

### 2.2.4.1. Fotoelektrik olay

Enerjisi düşük olan bir foton içinden geçtiği ortamdaki yüzey elektronlarıyla etkileşir ve enerjisinin tamamını vererek kaybolur. Fakat bu enerjinin tümü elektronlara kinetik enerji olarak yansımaz, bunların bir kısmı elektronları atomdan kopararak serbest hale getirir. Serbest hale getirilen bu elektronlar fotoelektronlar olarak adlandırılır. Bu olayın sonunda meydana gelen elektron boşluğu dış tabakadaki elektronlardan biri tarafından doldurulur ve bu esnada karakteristik x-ışınları yayımlanır.

$E_b$ ; elektronu koparmak için gerekli olan enerji ve  $E_K$ ; koparılan elektronun kinetik enerjisi olmak üzere  $E_\gamma$ ; gelen gama ışınının enerjisi Denklem 2.10'daki gibi gösterilir.

$$E_\gamma = E_b + E_K \quad (2.10)$$

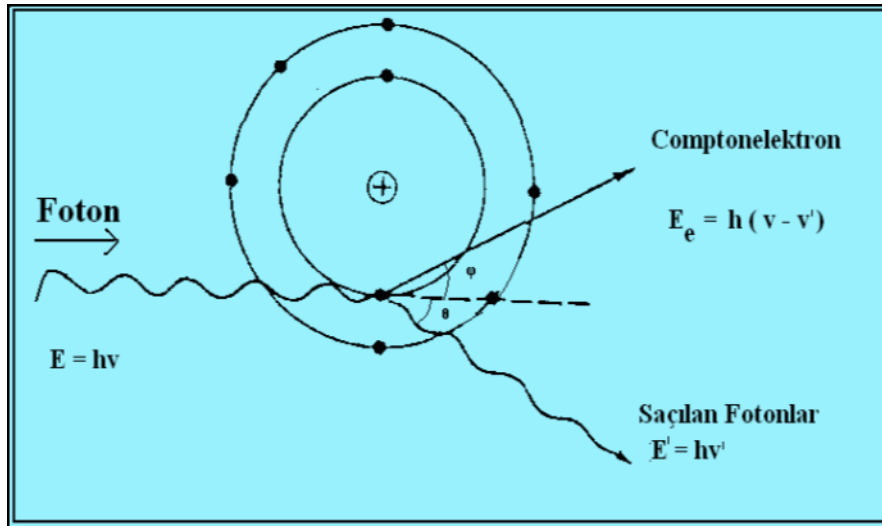


Şekil 2.10. Fotoelektrik Olay [Lilley, 1991]

### 2.2.4.2. Compton saçılması

Yüksek enerjili foton atomun kendisine göre daha düşük enerjili bir dış yörünge elektronu ile çarpıştıktan sonra saçılması olayına Compton Saçılması denir. Gama ışınının enerjisi saçılmadan önce ( $E_\gamma$ ) daha çokken saçılmadan sonra bu enerji ( $E_{\gamma'}$ ) daha azdır. Enerjisinin düşmesinin yanında belli bir açı ile saçılabilir. Bunun sonucunda meydana gelen enerji kaybı kinetik enerji olarak elektronlara geçer (Denklem 2.11). Gama ışını bir ya da daha fazla Compton saçılması yaşayabilir. Enerji azaldıkça fotoelektrik soğrulmanın oluşma ihtimali de artar [Keser, 2009]. Compton saçılımının şematik gösterimi Şekil 2.11'de verilmiştir.

$$E_e = E_\gamma - E_{\gamma'} \quad (2.11)$$



Şekil 2.11. Compton saçılımı [Keskin, 2008]

Saçılan fotonun enerjisi Denklem 2.12 ile verilir.

$$E_{\gamma'} = E_\gamma \left[ 1 + \frac{E_\gamma}{mc^2} (1 - \cos\theta) \right] \quad (2.12)$$



Burada  $m$  elektronun durgun kütlesi olup  $9.11 \times 10^{-31}$  kg ve  $c$  ışığın boşlukta olan hızı olup  $3 \times 10^8$  m/s değerindedir.

Gelen foton atomik bağlanma enerjisinin 100 keV altı enerjiye sahipse Compton olayı gerçekleşmez [Şahin, 2010].

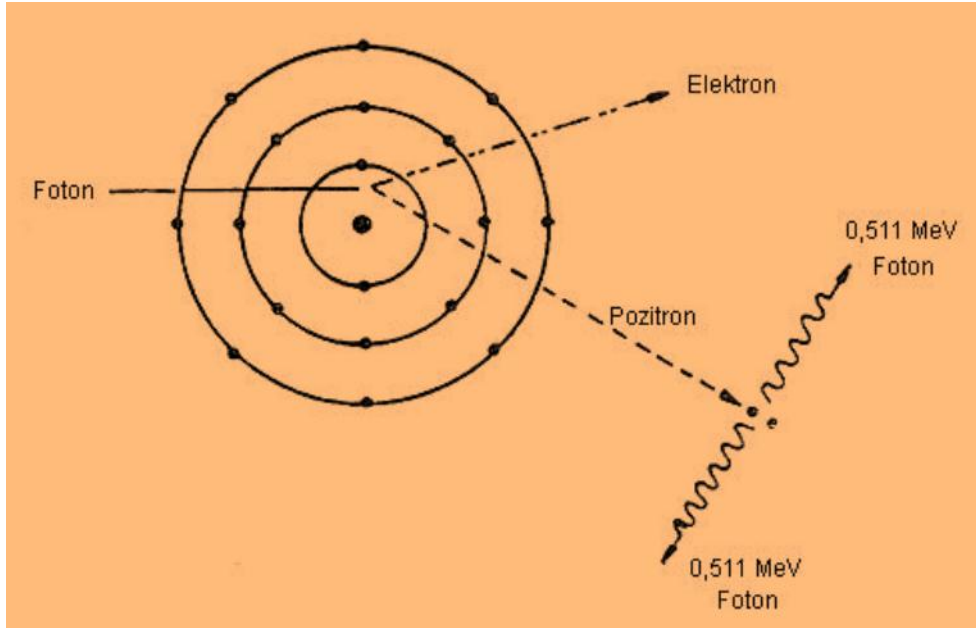
### 2.2.4.3. Çift oluşumu

Çift oluşumu, atom numarası yüksek olan bir elementin, çekirdeğin çevresine doğru gelen foton bir elektron-pozitron çifti oluşturacak biçimde enerjisini kaybederek yok olması olayıdır.

Pozitron ve elektronun oluşabilmesi için gerekli olan minimum enerji 0.511 MeV olmasından dolayı çift oluşumunun gerçekleşebilmesi için en az 1.02 MeV ( $2m_0c^2$ ) enerjili bir foton gereklidir. Elektron-pozitron çiftinin oluşmasından sonra foton kalan enerjisini, elektron ve pozitrona kinetik enerji olarak aktarır. Denklem 2.13'de gösterildiği gibidir.

$$E_\gamma = 2m_0c^2 + T_e \quad (2.13)$$

Burada meydana gelen elektron, atomla serbest elektronlar gibi etkileşirken, pozitron ise kinetik enerjisinin büyük bir kısmını kaybettikten sonra bir yörünge elektronu ile birleşerek pozitronyum diye isimlendirilen hidrojene benzer bir atom meydana getirmektedir. Pozitronyum atomu hidrojen gibi kararlı olmadığı için, bozularak zıt yönlü iki foton oluşturur. Enerji momentum korunumunu sağlamak amacıyla fotonların her biri 0,511 MeV'lik enerjiye sahip olmalıdır [Reşitoğlu, 2011]. Çift oluşumunun şematik diyagramı Şekil 2.12'de gösterilmiştir.



Şekil 2.12. Çift oluşumu [Lilley, 1991]

## 2.2.5. Radyasyon birimleri

### 2.2.5.1. Aktivite birimi (Bq)

Saniyede  $3,7 \times 10^{10}$  bozunma meydana getiren bir radyoaktif madde miktarı eski birime göre 1 Curie (Ci) olarak tanımlanır. Radyasyon aktivitesini ifade eden yeni birim Becquerel (Bq)'dir. Saniyede 1 bozunma meydana getiren bir radyoaktif madde miktarı 1 Becquerel olarak tanımlanır.

$$1\text{Bq} = 1 \text{ bozunma/ s}$$

$$1\text{Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1\text{Bq} = 2,703 \times 10^{-11} \text{ Ci}$$

### 2.2.5.2. Işınlama birimi (R)

Işınlama birimi, x ve  $\gamma$  ışınlarının havayı iyonlaştırma ölçüsü olarak tanımlanmaktadır. SI birim sistemine göre birimi (C/kg) olup 1C/kg,  $0^\circ\text{C}$  ve 760 mm-Hg basınçta havanın 1 kg'ında 1 C'luk elektrik yükü değerinde + ve - iyonlar

oluşturan x-ışını ve gama radyasyonu miktarı şeklinde tanımlanmaktadır. Bir başka ışınlanma birimi Röntgen (R) olup, normal hava şartlarında (0°C ve 760 mm-Hg basınçta) havanın 1 kg'ında  $2,58 \times 10^{-4}$  C' luk elektrik yükü değerinde pozitif ve negatif iyonlar meydana getiren x ve gama ışınım miktarıdır [Mavi, 2010].

$$1R = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1C/kg = 3876 \text{ R (Röntgen)}$$

### 2.2.5.3. Soğurulmuş doz (Gy)

Soğurulan Doz, bütün ortamlar ve her çeşitteki iyonlayıcı radyasyonlar için ifade edilmiştir. Bir madde radyasyona maruz kaldığında bu maddenin birim miktarında soğurulan radyasyon enerjisi, soğurulmuş doz olarak ifade edilir. SI birim sisteminde soğurulan doz birimi Gray (Gy)'dir. 1 kg'lık maddeye 1 J'lük enerji veren radyasyona 1 Gray olarak adlandırılmıştır. Herhangi bir madde gramı başına 100 erg'lik enerji soğurursa buna da 1 rad denir ve soğurulan dozun eski birimidir.

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J.kg}^{-1}$$

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ Rad}$$

$$1 \text{ Rad} = 10^{-2} \text{ J.kg}^{-1} = 100 \text{ erg.g}^{-1}$$

### 2.2.5.4. Eşdeğer doz (Sv)

Eşdeğer dozun eski birimi rem'dir, SI birim sisteminde eşdeğer doz birimi J/kg cinsinden ifade edilir ve özel adı Sievert (Sv)'dir. Sievert günlük hayatta karşılaştığımız radyasyon seviyelerinin yanında çok büyüktür. Bu radyasyon miktarı Sievert'in binde biri mertebesinde yer almaktadır. Bundan dolayı miliSievert (mSv) daha yaygın olarak kullanılmaktadır [Yeşilbağ, 2008].

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$$

$$1 \text{ rem} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg}$$

Eşdeğer doz birimi, soğrulmuş doz (rad) ile kalite faktörü (Q)'nun çarpımıdır. Q, farklı radyasyon tiplerinin biyolojik etkilerindeki değişiklikleri ve radyasyondan korunma hesaplarını birleştirmek için kullanılır [Yaren ve ark., 2005; Mavi, 2010].

$$\text{Rem} = \text{Rad} \times Q$$

Çizelge 2.3'de eski ve yeni radyasyon birimleri ve dönüşümleri gösterilmektedir.

Çizelge 2.3. Radyasyonun eski ve yeni birimleri arasındaki ilişki [Mavi, 2010]

TERİM	AKTİVİTE	İŞİNLAMA DOZU	SOĞURULMUŞ DOZ	EŞDEĞER DOZ	
BİRİMİ	E S K İ	Curie(Ci); $3,7 \times 10^{10}$ parçalanma/saniye	Röntgen(R); normal hava şartlarında ( $0^{\circ}\text{C}$ ve 760 mm Hg basıncı) havanın 1 kg'ında $2,58 \times 10^{-4}$ C'luk elektrik yükü değerinde (+) ve (-) iyonlar oluşturan X veya gama radyasyonu miktarıdır.	Radiation absorb doz (rad); Işınlanan maddenin 1kg'ında $10^{-2}$ Joule'luk enerji soğurması meydana getiren bir radyasyon miktarıdır.	Röntgen equivalent man; 1 Röntgenlik X veya gama ışını ile aynı biyolojik etkiyi oluşturan herhangi bir radyasyon miktarıdır. $\text{rem}=\text{rad} \times Q^*$
	Y E N İ	Becquerel (Bq); parçalanma/saniye	Coulomb/kilogram(C/kg); Normal hava şartlarında havanın 1 kg'ında 1 Coulomb'luk elektrik yükü değerinde (+) ve (-) iyonlar oluşturan X veya gama radyasyonu miktarıdır.	Gray(Gy); Işınlanan maddenin 1kg'ında 1 Joule'luk enerji soğurması meydana getiren bir radyasyon miktarıdır.	Sievert(Sv); 1Gy'lik X veya gama ışını ile aynı biyolojik etkiyi meydana getiren herhangi bir radyasyon miktarıdır. $\text{Sv}=\text{Gy} \times Q^*$
DÖNÜŞÜM	$1 \text{ Ci}=3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$ $1 \text{ Ci}=37 \text{ GBq}$	$1 \text{ C/kg}=3876 \text{ R}$ $1 \text{ R}=2,58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$	$1 \text{ Gy}=100 \text{ rad}$ $1 \text{ rad}=0,01 \text{ Gy}$	$1 \text{ Sv}=100 \text{ rem}$ $1 \text{ rem}=0,01 \text{ Sv}$	

### 2.3. Radyasyon Ölçüm Metotları ve Radyasyon Sayaçları

Radyasyon gözle görülemeyip, ses, ısı, ışık gibi etkileri olmadığından dolayı varlığını tespit etmek için duyu organları yetersiz kalmaktadır. Bu yüzden radyasyonun algılanması ve ölçümleri dedektörler yardımı ile yapılır. Radyasyon ölçmede kullanılan bütün dedektör sistemleri birbirlerine benzer bir çalışma kuralları çerçevesinde kurulmuşlardır.

Radyasyon dedektörün içerisine girerken, materyalinin atomlarıyla etkileşimi esnasında dedektör enerjisinin bir miktarını veya hepsini kaybederek materyalinden daha düşük enerjili elektronlar salınmasına sebep olur. Bu elektronlar elektronik devre ile akım pulsu veya voltaj şekline çevrilerek analiz edilir. Ölçülecek radyasyonun tipi, dedektörde kullanılan materyalin seçiminde etkilidir.

Radyasyonun varlığını belirlemek, enerjisini ölçmek, yayımlandığı anı bulmak, yayınlanan radyasyon çeşidini belirlemek ve spin veya kutuplanmasını ölçmek için yapılmış çeşitli dedektörler vardır.

