

**MERSİN AKKUYU SAHİLLERİNDEN ALINAN  
KUM ÖRNEKLERİNDEKİ DOĞAL  
RADYOAKTİVİTE DÜZEYİNİN BELİRLENMESİ**

**SENA BERKER**

**MERSİN ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**FİZİK ANA BİLİM DALI**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**MERSİN  
HAZİRAN-2014**

**MERSİN AKKUYU SAHİLLERİNDEN ALINAN  
KUM ÖRNEKLERİNDEKİ DOĞAL  
RADYOAKTİVİTE DÜZEYİNİN BELİRLENMESİ**

**SENA BERKER**

**MERSİN ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**FİZİK ANA BİLİM DALI**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**Danışman  
Doç. Dr. Kasım KURT**

**MERSİN  
HAZİRAN-2014**

Sena BERKER tarafından Doç.Dr. Kasım KURT danışmanlığında “ Mersin Akkuyu Sahillerinden Alınan Kum Örneklerindeki Doğal Radyoaktivite Düzeyinin Belirlenmesi ” başlıklı bu çalışma aşağıda imzaları bulunan jüri üyeleri tarafından oy birliği ile Yüksek Lisans Tezi olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. A. Murat GİZİR

Doç.Dr. Kasım KURT

Öğr.Gör.Dr. Nalan KANDIRMAZ

İmza



Yukarıdaki Jüri kararı Fen Bilimleri Enstitüsü Yönetim Kurulu'nun 11/08/2014 tarih ve 2014.17/507 sayılı kararıyla onaylanmıştır.

  
Doç.Dr.Mehmet KÜÇÜKASLAN  
Enstitü Müdürü



*Bu tezde kullanılan özgün bilgiler, şekil, çizelge ve fotoğraflardan kaynak göstermeden alıntı yapmak 5846 sayılı Fikir ve Sanat Eserleri Kanunu hükümlerine tabidir.*

## **MERSİN AKKUYU SAHİLLERİNDEN ALINAN KUM ÖRNEKLERİNDEKİ DOĞAL RADYOAKTİVİTE DÜZEYİNİN BELİRLENMESİ**

**SENA BERKER**

### **ÖZ**

Bu çalışmada Mersin ili Akkuyu mevkiinde kurulması planlanan Nükleer güç santrali çevresindeki kıyı şeridinden alınan kum örneklerinde NaI(Tl) detektörü kullanılarak aktivite ölçümleri yapılmıştır. Gama yayınımlarında baskın olarak,  $^{40}\text{K}$  1460 keV,  $^{226}\text{Ra}$  1764 keV ve  $^{232}\text{Th}$  238 keV pikleri dikkate alınarak aktivite hesabı yapılmıştır. Aktivite hesabında karşılaştırma yöntemi kullanılmıştır. Aktivite sonuçları  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  için sırasıyla 133,54-287,06, 15,82-39,48 ve 3,96-17,18 Bq/kg arasında değiştiği gözlenmiştir. Ölçülen değerlerin Dünya ortalamasının altında olduğu saptanmıştır.

**Anahtar Kelimeler:** NaI detektörü, gama yayınımları, doğal radyoaktivite

**Danışman:** Doç. Dr. Kasım KURT, Fizik Ana Bilim Dalı, Mersin Üniversitesi

## ABSTRACT

### DETERMINING THE NATURAL LEVEL OF RADIOAKTIVITE OF SAND SAMPLES TAKEN FROM MERSİN AKKUYU COAST

SENA BERKER

In this study activities have been calculated by using NaI detector on sand samples taken from environment of nuclear power station that is planned to be established in site of Akkuyu in Mersin. In gamma radition, activity has been calculated predominantly considering peak of  $^{40}\text{K}$  1460 keV,  $^{226}\text{Ra}$  1764 keV