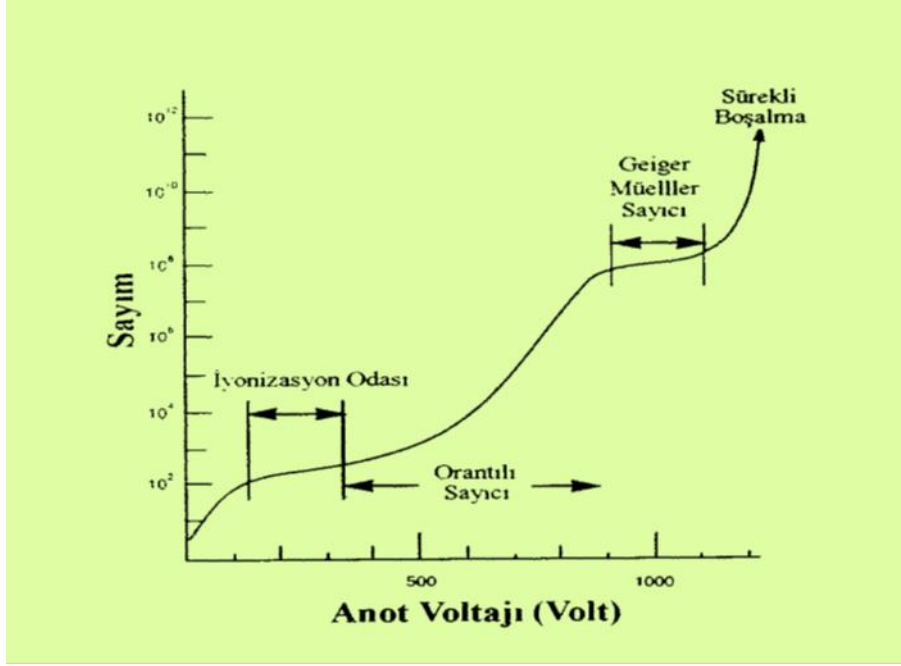
Bir parçacık dedektörü seçerken; çözünürlüğü ve verimi, ölçüm yapacak ortama uygunluğu ve amacına uygun olarak x veya gama ışınlarının enerji değerleri gibi birtakım noktalara dikkat edilmelidir.

Genel olarak radyasyon ölçümlerinde kullanılan dedektörler; gazlı dedektörler, yarı-iletken dedektörler ve sintilasyon dedektörleri olarak üç kısımda incelenebilir.

#### 2.3.1. Gazlı dedektörler

Gazlı dedektörler, farklı tipte gazlarla doldurulmuş iç duvarları metal bir oda ve pozitif yüklenmiş bir anot telden oluşan dedektörlerdir ve enerjisi düşük gama ışınları ve x-ışınları için kullanılır. Bu dedektöre gelen radyasyon gaz doldurulan odada iyonlaşma meydana getirir. Bu olay sonucunda ortaya çıkan serbest elektronların miktarı gaz odasında anot ve katot arasına voltaj uygulanıp ölçülür ve dedektörün ne kadar radyasyona maruz kaldığı saptanır. İyonizasyon odaları, orantılı

sayıcılar ve Geiger-Müller sayıcıları bu sistemle çalışan gazlı dedektörlerdir. Voltaj değerine göre değişen bu bölgelerin şematik gösterimi şekil 2.13’de verilmiştir.



Şekil 2.13. Gazlı dedektörün farklı voltaj değerlerindeki bölgelerin isimleri [Canberra, 1997; Mavi, 2004]

Meydana gelen elektronlar, elektrik alanın etkisinde kalarak anoda doğru çekilerek bir elektrik pulsu oluştururlar. Voltaj değeri düşükken elektronlar iyonlarla yeniden birleşebilirler ve bu birleşme olayı yüksek yoğunluklu iyonlar için de olabilir. Voltajın uygun bir değerinde yakınlarda bulunan tüm elektronlar bir araya gelirler ve bu bölge iyonizasyon odası diye bilinir. Voltaj değeri artınca elektronlar anoda doğru hareket ederek ortamda bulunan başka gaz atomlarını iyonize ederek ortamdaki elektron sayısında artış meydana getirir ve dedektör bu şartta orantılı sayıcı diye adlandırılır. Daha fazla voltaj verilerek elektronların sayısında daha çok artma meydana gelir. Bundan dolayı anotta toplanan elektronların sayısı, başlangıç anındaki iyonizasyondan bağımsız hale geldiği için dedektör bu anda Geiger Müeller sayıcı olarak adlandırılır. Bunlardan oluşturulan büyük çıkış pulsu tüm fotonlar için

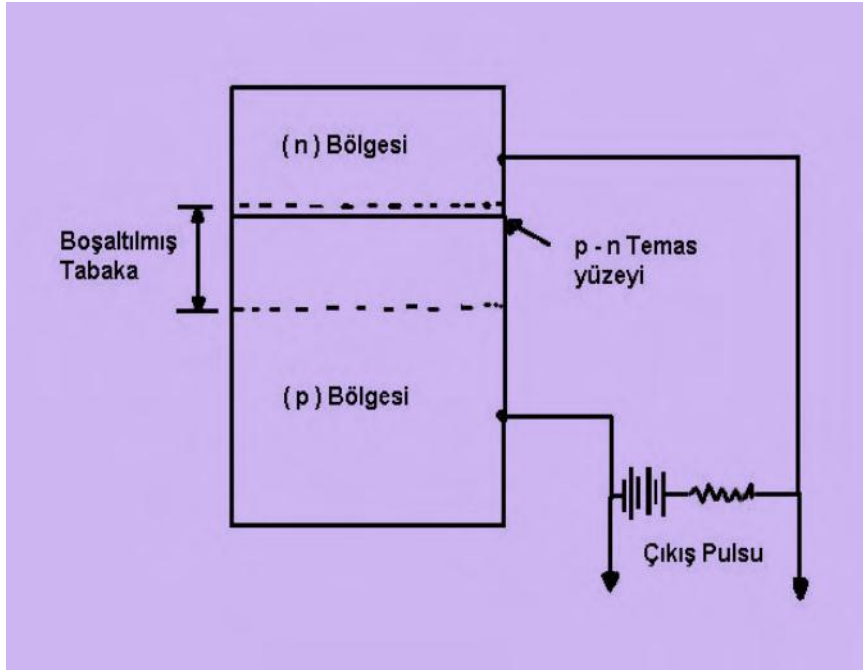
ayınıdır. Dedektöre önceki voltajlardan daha fazla voltaj verilirse tüpte sürekli boşalma ortaya çıkar ve bu bölgeye de boşalma bölgesi denir [Mavi, 2004].

### **2.3.2. Yarı iletken dedektör**

Yarı iletken detektörler, geri beslenme durumunda akım geçirmeyen ama ileri beslenme durumunda akımı çabuk geçiren bir diyottur. Elektron (- yük) veya boşluk (+ yük) taşıyıcısı çok olan n ve p tipi materyallerin temas ettirilmesiyle ortaya çıkar. Ters besleme altındaki bu diyotta, eksi yük ve artı yükten arınmış hassas bir bölge oluşur. Derin hassas bir bölge elde edilmesi, dedektörün veriminin fazla olmasına olanak sağlayacaktır. Bu bölgenin elde edilmesi için çok miktarda saf madde gerekir. Bir gama ışını eklem içinden geçerken valans bandında olan bir elektronu uyararak iletim bandına yükseltir ve elektron-boşluk çifti meydana gelmesine sebep olur. Elektrik alan, eksi yükleri eklem pozitif, artı yükleri de negatif tarafa doğru sürükler ve bu olay da sayıcı ile sayılabilen bir puls oluşumuna neden olur.

Yarı iletken materyaller içinde en çok tercih edilen Si(Li) ve Ge(Li) dedektörleridir. Bu materyallerin çalışma sıcaklığı düşük olduğu için, kristallerin soğutulması lazımdır. Mesela Ge(Li) dedektörünü soğutmak için 77 K'de sıvı azot kullanılmaktadır [Krane, 1988c]. Şekil 2.14'de yarı iletken dedektörün şematik gösterimi gösterilmiştir.





Şekil 2.14. Yarı iletken dedektör [TAEK Rapor 32, 1985]

Yarı iletken dedektörlerin ölü zamanı çok düşük olmasından dolayı sayma hızları çok yüksektir. Yüklü parçacıklarda enerji ayırma yeteneği çok iyidir bundan dolayı parçacık spektrometresi için uygun dedektörlerdir.

Yaklaşık olarak 25 – 300 V gibi çok düşük voltaj aralıklarında çalışır [TAEK Rapor No:32,1985; Değerlier, 2007].

### 2.3.3. Sintilasyon sayacı

Sintilasyon sayacı, gama ışınlarının sayılması esnasında oldukça yararlı bir metottur. Verimi yüksektir ve uygun çözme gücüne sahiptir. Bu dedektörün önemli bir özelliği gelen radyasyonla çıkan fotonun enerjisinin orantılı olmasıdır. Bu durumun olması gelen radyasyonun türü ve enerjisi hakkında bilgi vermektedir.

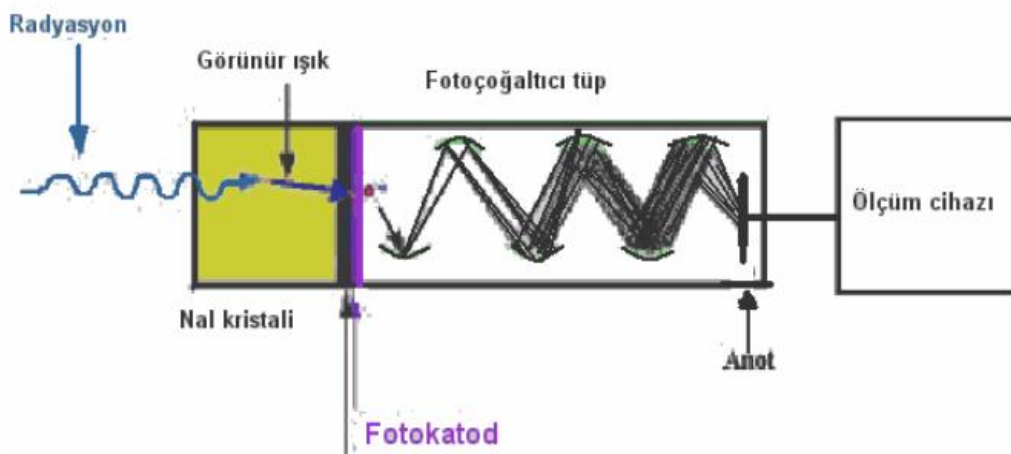
İletim bandına uyarılmış elektronla gelen radyasyonun enerjisi az bir zamanda değerlik bandına geri dönüş yapar ve bu sırada bir foton yayınlar. Bu foton, fotokatoda düşerek fotoelektrik olay meydana gelir ve bu olay sonucunda fotokatottan bir elektron söker. Sökülen bu elektronların bir fotoçoğaltıcı tüpte

bulunan dinotlar ile çoğaltılıp hızlandırılması ile çıkış pulsları meydana gelmektedir [Bakkal, 2012].

Farklı uygulamalarda kullanmak için üretilmiş sintilasyon dedektörleri özünde;

- İnorganik sintilatörler (NaI(Tl), CsI(Tl), CsI(Na), LaBr<sub>3</sub>(Ce) vb.)
- Organik sintilatörler (Anthracene kristal, POPOP sıvı, stilbene Kristal vb.)
- Plastik sintilatörler (NE102A, BC400, BC406 vb.)

olmak üzere üç gruba ayrılır [Dyer, 2001; Karakılıç, 2013].



Şekil 2.15. Sintilasyon dedektörünün şematik gösterimi [Mavi, 2010]

#### 2.3.4. Dedektör seçimi

Gama ışınları yüksüz oldukları için iyonizasyon yapma ihtimalleri yoktur. Bu ışınlar hiçbir şekilde etkileşmeye girmeden madde içinde uzun bir yol aşabilirler, ayrıca materyali kolay bir şekilde delip geçebilirler. Bundan dolayı tespit edilmesi oldukça zordur. Gama ışınlarının ölçülebilmesi için enerjilerinin bir parçasını veya hepsini elektronlara aktarmaları gerekir. Gama ışını tespit etmek için kullanılacak dedektörün seçimi yapılırken, dedektörün verimi, yapılmak istenen ölçüm tipi, enerji ve zaman çözme gücü gibi özelliklerine dikkat edilir.

Gama spektroskopisinde en fazla kullanılan dedektörler; NaI ve Ge dedektörleridir. Bu dedektörler kıyaslandığında sintilasyon dedektörlerinin verimi daha yüksektir, fiyat olarak daha düşüktür ve çalışma biçimi daha kolaydır. Sintilasyon dedektörleri için soğutma gerekli değildir ve bu dedektörler, yarı iletken dedektörlerden daha yüksek kütle numarasına sahip olduklarından dolayı foton soğurulma ihtimali bu dedektörde daha fazladır. Diğer taraftan yarı iletken dedektörlerin sintilasyon dedektörlere oranla çözme gücü daha fazladır. Bu tezin konusu olan uygulamamda NaI dedektörü kullanılmıştır.

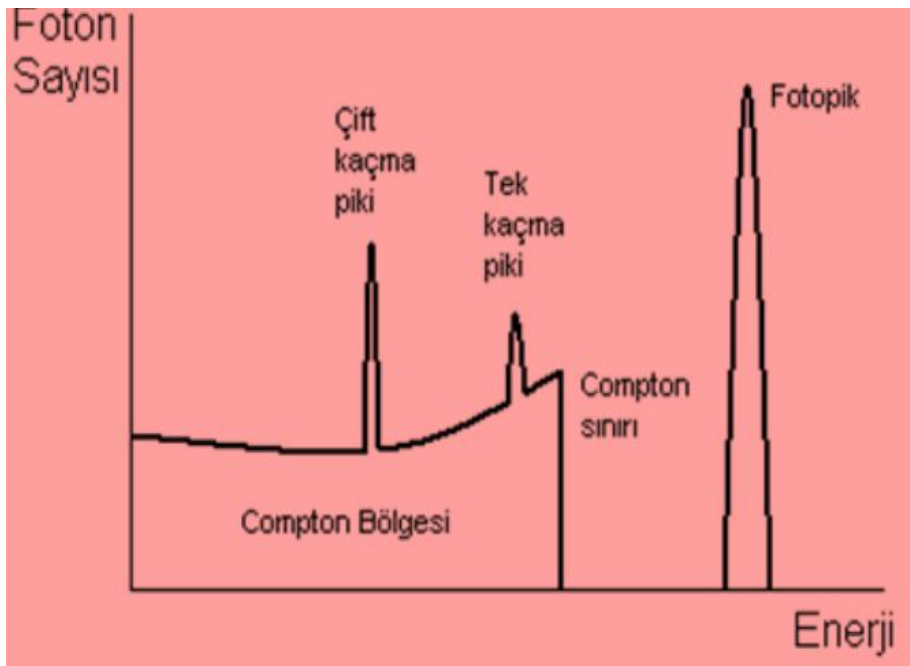
### 2.3.5. Enerji ölçümleri

Dedektöre giren gama ışınının etkileşme aşamaları şu şekilde gerçekleşir: Fotoelektrik soğurma vasıtasıyla enerjisini doğrudan aktarabilir. Birkaç defa Compton saçılması yapar ve enerjisinin tümünü kaybetmeden dedektörden ayrılabilir ya da Compton saçılması yaptıktan sonra fotoelektrik soğurma yapar ve bütün enerjisini yitirebilir. Çift oluşumuyla birlikte bir elektron pozitron çifti oluşturur, bunun sonrasında ise meydana gelen pozitron bir elektron ile çift yok olur ve iki foton üretilir. Oluşan bu fotonlardan biri dedektörden ayrılabilir. Çift oluşumu vasıtasıyla meydana gelen iki foton da, enerjilerini fotoelektrik soğurma ile dedektöre aktarabilir. Çift oluşumu ile oluşan her iki foton da dedektörü terk edebilir. Eğer bu olay sonunda ilk foton, fotoelektrik soğurmaya maruz kalıyorsa, bütün enerjisini dedektör kristaline aktarır ve dedektöre gelen gama ışını enerjisinde bir pik elde ederiz.

$$T_e = E_\gamma - E_\gamma' = E_\gamma^2(1 - \cos\theta) \backslash mc^2 + E_\gamma(1 - \cos\theta) \quad (2.14)$$

Dedektör içinde gerçekleşen Compton saçılması bütün açılarda olacağı için saçılan elektronun enerji aralığı hesaplamalarında (denklem 2.14) açı değerleri  $\theta=0^\circ$  ile  $\theta=180^\circ$  kullanılır. Soğurulan elektronların tümü enerji spektrumunun Compton bölgesine katkı sağlar.

$E_\gamma = 2mc^2$  'lık enerji ile bir pozitron elektron çifti meydana gelir ve bu enerji dedektörde foto pik meydana gelmesine sebep olur. Atomdaki elektronla pozitron birleşerek yok olur ve bu olay sonucunda iki tane 511 keV'lik foton oluşturulur. Oluşan bu iki foton compton saçılması ile tamamen veya kısmen soğurulabilir ya da hiç etkileşme yapmadan dedektörü terk edebilir. İki fotonun kaçması durumu, tek fotonun kaçıp ötekinin soğurulması durumu ve iki fotonunda soğurulması durumu Şekil 2.16'da şematik olarak gösterilmiştir.



Şekil 2.16. Tek enerjili gama ışınları için dedektörün verdiği cevap [Keser, 2009]

### 3. KAYNAK ARAŞTIRMASI

Doğal radyoaktivitenin başlıca kaynaklarından ve bölgenin coğrafi özelliklerinin temel taşlarından biri olan toprak ile ilgili olarak literatürde bir çok çalışma yapılmıştır. Bu çalışmalar bölgesel olduğu için her biri o bölgeye özgüdür ve bölgenin doğal radyoaktivite düzeyleri hakkında bilgi vermektedir. Bu çalışmalardan bazıları aşağıda özetlenmiştir.

Kurnaz ve ark.(Kurnaz, 2007) tarafından yapılan çalışmada Fırtına vadisinin toprak ve sediment örneklerinde, doğal radyoaktivite düzeylerini tespit etmişlerdir. Topladıkları örnekler için  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  radyoizotoplarının analizinde HPGe detektörünü tercih etmişlerdir. Aktivite konsantrasyonları  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{228}\text{Ac}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  için Bq/kg türünden tayin edilmiştir. Elde edilen sonuçlar başka ülkelerin, toprak ve sediment radyoaktivite ölçümleri ile kıyaslanmıştır. Radyum eşdeğer aktivitesi, soğrulan doz hızı, dış tehlike endeksi, yıllık ganodal doz eşdeğeri ve yıllık etkin doz eşdeğeri hesapları yapılmış ve uluslararasıdaki karşılıkları ile kıyaslama yapılmıştır.

Kaya ve ark.(Kaya, 2014) tarafından yapılan çalışmada Gümüşhane çevresinde toplanan toprak ve karayosunu örneklerinde doğal ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ) ve yapay ( $^{137}\text{Cs}$ ) radyoaktivite konsantrasyonlarını belirlemiştir. Toplanan toprak ve karayosunu örnekleri için doğal ve yapay radyoaktivite konsantrasyonları HPGE dedektörü kullanılarak belirlenmiştir. Toprak ve karayosunu örneklerinde aktivite konsantrasyonları  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  için Bqkg<sup>-1</sup> cinsinden ifade edilmiştir. Doğal radyoaktivitenin yanı sıra yapay  $^{137}\text{Cs}$  aktivite konsantrasyonu toprak ve karayosunu örneklerinde ölçülmüştür. Bu değerler kullanılarak toprak ve karayosunu için ortalama eşdeğer radyum aktivitesi değerleri (Raeq) bulunmuştur. Ölçülen örneklerin Raeq değerleri; eşdeğer gama doz oranı limit değerinden çok düşüktür.

(Yalçın ve Gurler, 2007) çalışmalarında Türkiye'nin güney Marmara bölgesinde bulunan farklı yerlerden topladıkları toprak, kömür ve su örnekleri için radyoaktivite seviyelerini tespit etmişlerdir. Aktivitelerin değerleri TENNELEC LB 1000-PW detektörü kullanılarak bulunmuştur. Mutlak beta aktivitesi toprak örneklerinde 0.83

$\pm 0.06$  ile  $0.50 \pm 0.05$  Bq/kg türünden bu aralıkta, kömür örneklerinde  $1.284 \pm 0.02$  ile  $0.079 \pm 0.002$  Bq/kg aralığında ve su örneklerinde ise  $0.74 \pm 0.05$  ile  $0.06 \pm 0.02$  Bq/kg aralığında belirlenmiştir. Yapılan bu çalışmada toprak ve kömür örneklerinin gama spektrumu HPGe detektörü ile ölçülmüştür. Toprak örnekleri için  $^{235}\text{U}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktiviteleri, kömür örnekleri için ise  $^{235}\text{U}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  ve  $^{214}\text{Bi}$  aktiviteleri belirlenmiştir. Su örneklerinde bulunan radyoaktivite düzeyleri WHO ve ITS' nin tavsiye ettikleri değerler ile kıyaslanmıştır.

Akhtar ve ark.(Akhtar, 2005) tarafından yapılan çalışmada Pakistanda bulunan Lahore kentinin toprak örneklerinde çevresel radyoaktivite ölçümlerini gama spektrometrik yöntem kullanarak yapmıştır. Radyonüklid aktivite konsantrasyonları  $^{40}\text{K}$  için 524.84-601.62 Bq/kg aralığında,  $^{226}\text{Ra}$  için 24.73- 28.17 Bq/kg aralığında ve  $^{232}\text{Th}$  için 45.46 - 52.61 Bq/kg aralığında elde edilmiştir.  $^{137}\text{Cs}$  için ölçülemediği çünkü limit değerlerinden daha düşük çıkmıştır.

Değerlier ve ark.(Değerlier, 2008) tarafından yapılan çalışmada Adana civarında toprak yüzeyinde bulunan doğal radyonüklidlerin konsantrasyonları HPGe dedektör kullanılarak gama ışını spektrometrik yöntemiyle belirlenmiştir.  $^{238}\text{U}$  için ortalama aktivite konsantrasyonu 17.6 Bq/kg,  $^{232}\text{Th}$  için 21,1 Bq/kg ve son olarak  $^{40}\text{K}$ 'nin ortalama aktivite konsantrasyonu 297.5 Bq/kg olarak bulunmuştur. Numunelerin toplandığı noktalarda, yerden 1 metre yukarıda harici gama dozu ölçümlerini, portatif gama sintilasyon detektörünü kullanarak yapmışlar ve ortalaması 67 nGy/saat olarak tespit edilmiş ve yıllık etkin dozu 82  $\mu\text{Sv}$  olarak bulunmuştur.

Dugalic ve ark.(Dugalic, 2010) tarafından yapılan çalışmada Batı Sırbistanda topladıkları toprak örneklerinde  $^{238}\text{U}$  radyonüklidinin ortalama radyoaktivitesini  $60.4 \pm 26.2$  Bq/kg,  $^{232}\text{Th}$  için  $33.2 \pm 13.4$  Bq/kg,  $^{40}\text{K}$  için  $49.1 \pm 18.5$ ,  $379 \pm 108$  Bq/kg ve  $^{137}\text{Cs}$  için ise  $36.4 \pm 23.3$  Bq/kg olarak ölçülmüştür. Toprakta radyoaktivite yükselişi gözlenmiştir. Çalışma bölgesinde, önceki raporlara benzer biçimde yerden 1 metre yükseklikte havada soğrulan doz hızı 73.4 nGy/saat ve yıllık etkin doz 90  $\mu\text{Sv}$  olarak tespit edilmiştir.

Al-Jundi ve ark.(Al-Jundi, 2003) tarafından yapılan çalışmada Amman Akabe ulusal otoyolu boyunca toplanan topraklarda, doğal olarak meydana gelen karasal ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ) radyonüklidlerin, spesifik aktivitesi ve soğrulan doz hızını belirlemek için HPGe gama ışını spektrometresi kullanılmıştır. Toprak aktivitesi  $^{238}\text{U}$  için 22-104 Bq/kg,  $^{232}\text{Th}$  için 21-103 Bq/kg ve  $^{40}\text{K}$  için 138-601 Bq/kg aralığında bulunmuştur.  $^{238}\text{U}$ 'nun en yüksek değeri Al-hassa fosfat madeninden aldıkları örneklerdedir. Çalışma sonucunda yıllık etkin doz eşdeğeri 40-151  $\mu\text{Sv}$  aralığında bulunmuştur ve ortalama değer UNSCEAR-2000 de verilen bina içi radyasyon dozunun küresel değerler aralığındadır.

(Camgöz ve Yaprak, 2009) tarafından gerçekleştirilen bu çalışmada, tarımsal üretimin devam edilebilirliği ve gıda güvenliği baz alınarak Küçük Menderes Havzası tarım topraklarında doğal radyonüklidin belirlenmesi ve bölgeye ait radyolojik veri tabanı oluşturulması amacıyla yapılmıştır. Küçük Menderes Havzasında toplanan 105 toprak örneğinde doğal radyonüklid aktivite konsantrasyonlarını ölçmek için HPGe gama spektrometre sistemi kullanılmıştır.  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktivite konsantrasyonları, sırası ile 17-76 Bq/kg, 17-51 Bq/kg ve 296-1305 Bq/kg aralığında değiştiği tespit edilmiştir. Topraklarda ölçülen doğal radyonüklid aktivite konsantrasyonlarına bağlı olarak ortalama karasal gama doz hızı 59 nGy/h olarak hesaplanmıştır. Bu kaynaklardan insanların maruz kaldığı yıllık ortalama etkin doz eşdeğeri 70  $\mu\text{Sv/y}$  olarak belirlenmiştir. Radyolojik risk yönünden bu değerlerin literatürde verilen sınır değerleri arasında olduğu gözlenmiştir.

## 4. MATERYAL ve METOT

### 4.1. Çalışma Yapılan Bölgenin Özellikleri

Yedikır Barajı, Amasya'nın kuzeybatısında yer alan ve yapımı 1985 yılında tamamlanan küçük bir barajdır. Coğrafi konum olarak ise; enlem: 40.782 ve boylam: 35.563 koordinatlarındadır. Suluova ilçesinde bulunan Yedikır Barajı Yeşilirmak'ın bir kolu olan Ters akan çayı ile beslenmektedir. Baraj suları içme suyu olarak kullanılmaktadır. Suluova'da 7.403 hektarlık tarım alanının sulanmasında kullanılan bu baraj içme ve kullanma amacı için inşa edildiğinden dolayı göl işletme kotları Devlet Su İşleri Genel Müdürlüğünce tespit edilmektedir. 593 hektarlık yüzölçümüne sahip olan baraj, toprak gövde dolgu tipi olan barajın gövde hacmi  $63.000.000 \text{ m}^3$ , akarsu yatağından yüksekliği 28,00 m normal su kotunda göl hacmi  $6,30 \text{ hm}^3$ 'tür ve  $5,93 \text{ km}^2$ 'lik normal su kotunda göl alanına sahiptir. Barajın sulama amacıyla hizmet verdiği alan 7.403 hektardır. Bu barajda balık çeşidi olarak kızılkanat, turna ve sazan bulunmaktadır. Karadeniz'deki olta balıkçılığında kullanılan nadir göllerden birisidir (Turizm ve Kültür Bakanlığı). Şekil 4.1'de çalışma bölgesi gösterilmektedir.



Şekil 4.1. Çalışma bölgesi

([www.ktbyatirimisletmeler.gov.tr/TR,10285/yedikir-baraji.html](http://www.ktbyatirimisletmeler.gov.tr/TR,10285/yedikir-baraji.html))



## 4.2. Gama Spektrometresi

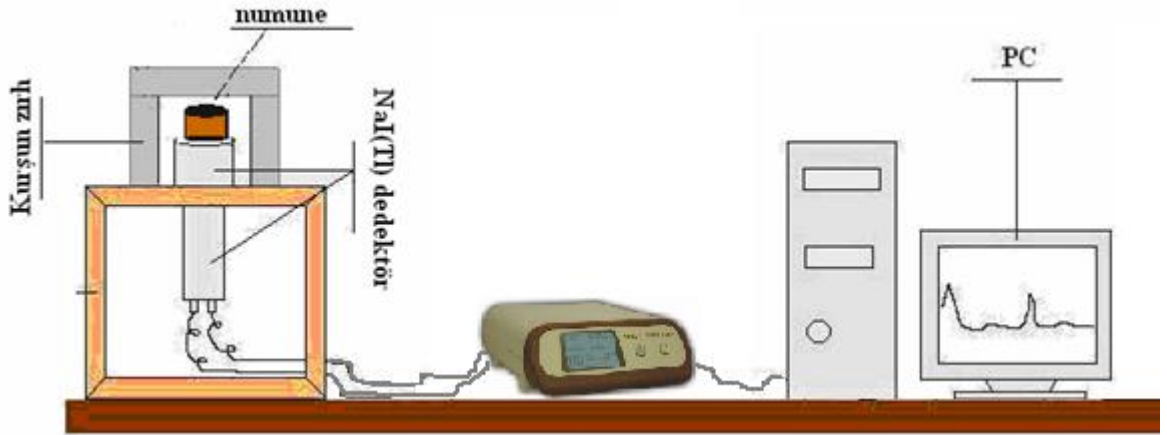
Hayatımızın her aşamasında radyasyona maruz kalmaktayız ve bu radyasyonun nelerden kaynaklandığını bilmek ve etkilerinin neler olduğunu bilmemizde fayda vardır.

Gama spektrometresi çevremizdeki maddelerin hangilerinin radyoaktif olup hangilerinin radyoaktif olmadığını ve radyoaktif ise hangi radyoizotoptan dolayı radyoaktif olduğunu belirlemede yaygın olarak kullanılmasının yanında bu radyoaktif olan elementlerden yayımlanan gama ışınlarının enerjilerine göre ayrıldığı bir sistemdir. Radyoaktif kaynaktan yayılan radyasyon dedektöre gelerek etkileşip soğurulan enerjiyle orantılı bir akım darbesi oluşturur. Bu darbe yükselticiler yardımıyla voltaj darbesine dönüştürülür, yükseltilir, şekillendirilir ve çok kanallı analizöre (ÇKA) gelir. Analizörden sayısal hale çevrilen bilgiler, ekranda spektrum olarak gözlenir. Bu spektrum veya spektrumla ilgili bilgiler ÇKA' ya bağlı uygun bir giriş/çıkış cihazıyla değerlendirilmek üzere dışarı alınır [Mavi, 2010].

Bu yöntemin birtakım avantajları vardır. Bir tane numune ile farklı radyoaktif çekirdekler tek tek veya aynı anda tespit edilebilir ve malzemedен kar edildiği için emek ile zamandan tasarruf edilerek örnekleri hazırlamak basit ve çabuk olur. Gama spektroskopik ölçümlerin güvenilirlik düzeyleri yüksek olduğu için ve ölçüm sınırı düşük olduğu için özellikle çevresel örneklerin analizinde tercih edilirler [Tsoulfanidis, 1983].

Deneysel çalışmamızda toprak örneklerinin ölçümlerinde Nal(Tl) dedektörü ve çok kanallı analizör (MCA) içeren gama spektroskopi sistemi kullanılmıştır.

Bir gama spektrometre sistemi Nal(Tl) dedektörü, bir tane yüksek voltaj kaynağı (HV), yükseltici (MA), analog sayısal dönüştürücü (ADC), çok kanallı analizör (MCA) ve bilgisayardan (PC) oluşur.



Şekil 4.2. Gama spektrometresinin şematik gösterimi [Çetin, 2016]

### 4.3. Deney Düzenegi

Yüksek Voltaj Kaynağı (HV): Dedektöre besleme gerilimini sağlayan yüksek voltaj kaynağıdır. Bu voltaj yük biriktirmek amacı ile elektrik alan oluşturmada kullanılır.

Yükselteç (MA): Dedektöre giren ve çıkan pulslar arasında bir bağlantı kurarak sinyalleri ayırmak, büyötmek ve yüksekliğini ayarlamak için kullanılır.

Sayısal dönüştürücü (ADC): Yükselteçten çıkan enerjisi yükseltilmiş çıkış pulsu, bilgisayarda görüntülenebilmesi için sayısal niceliğe dönüştürür.

Çok Kanallı analizör (MCA): Dedektöre gelen gama ışını enerjisi ile aynı oranda bir yükseklikte meydana gelen pulsların yükselteçte biçimlendirildikten sonra; bu pulsları yüksekliklerine göre sıralama işlemi bu analizör aracılığıyla yapılır. Çok kanallı analizörün çalıştırılması için bilgisayar ve yazılım programı bulunursa daha iyi olur.

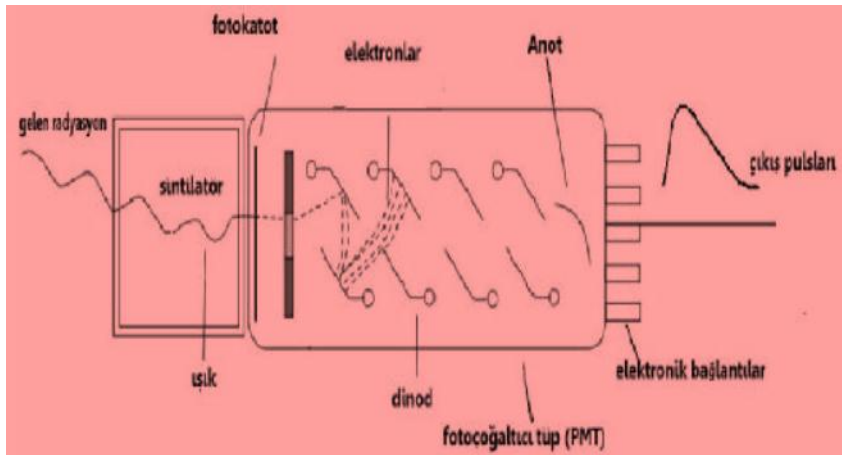
Kaydedici: Çok kanallı analizörden veya bu analizörle bağlantılı bir bilgisayardan alınan bilgileri kaydetmek için yazıcı veya grafik çizici kullanılır.

Dedektör: Bu çalışmada gama radyasyonu spektrumları ORTEC marka 3"x3" boyutlu NaI(Tl) sintilasyon detektörü kullanılarak ölçülmüştür. Sistem,  $^{60}\text{Co}$ ' nun 1.33 meV gamma ışın pikinde 1.73 enerji çözünürlüğündedir. Dedektör veri toplama,

spektroanaliz yazılımı Ortec Dspec jr'ye bağlıdır. Örnek sayım sistemi, analiz edilecek numunenin fiziksel haline, aktivitesine, miktarına ve tayin sınırına bağlıdır. Numuneler, belirli bir sayım geometrisinde, sayım verimini artırmak maksadıyla dedektöre mümkün olduğunca yakın mesafede sayılır. Gama enerjisi ile sayım veriminin değişimine bağlı bilgiler ve doğal yüzey spektrumları da hazır olmalıdır.  $^{137}\text{Cs}$  ve  $^{60}\text{Co}$  gibi radyoaktif kaynaklar kullanılarak gama spektrometresinin kalibrasyonu belli bir aralıkla yapılır.

#### 4.4. Nal Dedektörü (TI)

Çevredeki radyasyon ölçümlerinde sıkça gama spektrometre sistemleri tercih edilir. Bu çalışmada örneklerin gama spektrometre analizleri ORTEC marka 3"x3" boyutlu talyum katkılı NaI(Tl) sintilasyon detektörü kullanılarak ölçüm yapılmıştır. Bu detektörün iki temel kısmı vardır. Bunlar; içinde foto katot odaklayıcı elektrot, dinotlar (elektron çoğaltıcılar), anot bulunduran foto çoğaltıcı tüp ve içerisinde parıldayıcı malzeme bulunan sintilatördür.



Şekil 4.3. Kullanılan NaI (TI) dedektörünün iç yapısı [Xiaolin, 2008]

Sintilasyon detektörünün üzerine gelen gama ışınlarını kaydetmesi için birtakım aşamaların oluşması gerekmektedir. Öncelikle gama ışını ışık kristaline (sintilatöre) girer ve buradaki malzemeye foto katot odaklayıcı elektrot, elektron çoğaltıcılar ve

anot bulunduran fotoçoğaltıcı (ışık-elektrik dönüştürücüsü) tüple etkileşmelere uğrar. Böylelikle gama ışınının enerjisinin tümü veya bir kısmı elektronlara ya da elektron-pozitron çiftlerine aktarılır. Gama ışınları aracılığıyla uyarılan elektronlar temel seviyelerine tekrar dönerken dalga boyu görünür bölgede veya görünür bölgenin çok yakınında ışık yayımlarlar. Bu şekilde üretilen ışık sinyallerine flüoresan radyasyonu adı verilmektedir.

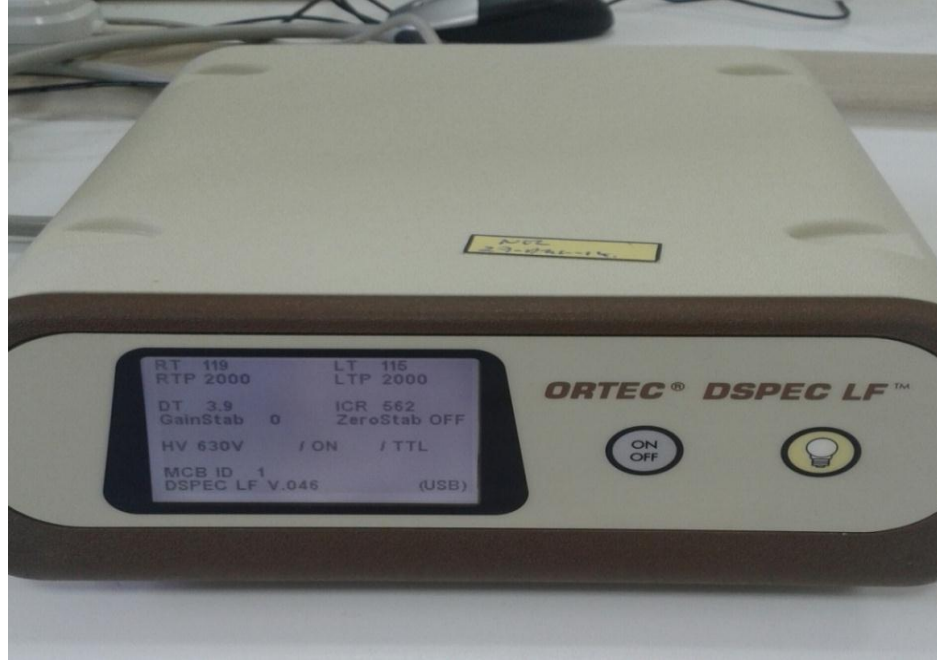
Flüoresan ışınlar detektörün foto çoğaltıcı bölümüne girdiklerinde öncelikle ışığa duyarlı foto katot ile etkileşimde bulunurlar. Bu etkileşmeden sonra oluşan foto elektronlar odaklama vazifesi gören bir elektrot aracılığıyla dinot (elektron çoğaltıcı) tabakalardan ilkinine yönlendirilir. Bu tabaka ile etkileşen elektronların ilk enerjilerine göre çoğaltıcıdan birden fazla ikincil elektron kopar. Koparılan yeni elektronlar da odaklayıcılar ile bir sonraki elektron çoğaltıcıya yönlendirilir. Böylece bu işlem anoda kadar devam eder. Bu aşamalardan sonra anotta bir akım sinyali meydana gelir ve bu sinyal yükseltilerek elektronik elemanlar aracılığıyla okunabilir spektruma dönüştürülür [Günoğlu, 2012]. Şekil 4.4'de NaI(Tl) dedektörünün görüntüsü verilmektedir.



Şekil 4.4. NaI(Tl) dedektörü

Sintilasyon detektörüyle etkileşmesi sonucu gama radyasyonunun meydana getirdiği atmaların anlamlı sayısal sinyallere dönüştürülmesi için elektronik cihazlara ve sinyallerin analizi için de yazılıma gereksinim vardır. Radyasyonun detektörde meydana getirdiği sinyaller amplifikatör (yükseltici) tarafından yükseltilir,

biçimlendirilir ve içerisinde çok kanallı analizöre (ÇKA) sahip DSPEC LF' e gönderilir. Şekil 4.5'de DSPEC LF gösterilmektedir.



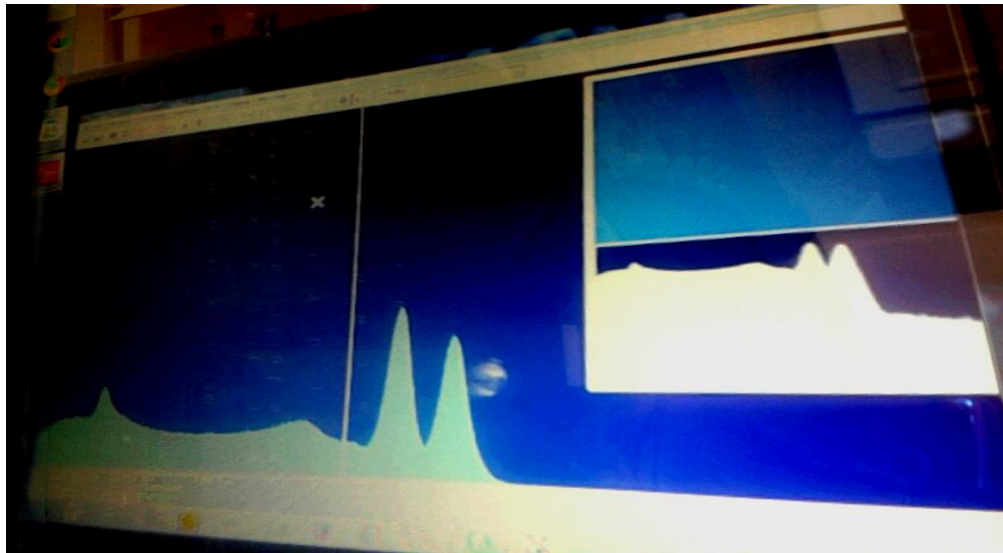
Şekil 4.5. Dijital Sinyal İşleme Sistemi (DSPEC LF)

DSPEC LF 16384 kanala sahiptir ve bununla birlikte sayısal duruma dönüştürülen bilgiler MAESTRO-32 yazılımı tarafından ekranda spektrum olarak gözlenir. Gama radyasyonu spektrumunu meydana getiren pikler gauss eğrisi biçimindedir. Bütün enerji ve kanal numarası başına düşen sinyal sayısı yazılım vasıtasıyla kaydedilir. Sistem bir yüksek gerilim birimi ile beslenmektedir [Günoğlu, 2012]. Şekil 4.6'da yüksek gerilim modülü gösterilmektedir.



Şekil 4.6. Yüksek Gerilim Modülü

Detektörün çalışma gerilimi 620 V bu yüksek gerilim biriminden sağlanmaktadır. Şekil 4.7' de MAESTRO-32 yazılımı desteği ile oluşturulan bir spektrum örneği gösterilmiştir.



Şekil 4.7. MAESTRO-32 yazılımı yardımıyla elde edilen örnek bir spektrum

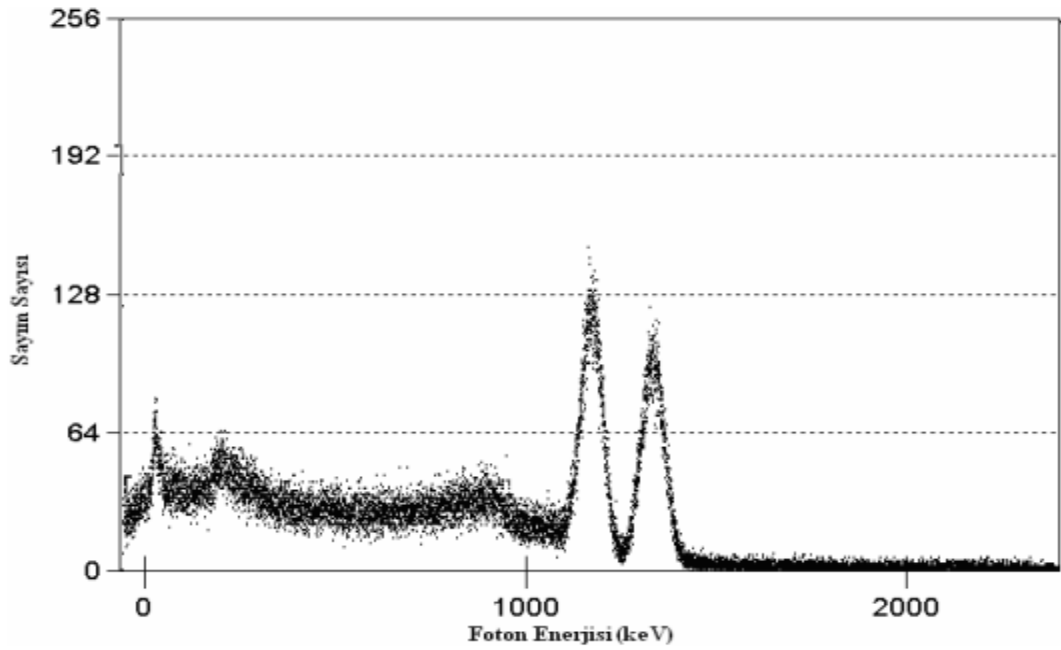
#### 4.5. Enerji Kalibrasyonu

Enerji kalibrasyonunun yapılmaktaki amacı, belirli bir radyasyon dozu karşısında radyasyon ölçüm cihazının vereceği cevabı bulmak ve bilgisayar hafızasında biriken spektrumları analiz ederken, hangi kanalın hangi enerjiye denk geldiğini belirlemektir. Bunun sayesinde örnekte var olan radyoaktif çekirdek çeşitleri bulunur [Yeşilbağ, 2008]. Enerji kalibrasyonu yapabilmek için enerjileri bilinen çekirdeklerden oluşan standart kaynaklar gereklidir. Yapılan bu çalışmada NaI(Tl) dedektörünün kalibrasyonu için  $^{60}\text{Co}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  gibi standart kaynakların 1,17 MeV, 1,33 MeV ve 0,662 MeV gama enerjileri kullanılarak kalibre edildi. Çizelge 4.1’de kalibrasyon yapmak için kullanılan standart kaynaklara ait bilgiler verilmektedir.

Çizelge 4.1. Enerji kalibrasyonunda kullanılan kaynaklar ve özellikleri  
[Yeşilbağ, 2008]

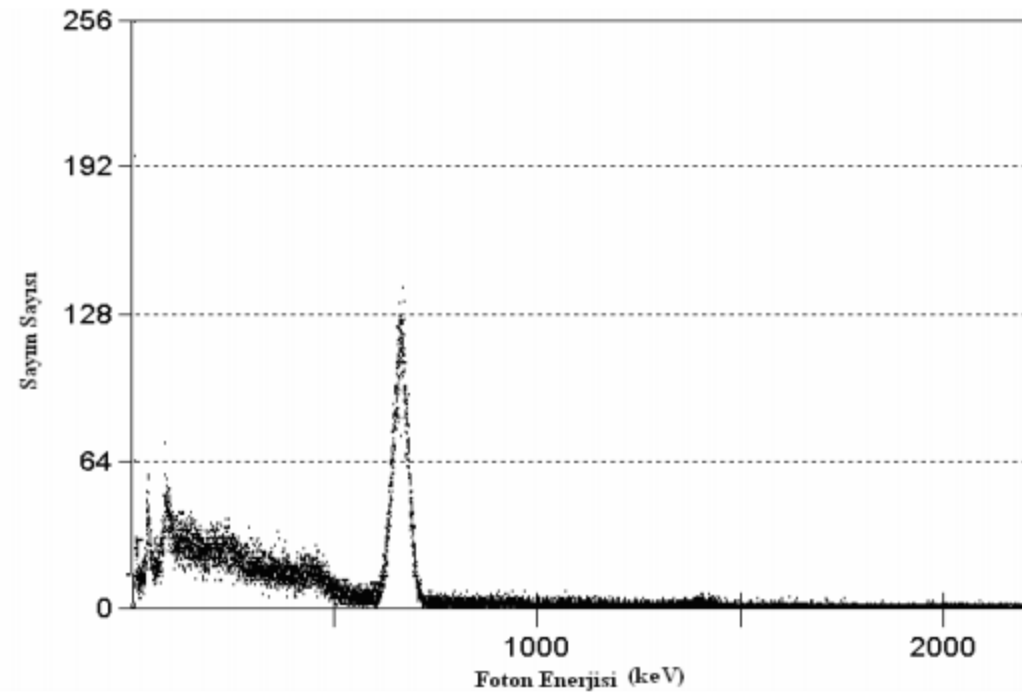
İzotoplar	Enerji (keV)	Yarı-ömür (gün)	Bolluk (%)
$^{137}\text{Cs}$	661,6	11022	85
$^{60}\text{Co}$	1173,2	1922	100
$^{60}\text{Co}$	1332.5	1922	100

Şekil 4.8’de  $^{60}\text{Co}$ ’ a ait kalibrasyon spektrumu gösterilmiştir.



Şekil 4.8.  $^{60}\text{Co}$ 'ın kalibrasyon spektrumu

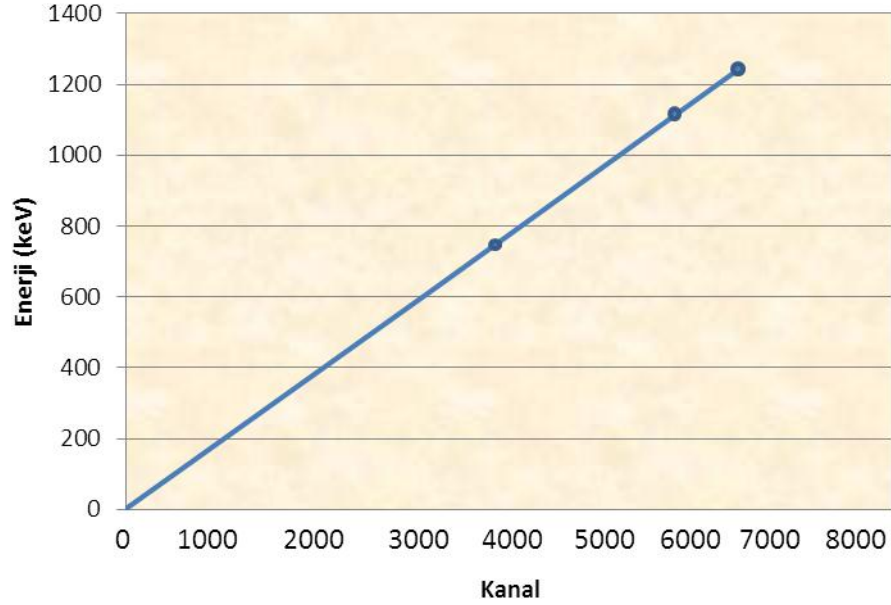
Şekil 4.9'da  $^{137}\text{Cs}$ 'ye ait kalibrasyon spektrumu verilmiştir.



Şekil 4.9.  $^{137}\text{Cs}$ 'in kalibrasyon spektrumu



Şekil 4.10'da ise bu kaynaklarla yapılan kalibrasyon grafiği gösterilmiştir.



Şekil 4.10.  $^{137}\text{Cs}$  ve  $^{60}\text{Co}$ 'ın kalibrasyon grafiği

#### 4.6. Numunelerin Toplanması ve Analize Hazırlanması

Toprak numuneleri toplanmadan önce Yedikır barajının etrafında 26 tane eşit aralıklarda pürüzsüz yüzeyler tercih edilerek işaretlenmiştir. İşaretlenen bu ölçüm noktalarından toprak numuneleri sırasıyla alınmıştır. Bölgenin etrafından alınan numuneler temiz naylon poşetlere konulmuştur. Bu numuneler Amasya Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü Radyoaktif Araştırma Laboratuvarı'nda ince elekte elenip içinde bulunan çöp ve benzeri maddelerden arındırılıp etüvde 100 °C sıcaklıkta 20 saatte kurutulmuştur. Daha sonra deney geometrisine uygun darası alınmış plastik numune kaplarına konulup, ağızları hava almayacak şekilde kapatılıp hassas terazide tartılarak etiketlenip kaydedilmiştir. Toryum, Radyum ve bunların bozunma ürünleri arasındaki kalıcı dengenin sağlanabilmesi için 30 gün bekletilmiş ve numuneler radyoaktivite ölçme işlemine hazır hale getirildiğinde NaI(Tl) dedektörü ile 72000 saniye sayım yapılmıştır. Şekil 4.11'de kurumaya bırakılan toprak numuneleri gösterilmiştir.



Şekil 4.11. Kurutulmaya bırakılmış numuneler

Şekil 4.12’de kurutulan topraklar numune kaplarına doldurulup, tartılarak ağızları hava almayacak şekilde parafilmle kapatılmış hali gösterilmektedir.

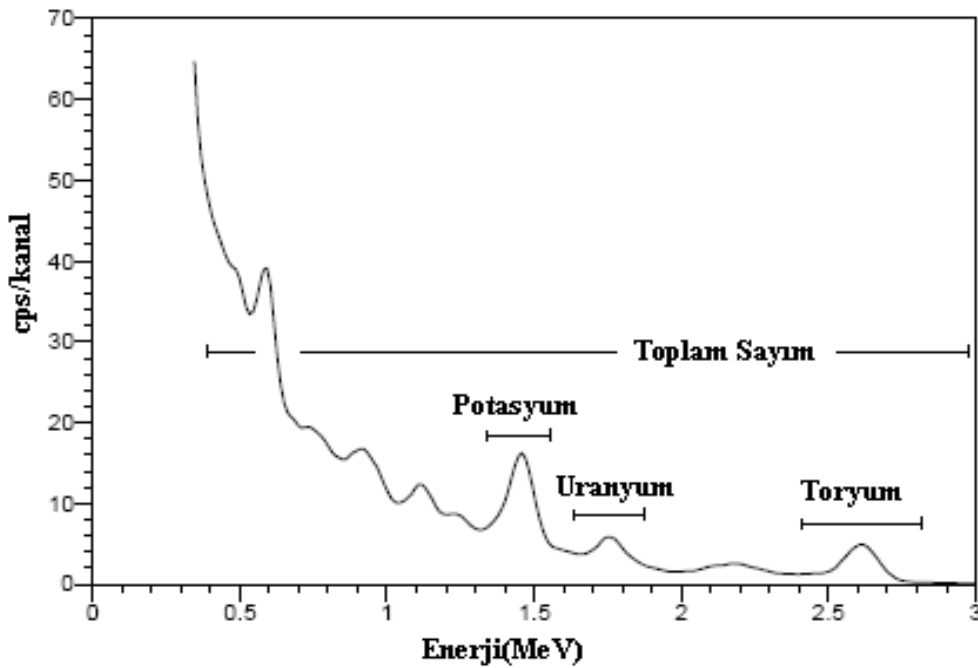


Şekil 4.12. Doldurulmuş numune kapları

## 4.7. Spektrum Analizi

### 4.7.1. Pikleri belirleme ve değerlendirme

Yedikır'da yapılan bu çalışmada toprakta bulunan doğal radyoaktivitenin tespit edilmesi amacıyla  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{232}\text{Th}$  konsantrasyonları elde edilerek piklerin altındaki alanlar okunarak aktivite hesapları yapılmıştır. Şekil 4.13'de toprak numunelerinden elde edilen örnek bir spektrum gösterilmektedir.



Şekil 4.13. Toprak numunelerinden biri için alınmış örnek spektrum [Mavi, 2008]

### 4.7.2. Aktivite hesabı

$^{232}\text{Th}$  ve  $^{238}\text{U}$ 'in yarı ömürleri çok uzundur ve tabiattaki konsantrasyonu da düşük seviyede olduğu için doğrudan tayin edilmesi zordur. Bu yüzden,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{238}\text{U}$  serilerindeki bozunma ürünlerinin gama spektrumlarından yararlanılır ve aktivite ölçümleri yapılır. Toplam alandan background çıkarılarak oluşturulan sayma sayılarının toplamı piklerin altındaki net alanları verir. Pik altında kalan alanın bu piki oluşturmak için geçen zamana bölümü saniyedeki saymayı verir. Hesabın içine dedektörün verimini de katılırsa aktivite;

$$A(\text{Bq/kg}) = \text{NPA} \cdot \epsilon \cdot \gamma \cdot t \cdot m \quad (4.1)$$

denklemini kullanılarak hesaplanır (Beretka ve Mathew, 1985). Burada A (Bq.kg<sup>-1</sup>) hesaplanan aktivite, NPA net pik alanı, ε verim, m kg olarak numunenin kütlesi, t sayım süresi ve γ, gama enerjisinin yayınlanma olasılığıdır.

#### 4.8. Hesaplanan Radyasyon Parametreleri

##### 4.8.1. Radyum eşdeğer aktivitesi (Raeq)

Risk indeksinde yaygın olarak kullanılan radyum eşdeğer aktivitesi, numunelerde bulunan doğal radyonüklidlerin çevredeki dağılımları düzgün olmadığı için bu radyonüklidlerden dolayı ortaya çıkan radyolojik tehlikeleri hesaba katmak amacıyla türetilmiştir. Ayrıca, <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th ve <sup>40</sup>K'un aktivite derişim seviyelerini temsil etmekte de kullanılır. Radyum eşdeğer aktivitesi (Raeq), aşağıda verilen bağıntı ile hesaplanmaktadır [Beretka ve Mathew, 1985].

$$\text{Raeq} = A_{\text{Ra}} + 1,43 A_{\text{Th}} + 0,077 A_{\text{K}} \quad (4.2)$$

Burada, A<sub>Ra</sub>, A<sub>Th</sub> ve A<sub>K</sub> sırasıyla, <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th ve <sup>40</sup>K'nın Bq/kg türünden aktivite derişimidir. Radyum eşdeğer aktivite derişimi için müsaade edilen maksim değer 370 Bq/kg olarak belirlenmiştir [OECD-NEA, 1979]. <sup>232</sup>Th'nin 259 Bq/kg ve <sup>40</sup>K'nın 4810 Bq/kg'lık aktivitelerinin aynı gama doz hızını ürettiği varsayılır [Kurnaz ve ark, 2007].

##### 4.8.2. Soğurulan gama doz hızı (D)

Toprakta olan <sup>238</sup>U, <sup>232</sup>Th ve <sup>40</sup>K'nın doğal spesifik aktivite konsantrasyonlarının bilinmesiyle yüzeyden 1 metre yüksekte maruz kalınan havadaki soğurulan gama doz hızı, Beck (1972) ve UNSCEAR (1988) tarafından ortaya atılan formül kullanılarak hesaplanabilir.

$$D (\text{nGy/h}) = [0.622 A_{\text{Th}} + 0.427 A_{\text{U}} + 0.042 A_{\text{K}}] \quad (4.3)$$

Burada  $A_U$ ,  $A_{Th}$  ve  $A_K$  sırasıyla  $^{238}U$ ,  $^{232}Th$  ve  $^{40}K$ 'ın Bq/kg biriminde aktivite konsantrasyonlarıdır ve  $D$  ise yerden 1 metre yukarıda soğrulan doz hızıdır.  $^{238}U$ ,  $^{232}Th$  ve  $^{40}K$ 'nın dönüşüm etmenleri her Bq/kg için sırasıyla 0,427, 0,662 ve 0,042 nGy/h'dir [Beck, 1972; Kurnaz ve ark., 2007].

#### 4.8.3. Yıllık etkin doz eşdeğeri (YEDE)

Yıllık etkin dozun hesaplanabilmesi için, havada soğrulan dozun etkin doza dönüşmesi için gerekli olan katsayısı ve dışarıda karşı kaşıya kalma faktörü dikkate alınarak hesaplama yapıldı.

$$YEDE \text{ (mSv/yıl)} = \text{Doz Hızı (nGy/h)} \times 8760 \text{ h} \times 0,2 \times 0,7 \text{ Sv/Gy} \times 10^{-6} \quad (4.4)$$

#### 4.8.4. Dış tehlike indeksi ( $H_{ex}$ )

Dış tehlike indeksi ( $H_{ex}$ ), Beretka ve Mathew'in (1985) tanımladığı aşağıdaki ifade kullanılarak hesaplanır.

$$H_{ex} = A_{Ra}/370 + A_{Th}/259 + A_K/4810 \quad (4.5)$$

Burada,  $A_{Ra}$ ,  $A_{Th}$  ve  $A_K$  sırasıyla,  $^{226}Ra$ ,  $^{232}Th$  ve  $^{40}K$ 'nın Bq/kg cinsinden spesifik aktivite değerleridir.  $H_{ex}$ 'in değeri 1'e eşit veya 1'den küçük çıkarsa radyasyonun zararı önemsizdir diyebiliriz.

## 5. DENEYSEL BULGULAR, TARTIŞMA VE SONUÇ

Yedikır Barajı'nın etrafından toplanan numunelerin doğal radyoaktivite seviyesini belirlemeye yönelik yapılan bu yüksek lisans tez çalışmasında bulunan sonuçlar, çizelgeler ve grafikler şeklinde verilmiştir. Numuneler önceki bölümde anlatıldığı biçimde hazırlandıktan sonra toprak örnekleri gama spektrometre sisteminde sayılmıştır ve topraktaki doğal radyonüklidlerden dolayı insanların maruz kaldığı etkin doz eşdeğerleri hesaplanmıştır.

### 5.1. Gama Spektroskopik Analiz Sonuçları

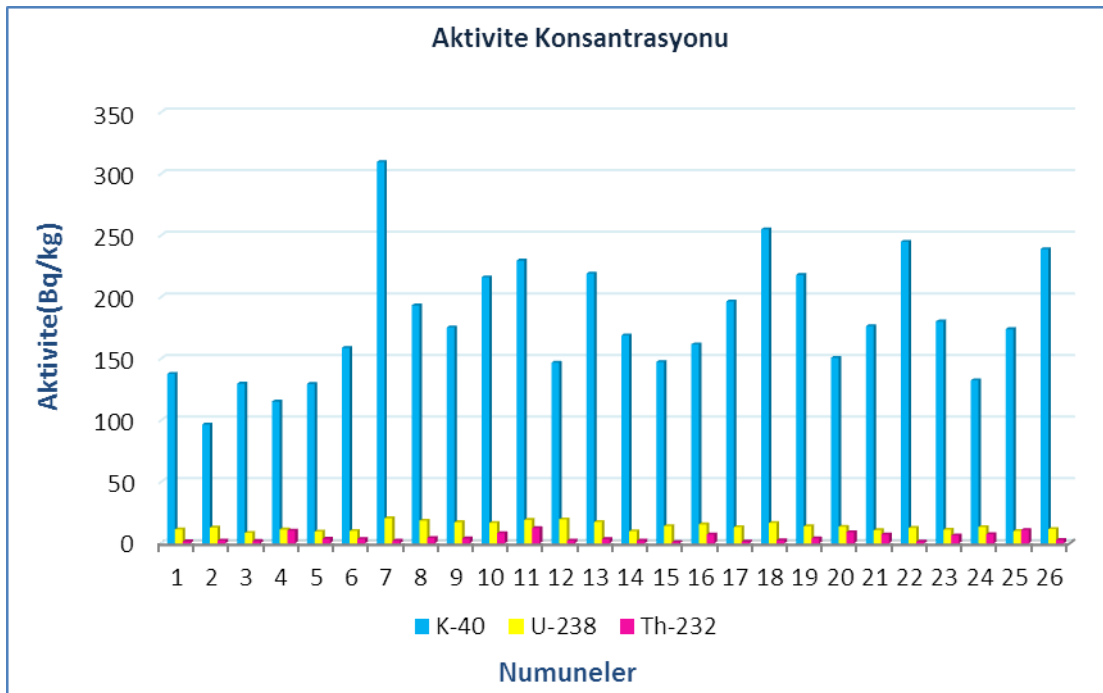
Yaptığımız bu tez çalışmasında Amasya'nın Suluova ilçesinde bulunan Yedikır Barajı etrafından alınan toprak örneklerinin gama spektroskopik analizi yapılmış ve toprak içinde bulunan doğal radyonüklid konsantrasyonları belirlenmiştir. Bunu yapmak için barajın etrafındaki 26 farklı yerden toplanan numuneler ölçüme hazır hale getirildi ve daha öncede bahsedilen gama spektrometre cihazında sayıldı ve ortaya çıkan spektrumların analizleri yapıldı. Aktivite hesabı sırasında doğal fon değerleri çıkartılmıştır. Toprak numunelerinin her birinde bulunan radyonüklidlerin gama enerjilerine göre dağılımları ve radyoaktivite konsantrasyonları Bq/kg türünden verilmektedir. Ölçümler sonucunda toprak numunelerinde  $^{238}\text{U}$  aktivite konsantrasyonunun en küçük değeri 8,47 Bq/kg, en büyük değeri 20,30 Bq/kg'dır.  $^{232}\text{Th}$  aktivite konsantrasyonunun en küçük değeri 0,88 Bq/kg, en büyük değeri ise 12,41 Bq/kg'dır.  $^{40}\text{K}$  aktivite konsantrasyonunun en küçük değeri 96,43 Bq/kg, en büyük değeri ise 309,28 Bq/kg olarak hesaplanmıştır. Başka bölgelerde yapılan çalışmalara bakıldığında değerler arasındaki farkların az olduğu belirlendi. Yedikır Barajındaki çalışma bölgesinden, gama spektroskopik analizi için alınan toprak örneklerindeki  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  doğal radyoaktif elementlerinin yıllık etkin doz eşdeğeri ( $\mu\text{Sv y}^{-1}$ ) ile soğurulan anlık doz (nGy/h) değerleri ve aktiviteleri Çizelge 5.1' de verilmektedir.

Çizelge 5.1.  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  aktiviteleri, soğrulan anlık doz, yıllık etkin doz eşdeğeri

Numune Kodları	$^{238}\text{U}$	$^{232}\text{Th}$	$^{40}\text{K}$	D(nGy/h)	YEDE(mSv/y)
Numune 1	11,25735512	1,568935239	137,53825	23,08565573	0,028312248
Numune 2	12,71882181	2,248638049	96,436639	21,88974905	0,026845588
Numune 3	8,470353949	1,800880374	129,48568	20,13254861	0,024690558
Numune 4	11,23039606	10,2499971	114,94662	30,80269097	0,03777642
Numune 5	9,450525621	3,68643916	129,23698	23,0885251	0,028315767
Numune 6	10,07174823	3,467835455	158,59534	25,76825474	0,031602188
Numune 7	20,30331703	2,100384391	309,28505	45,73227835	0,056086066
Numune 8	18,32316371	4,379668227	193,01294	37,11598096	0,045519039
Numune 9	17,17609027	3,936770361	175,21187	34,14940006	0,041880824
Numune10	16,6033496	8,217982422	215,79053	41,57810489	0,050991388
Numune 11	18,96856414	12,41498687	229,36599	49,45684351	0,060653873
Numune 12	19,30903104	2,190736011	146,52056	31,89576321	0,039116964
Numune 13	17,33285098	3,380086995	218,80639	37,1688296	0,045583853
Numune 14	9,721010237	2,115494212	168,59561	24,75802221	0,030363238
Numune 15	13,95609924	0,885576015	147,16485	25,586933	0,031379815
Numune 16	15,38621332	7,089664836	161,44395	34,8694634	0,04276391
Numune 17	13,15330779	1,331036431	196,17353	29,25906587	0,035883318
Numune 18	16,45706234	2,318854893	254,73246	38,06983429	0,046688845
Numune 19	13,78519874	4,038774748	217,71232	34,5420209	0,042362334
Numune 20	13,44724244	9,016162231	150,46444	34,3263967	0,042097893
Numune 21	10,64384543	7,247984769	176,17533	31,85914765	0,039072059
Numune 22	12,47990628	1,397588414	244,65105	32,59094505	0,039969535
Numune 23	11,03371115	6,401028995	180,00396	31,59246274	0,038744996
Numune 24	13,18398301	7,370120026	132,28309	30,81904336	0,037796475
Numune 25	9,971173693	10,82799416	173,71753	34,98167569	0,042901527
Numune 26	11,52445557	2,744902861	238,69855	32,71777622	0,040125081

Aktivite konsantrasyonları  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{232}\text{Th}$  için sırasıyla 96.43-309.28 Bq kg<sup>-1</sup>, 8.47-20.30 Bq kg<sup>-1</sup> ve 0.88-12.41 Bq kg<sup>-1</sup> aralığında elde edildi. UNSCEAR 1993

raporlarına göre çevresel örnekler için ortalama limit değerleri  $^{40}\text{K}$  için  $580 \text{ Bq kg}^{-1}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{232}\text{Th}$  için  $40 \text{ Bq kg}^{-1}$  olarak verilmektedir [UNSCEAR, 1993]. Aktivite konsantrasyon değerleri bölgesel özelliklere göre farklılık göstermekte olup, UNSCEAR 1993 raporlarında verilen ortalama limit değerlerin oldukça altında bulunduğu görülmüştür. Şekil 5.1’de Yedikır Barajındaki her bir toprak numunesi için hesaplanan  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$  aktivite konsantrasyon değerleri verilmektedir.



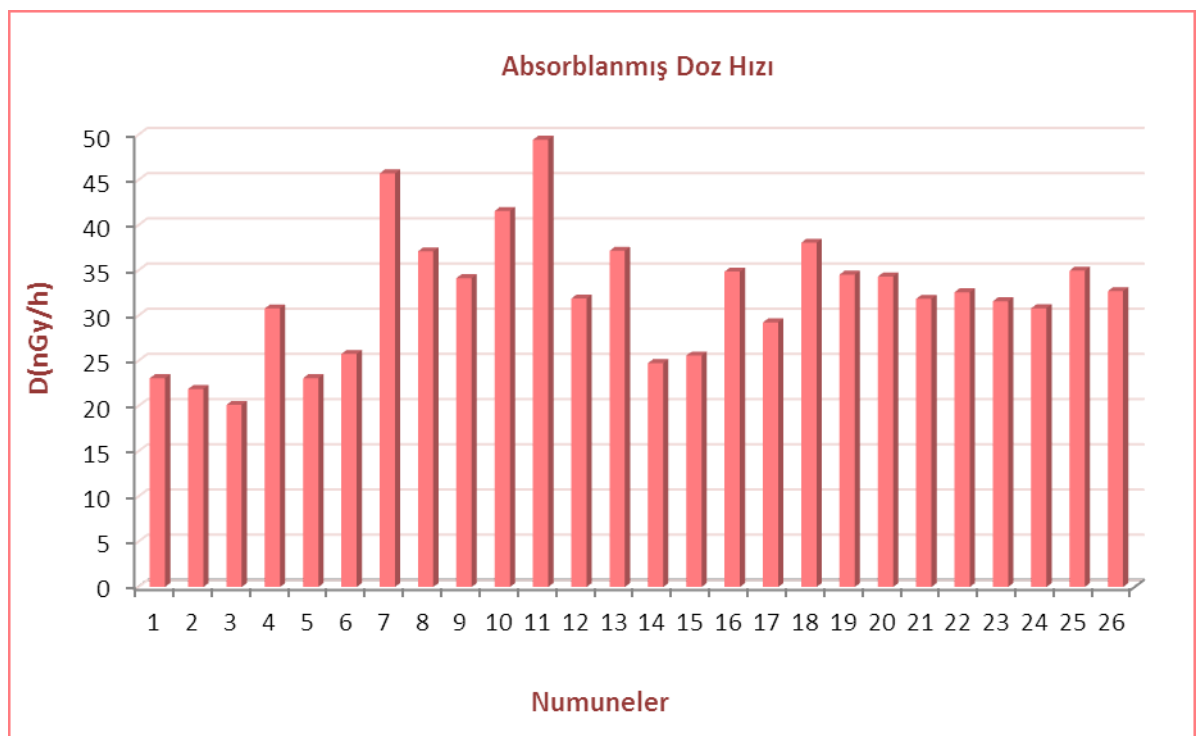
Şekil 5.1. Yedikır Barajı  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$  aktivite konsantrasyon değerleri

Doğal radyonüklidlerin havadaki soğurulan doza katkıları topraktaki radyonüklidlerin aktivitelerine bağlıdır. Topraktan gelen doğal radyonüklidler dıştan ve içten ışınlanarak insanların, radyasyona maruz kalmalarına sebep olan en büyük etkenlerdendir [Li ve ark., 1992]. Eğer topraktaki radyonüklidlerin aktivitesi bilirse, yerden 1 m yüksekteki havada soğurulan doz hızı hesaplanabilir. Karasal gama radyasyonunun havadaki doza soğurulan katkısını bulmak için daha öncede belirtildiği gibi



$$D \text{ (nGy/h)} = [0.622 A_{Th} + 0.427 A_U + 0.042 A_K] \quad (5.1)$$

denklemini kullanılmıştır [UNSCEAR, 2000]. Burada  $A_U$ ,  $A_{Th}$  ve  $A_K$  sırasıyla  $^{238}U$ ,  $^{232}Th$  ve  $^{40}K$ 'ın Bq/kg biriminde aktivite konsantrasyonları olduğu belirtilmiştir. Aktivite konsantrasyonları denkleminde yerine konularak işlem yapıldı ve sonuçlar Şekil 5.2'deki grafikte gösterildi.

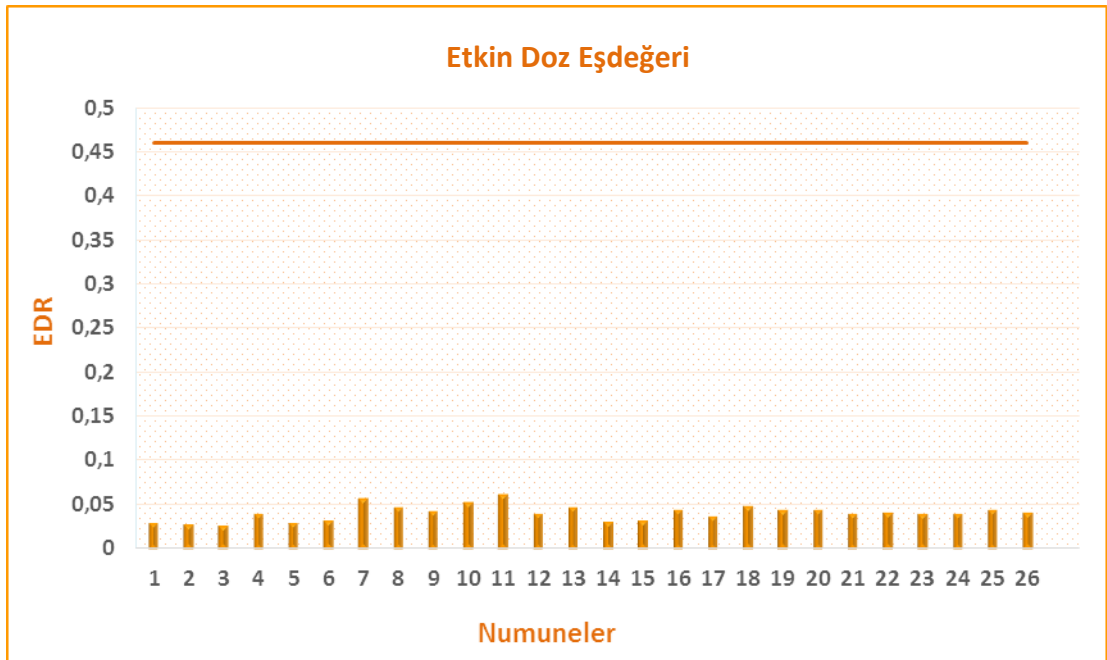


Şekil 5.2. Yedikır Barajı doğal radyonüklidlerden dolayı soğurulan doz hızı

Doğal radyonüklidlerden dolayı maruz kalınan yıllık etkin doz eşdeğeri bir önceki bölümdeki belirtilen formülde

$$YEDE \text{ (mSv/yıl)} = \text{Doz Hızı (nGy/h)} \times 8760 \text{ h} \times 0,2 \times 0,7 \text{ Sv/Gy} \times 10^{-6} \quad (5.2)$$

katsayılar ile soğurulan anlık dozun çarpılması ile her bir numune için değerler elde edilmiştir. Elde ettiğimiz yıllık etkin doz eşdeğerleri Şekil 5.3'de verilmektedir.



Şekil 5.3. Yedikır Barajı doğal radyonüklidlerden dolayı soğrulan etkin doz eşdeğeri

$^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın aktivite derişim düzeylerini belirlemede kullanılan radyum eşdeğer aktivite değerleri

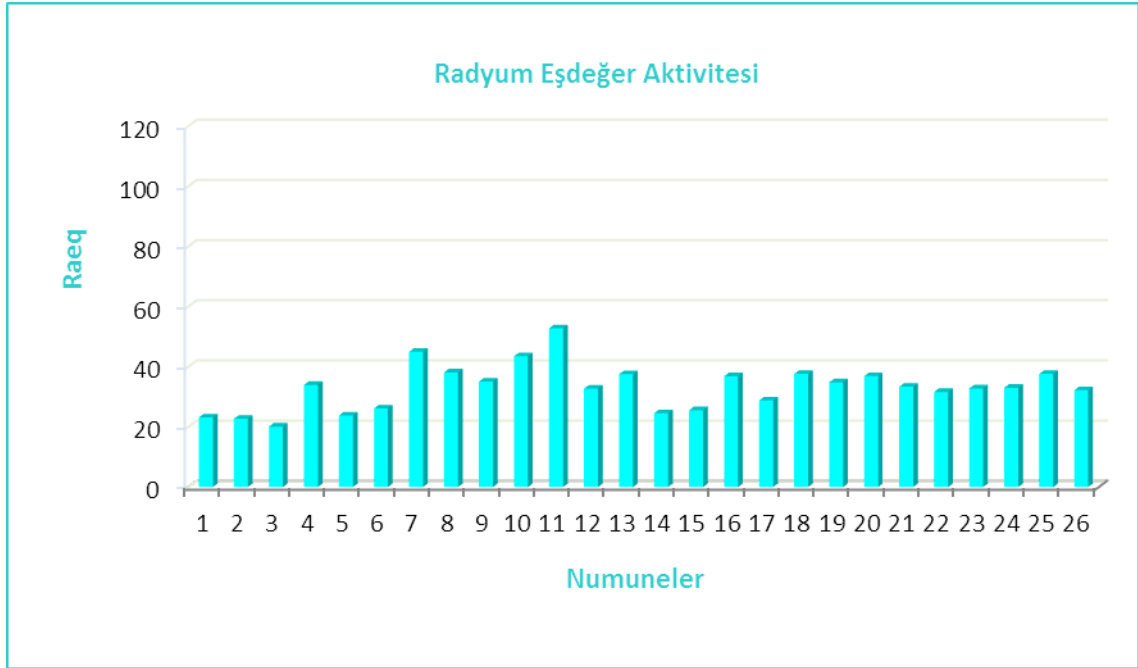
$$R_{\text{aeq}} = A_{\text{Ra}} + 1,43 A_{\text{Th}} + 0,077 A_{\text{K}} \quad (5.3)$$

denklemleri kullanılarak hesaplama yapıldı. Elde edilen sonuçlar Çizelge 5.2'de verilmiştir.

Çizelge 5.2. Toprak numunelerinin radyum eşdeğer aktiviteleri

Numune Kodları	<sup>238</sup> U	<sup>232</sup> Th	<sup>40</sup> K	Raeq
Numune 1	11,25735512	1,568935239	137,53825	23,12861
Numune 2	12,71882181	2,248638049	96,436639	22,684939
Numune 3	8,470353949	1,800880374	129,48568	20,109611
Numune 4	11,23039606	10,2499971	114,94662	33,934155
Numune 5	9,450525621	3,68643916	129,23698	23,768722
Numune 6	10,07174823	3,467835455	158,59534	26,132427
Numune 7	20,30331703	2,100384391	309,28505	44,95682
Numune 8	18,32316371	4,379668227	193,01294	38,096995
Numune 9	17,17609027	3,936770361	175,21187	35,070503
Numune 10	16,6033496	8,217982422	215,79053	43,460402
Numune 11	18,96856414	12,41498687	229,36599	52,777614
Numune 12	19,30903104	2,190736011	146,52056	32,698223
Numune 13	17,33285098	3,380086995	218,80639	37,482823
Numune 14	9,721010237	2,115494212	168,59561	24,54786
Numune 15	13,95609924	0,885576015	147,16485	25,524013
Numune 16	15,38621332	7,089664836	161,44395	36,82551
Numune 17	13,15330779	1,331036431	196,17353	28,788837
Numune 18	16,45706234	2,318854893	254,73246	37,604297
Numune 19	13,78519874	4,038774748	217,71232	34,800509
Numune 20	13,44724244	9,016162231	150,46444	36,872865
Numune 21	10,64384543	7,247984769	176,17533	33,340737
Numune 22	12,47990628	1,397588414	244,65105	31,604031
Numune 23	11,03371115	6,401028995	180,00396	32,78746
Numune 24	13,18398301	7,370120026	132,28309	32,983071
Numune 25	9,971173693	10,82799416	173,71753	37,615432
Numune 26	11,52445557	2,744902861	238,69855	32,158565

Tabloda verilen sonuçların grafiğe aktarıldığı Şekil 5.4'de doğal radyonüklidlerden elde edilen radyum eşdeğer aktivite değerleri gösterilmiştir.



Şekil 5.4. Yedikır Barajı Radyum eşdeğer aktivite değerleri

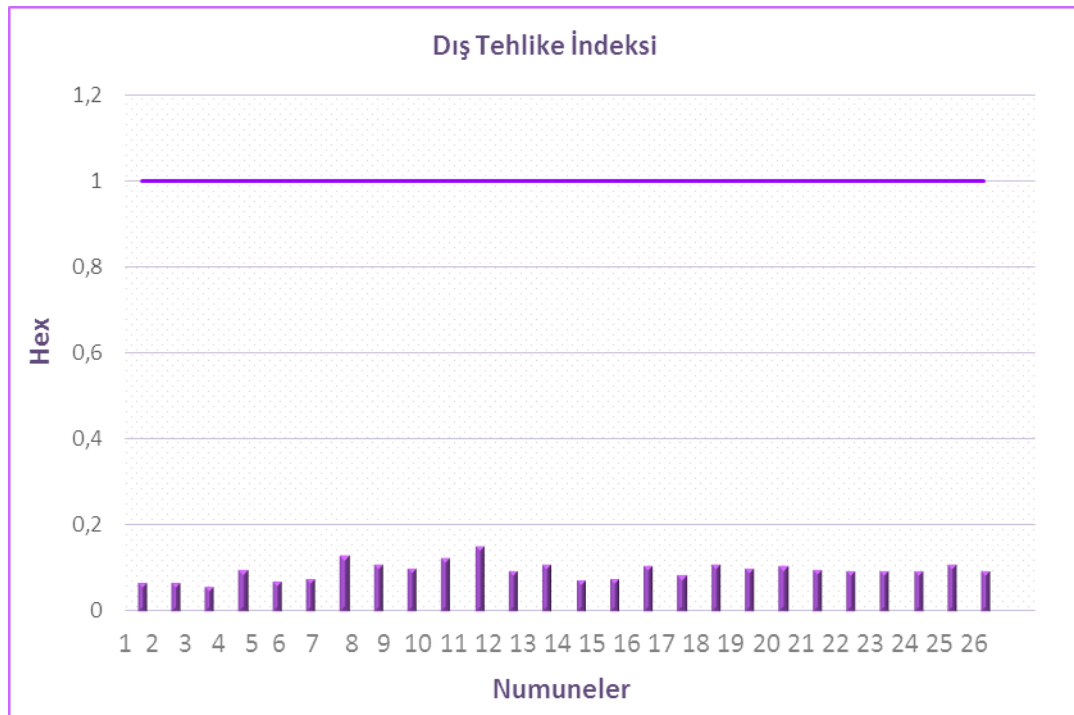
Radyasyon zararının önemsenmeyecek şekilde az olması için dış tehlike indeksi 1'e eşit veya 1'den küçük olmalıdır. Dış tehlike indeksini hesaplamak için

$$H_{ex} = A_{Ra}/370 + A_{Th}/259 + A_K/4810 \quad (5.4)$$

denkleminde  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın spesifik aktivite değerleri her bir numune için yerine koyularak işlem yapılır. Yaptığımız hesaplamalar sonunda dış tehlike indeksi 1'den oldukça düşük çıktı, bu değerler Çizelge 5.3'de ayrıntılı bir şekilde gösterilmektedir. Bu sonuçların üst limit değeri 1'den çok az olduğu Şekil 5.5'de de bariz olarak görülmektedir.

Çizelge 5.3. Toprak numunelerinin dış tehlike indeksi sonuçları

Numune Kodları	<sup>238</sup> U	<sup>232</sup> Th	<sup>40</sup> K	H <sub>ex</sub>
Numune 1	11,25735512	1,568935239	137,53825	0,065077181
Numune 2	12,71882181	2,248638049	96,436639	0,063106392
Numune 3	8,470353949	1,800880374	129,48568	0,056766155
Numune 4	11,23039606	10,2499971	114,94662	0,093825127
Numune 5	9,450525621	3,68643916	129,23698	0,066643712
Numune 6	10,07174823	3,467835455	158,59534	0,073582272
Numune 7	20,30331703	2,100384391	309,28505	0,127283848
Numune 8	18,32316371	4,379668227	193,01294	0,106559411
Numune 9	17,17609027	3,936770361	175,21187	0,098048335
Numune 10	16,6033496	8,217982422	215,79053	0,121466476
Numune 11	18,96856414	12,41498687	229,36599	0,146885938
Numune 12	19,30903104	2,190736011	146,52056	0,091106666
Numune 13	17,33285098	3,380086995	218,80639	0,105385966
Numune 14	9,721010237	2,115494212	168,59561	0,069491995
Numune 15	13,95609924	0,885576015	147,16485	0,071734003
Numune 16	15,38621332	7,089664836	161,44395	0,102521814
Numune 17	13,15330779	1,331036431	196,17353	0,081473136
Numune 18	16,45706234	2,318854893	254,73246	0,106390585
Numune 19	13,78519874	4,038774748	217,71232	0,098113456
Numune 20	13,44724244	9,016162231	150,46444	0,102436924
Numune 21	10,64384543	7,247984769	176,17533	0,093378535
Numune 22	12,47990628	1,397588414	244,65105	0,089988575
Numune 23	11,03371115	6,401028995	180,00396	0,091958099
Numune 24	13,18398301	7,370120026	132,28309	0,09159013
Numune 25	9,971173693	10,82799416	173,71753	0,104871956
Numune 26	11,52445557	2,744902861	238,69855	0,091370736



Şekil 5.5. Yedikır Barajı'na ait dış tehlike indeksi değerleri

Yapılan ölçümlerin sonucu olarak toprak numunelerinde aktivite konsantrasyonları

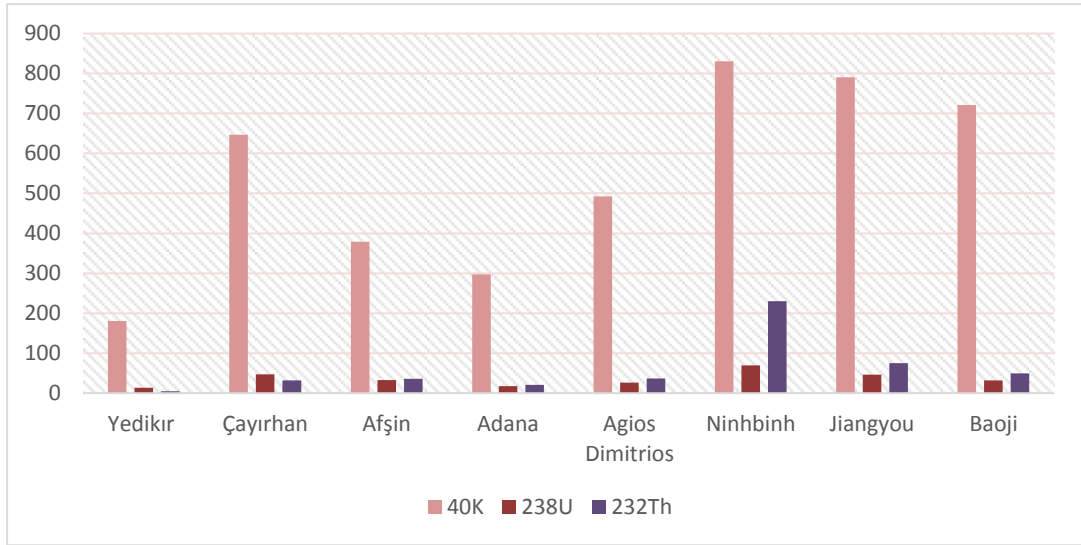
	[Çalışma]		[UNSCEAR,1993]
$^{40}\text{K}$	96.43-309.28 Bq kg <sup>-1</sup>	<	580 Bq kg <sup>-1</sup>
$^{226}\text{Ra}$	8.47-20.30 Bq kg <sup>-1</sup>	<	40 Bq kg <sup>-1</sup>
$^{232}\text{Th}$	0.88-10.82 Bq kg <sup>-1</sup>	<	40 Bq kg <sup>-1</sup>
Raeq	20,10 ile 52,77 Bq kg <sup>-1</sup>	<	370 Bq kg <sup>-1</sup>

Yedikır barajı için hesaplanan değerle bu aralıkta değişir. Raeq'nun ortalama değeri tavsiye edilen maksimum değerden yani 370 Bq/kg'dan oldukça düşüktür [Kurnaz ve ark., 2007]. Dış tehlike indeksi ( $H_{ex}$ ) değerleri 0,056 ile 0,146 aralığında değişmektedir. Her bir  $H_{ex}$  değeri 1'den küçüktür. Yıllık etkin doz eşdeğeri (YEDE)

0,024 ile 0,060 mSv/yıl arasında değişmektedir. Hesapladığımız bütün YEDE değerleri, dünya ortalaması olan 0,070 mSv/yıl'dan küçüktür [UNSCEAR, 1988]. Yedikır barajı sulama amaçlı kullanılmasının yanında balıkçılıkta da kullanılan bir baraj olduğu için çalışmamızı daha da önemli bir hale getirmiştir. Ölçümlerin farklılık göstermesine neden olarak bölgenin coğrafi konumu gösterilebilir. Aktivite konsantrasyon değerleri kullanılarak Radyum eşdeğeri, havada soğrulan doz hızı, yıllık etkin doz eşdeğeri ve dış tehlike indeksi değerleri hesaplanmıştır. Elde edilen sonuçlar grafiğe aktarılmıştır ve sonuçlar diğer yerlerde edinilen sonuçlarla karşılaştırıldı. Karşılaştırılan değerler Çizelge 6.1'de gösterilmektedir. Şekil 6.1'de ise bu değerlerin şematik gösterimi verilmektedir.

Çizelge 6.1. Başka yerlerde yapılan aktivite konsantrasyon sonuçları

Yerler	<sup>40</sup> K	<sup>238</sup> U	<sup>232</sup> Th	Kaynaklar
Yedikır, Türkiye	180,61	13,68	4,703	Şimdiki çalışma
Cayırhan, Türkiye	646,29	47,00	32,54	Çevik ve ark., 2007
Afsin-Elbistan, Türkiye	379	33	36	Çevik ve ark., 2008
Adana, Türkiye	297,5	17,6	21,1	Değerlier ve ark., 2008
Agios Dimitrios, Yunanistan	492,6	26,8	36,8	Karamanis ve ark., 2009
Ninhbinh, Vietnam	830	70	230	Duong ve ark., 1995
Jiangyou, Çin	790,6	46,2	75,5	Wen ve ark., 1995
Baoji, Çin	720,57	32,12	49,77	Wang ve Lu, 2007



Şekil 6.1. Başka yerlerde yapılan ölçüm sonuçlarının şematik gösterimi

Yaptığımız bu çalışmada, numuneler belli ölçütlere göre değerlendirilmiştir. Bu değerlendirmeler neticesinde numunelerin alındığı alanlarda doğal radyoaktivite seviyelerinin çok yüksek olmadığı ve aktivite konsantrasyon değerleri bölgesel özelliklere göre farklılık göstermekte olup, UNSCEAR 1993 raporlarında verilen ortalama limit değerlerin oldukça altında bulunduğu görülmüştür.



## 6. KAYNAKLAR

Akhtar, N., Tufail, M., Ashraf, M., Iqbal, M.M., “Measurement of environmental radioactivity for estimation of radiation exposure from saline soil of Lahore, Pakistan”. *Radiation Measurements* 39, 11 – 14 (2005).

Al-Jundi, J., Al-Bataina, B.A., Abu-Rukah, Y., Shehadeh “Natural radioactivity concentrations in soil samples along the Amman Aqaba Highway, Jordan”. *Radiation Measurements* 36, 555-560 (2003).

Bakar, K., “Nükleer Tıp Alanında Çalışan Personelin Maruz Kaldığı Radyasyonun Fiziksel Dozimetri ile Belirlenmesi ve Radyasyonun İnsan Sağlığı Üzerindeki Etkileri”, Yüksek Lisans Tezi, *Dumlupınar Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü*, 96 (2012).

Bakkal, S., “Kilis İli Toprak Örneklerinde U, Th, K ve Cs Radyoaktivite Konsantrasyonlarının Belirlenmesi”, Yüksek Lisans Tezi, *Kilis 7 Aralık Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü* (2012).

Beck, H.L., “The physics of environmental radiation fields”. Natural radiation environment II, CONF-720805 P2. Proceedings of the Second International Symposium on the Natural Radiation Environment (1972).

Beretka, J., Mathew, P. J., “Natural radioactivity of Australian building materials, industrial wastes and by-product”. *Health. Phys.* 48, 87-95 (1985).

Bora, H., “Radyasyon Güvenliği”, *Ankara Üniversitesi Dikimevi Sağlık Hizmetleri Meslek Yüksek Okulu Yıllığı*, Cilt 2, Sayı 1 (2001).

Bozkurt, A., Yorulmaz, N., Kam, E., Karahan, G., Osmanlioglu, A.E., “Assessment of environmental radioactivity for Sanliurfa region of southeastern Turkey”. *Radiat. Meas.* 42, 1387–1391 (2007).

Büyüksulu, H., "Isparta'nın Yalvaç İlçesi ve Çevresinin Doğal fon (Background) Radyasyon Düzeylerinin Araştırılması", Yüksek Lisans Tezi, *Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü* (2007).

Camgöz, Y.I., Yaprak, G., “Küçük Menderes Havzası Tarım Topraklarında Doğal Radyonüklid Seviyesinin Belirlenmesi”, *Ekoloji* 18, 70, 74-80 (2009).

Cevik, U., Damla, N., Nezir, S., “Radiological characterization of Cayırhan coal-fired power plant in Turkey”. *Fuel* 86, 2509–2513 (2007).

Cevik U., Damla N., Koz B. ve Kaya, S., “Radiological characterization around Afsin-Elbistan coal-fired power plant in Turkey”. *Energy & Fuels*, 22 (1), 428-432 (2008).

Çetin, B., "Amasya'da Kullanılan Bazı Yapı Malzemelerinin Doğal Radyoaktivitesinin Araştırılması". *Amasya Üniversitesi Bilimsel Araştırma Projeleri Birimi* FMB-BAP-15-095 Sonuç Raporu (2016)

Değerlier, M., "Adana İli ve Çevresinin Çevresel Doğal Radyoaktivitesinin Saptanması ve Doğal Radyasyonların Yıllık Etkin Doz Eşdeğerinin Bulunması", Doktora Tezi, *Çukurova Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü* (2007).

Değerlier, M., Karahan, G., Ozger, G., “Radioactivity concentrations and dose assessment for soil samples around Adana, Turkey”. *Journal of Environmental Radioactivity*, 99(7), p.1018-1025 (2008).

Dugalic, G., Krstic, D., Jelic, M., Nikezic, D., Milenkovic, B., Pucarevic, M., Zeremski-Skoric, T., “Heavy metals, organics and radioactivity in soil of western Serbia”. *Journal of Hazardous Materials* 177, 697–702 (2010).

Duong, P.V., Thanh, Dien, PQ., Binh, N.T., “Application of nuclear activation analysis (NAA) and low-level gamma counting to determine the radionuclide and trace element-pollutant releases from coal-fired power plants in Vietnam”. *Sci. Total Environ.* 173/174, 339-344 (1995).

Dyer Stephen A., “Survey of instrumentation and measurement”. *Wiley-IEEE*. p. 920 (2001).

Gençay, S., “Nükleer Elektrik ve Çevre, Elektrik Enerjisi ve Teknolojileri Sempozyumu”, *İTÜ Yayınları* (1994).

Günoğlu, K., “Türkiye’ deki Bazı Doğal Taşların Radyoaktivite Tayini ve Radyasyon Soğurma Özelliklerinin Araştırılması”, Doktora Tezi, **Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Isparta (2012).

<http://guide.metu.edu.tr/thinkquest/tapndx5.htm>

<http://www.taek.com.tr>

IAEA, “International Atomic Energy Agency, "Radiation Safety" IAEA Division of Public Information”, 96-00725 1AEA/PI/A47E (1996).

Karahan,G., ”İstanbul’un Çevresel Doğal Radyoaktivitesinin Tayini ve Doğal Radyasyonların Yıllık Etkin Doz Eşdeğeri”, Doktora Tezi, **İstanbul Teknik Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, İstanbul, 118s (1997).

Karakılıç, V., “Türk Hızlandırıcı ve Radyasyon Laboratuvarı (TARLA, Ankara) Civarında Doğal Radyoaktivite Ölçümleri”, Yüksek Lisans Tezi, **Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Isparta (2013).

Karamanis, D., Ioannides, K., Stamoulis, K., “Environmental assessment of natural radionuclides and heavy metals in waters discharged from a lignite-fired power plant”, **Fuel** 88, 2046-2052 (2009).

Karatepe, Ş., “Bazı Bina Yapım Malzemelerindeki Doğal Radyoaktivitenin Belirlenmesi”, Yüksek Lisans Tezi, **Fırat Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Elazığ (2008).

Kaya, S., Karabıdak, S.M., Çevik, U., “Gümüşhane İli Çevresinde Toplanan Toprak ve Karayosunu Örneklerinde Doğal ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ) ve Yapay ( $^{137}\text{Cs}$ ) Radyoaktivite Konsantrasyonlarının Belirlenmesi”, **Güfbed/Gustij** (2015) 5 (1): 24-33 Research (2014).

Keser, R., “Rize İli Sahil Kumlarında ve Bazı Kayaçlarda Doğal Gama Radyoaktivite Seviyelerinin Belirlenmesi”, Doktora Tezi, **Karadeniz Teknik Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Trabzon (2009).

Keskin, S., “Tuz Gölü Civarından Alınan Toprak Örneklerinde Doğal

Radyonüklidlerin Belirlenmesi”, Yüksek Lisans Tezi, *Yıldız Teknik Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü*, İstanbul (2008).

Knoll, F., K., “Radiation Detection and Measurement”. **John Willey and Sons** (1999).

Knoll, F.G., “Radiation Detection and Measurement Third Edition”, **Wiley**, 816, New York (2000).

Krane, K., “Introductory Nuclear Physics”, **Oregon Universty** (1988).

Krane, S. K. (Edit: Şarer, B.), Nükleer Fizik 1. Cilt Ders Kitabı, Birinci Baskı, **Palme Yayın Dağıtım LTD. ŞTĐ.**, Ankara (2001).

Kurnaz, A., Küçükömeroğlu, B., Keser, R., Okumusoglu, N. T., Korkmaz, F., Karahan, G. ve Çevik, U., “Determination of Radioactivity Levels and Hazards of Soil and sediment samples in Firtına Valley (Rize,Turkey)”, **Applied Radiation and Isotopes**, 65, 1281-1289 (2007).

Li, Y., Schery, D.S. ve Turk, B., “Soil as a Sources of Indoor Radon”, **Healty Physics**, 62, 453-457 (1992).

Lilley, G. M., “Jet noiseClassical theory and experimentsin Aeroacoustics of ight vehicles Theory and Practice Vol Noise Sources NASA” Ref Pub 1258, 211-289 (1991).

Mavi, B., “Isparta’daki Baz İstasyonlarının Çevresindeki Radyasyonun Ölçülmesi, Yüksek Lisans Tezi, **Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Isparta (2004).

Mavi, B., “Spektroskopik Analiz Yöntemleri”, Doktora Semineri, **Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Isparta (2008).

Mavi, B., “Isparta’daki Bazı Yapı Malzemelerinde Doğal Radyoaktivite Tayini”, Doktora Tezi, **Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü**, Isparta

(2010).

OECD, "Report of a Group of Expert", *Nuclear Energy*, No.48761, p.35 (1979).

Reşitoğlu, S., "Kars-İl Merkezi Topraklarında Doğal Radyoaktivite Seviyelerinin Belirlenmesi", Yüksek Lisans Tezi, *Kafkas Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü*, Kars (2011).

Seker, S. ve Çerezci, O., "Çevremizdeki Radyasyon ve Koruma Yöntemleri", *Boğaziçi Üniversitesi Yayınları* (1997).

Seyrek, E., "Radyoizotopların üretimi ve radyoterapide kullanılması", *Gazi Üniversitesi*, Ankara (2007).

Şahin, L., "Parçacıklar ve Radyasyonun Madde ile Etkileşmesi", *İstanbul Üniversitesi*, Fizik Bölümü (2010).

TAEK, "Türkiye'deki çevre radyoaktivitesinin incelenmesi raporu 2007", Türkiye Atom Enerji Kurumu, Ankara (2009).

TAEK, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu

T.C. Turizm ve Kültür Bakanlığı Amasya İl Turizm ve Kültür Müdürlüğü

<http://www.amasyakulturturizm.gov.tr/TR,59553/yedikugular-kus-cenneti.html>

Togay, Y.E., "Radyasyon ve Biz", *Türkiye Atom Enerjisi Kurumu Yayınları*, 37s. Ankara (2002).

Tsoufanidis N., "Radiation Detection and Measurement Hemisphere Publishing Comporation" (1983).

Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK) Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi Teknik Rapor No:32, *Tıp ve Biyolojik Bilimlerde Radyasyon Korunması Kurs Notları*, İstanbul (1985).

Tzortzis, M. ve Tsertos, H., "Determination of Thorium, Uranium and Potassium Elemental Concentrations in Surface Soils in Cyprus", *Journal of Environmental Radioactivity*, 77, 325-338 (2004).

UNSCEAR, “United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation Annex B Exposure from natural radiation sources” (1988).

UNSCEAR, “United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation”, Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation. Report to the General Assembly with Annex A: Exposures from Natural Sources of Radiation. United Nations, New York (1993).

UNSCEAR, Report, “United Nations Scientific Committee on The Effects of Atomic Radiation Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiations”, New York (2000).

Vuruş, H., “Adıyaman ili doğal zemin radyasyon düzeyinin belirlenmesi”, Yüksek Lisans Tezi, *Harran Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü*, Şanlıurfa (2013).

Wang, L., Lu, X., “Natural radionuclide concentrations in soils around Baoji coal-fired power plant”, *China Radiat. Eff. Defects Solids* 162, 677-683 (2007).

Wen, X., Liang, B., Yuan, Z., “Radiation effect of coal-fired power plants on soil in Sichuan”, *Sichuan Environ.* 14 (2), 51-54 (1995).

[www.ktbayatirimisletmeler.gov.tr/TR,10285/yedikir-baraji.html](http://www.ktbayatirimisletmeler.gov.tr/TR,10285/yedikir-baraji.html)

Xiadlin, H., PER, R., “Critical comparison of radiometric and mass spectrometric methods for the determination of radionuclides in environmental, biological and nuclear waste sample”, *Analytical Chemica Acta* 608, 105-139 (2008).

Yalcin S., O., Gurler,” The radioactivity measurements in soil, coal and water in south Marmara region of Turkey” *Radiation Measurements*, Vol.42, No.2, pp.281-285 (2007).

Yaren, H., Karayılanoğlu, T., “Radyasyon ve İnsan Sağlığı Üzerine Etkileri”, *TSK Koruyucu Hekimlik Bülteni*, 4:199-208 (2005).

Yeşilbağ, Y.Ö., “Artvin ve Ardahan İlleri Ev İçi Radon Konsantrasyonu ve Çevresindeki Topraklarda Radyoaktivitenin Tayini”, Yüksek Lisans Tezi, *Karadeniz Teknik Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü*, Trabzon (2008).

## ÖZGEÇMİŞ

### Kişisel Bilgiler

Soyadı, Adı : ÇİÇEK, Medine  
 Uyuğu : T.C.  
 Doğum tarihi ve yeri : 26.01.1989, Adana  
 Medeni hali : Bekar  
 e-mail : [medinecicek@yandex.com](mailto:medinecicek@yandex.com)

### Eğitim Derece

### Eğitim Birimi

### Mezuniyet tarihi

Yüksek lisans	Amasya Üniversitesi	2017
Pedagojik Formasyon	Yozgat Bozok Üniversitesi	2014
Lisans	Afyon Kocatepe Üniversitesi	2013
Lise	Adana Kız Lisesi	2006

### İş Deneyimi Yıl

### Yer

### Görev

2015-2016	İmamoğlu Malihıdırlı Ortaokulu	Öğretmen
2015-2016	Karataş Gençlik Merkezi	Öğretmen
2016-2017	İmamoğlu ve Kozan Gençlik Merkezi	Öğretmen

### Yabancı Dil

İngilizce

### Yayınlar

Çiçek, M., Mavi, B., 2015. Amasya Yedikır Barajı Doğal Radyoaktivitesinin Gama Spektrometresi Kullanılarak İncelenmesi. XIV. Ulusal Spektroskopi Kongresi Özet Kitabı, Sayfa 25, Elazığ Fırat Üniversitesi.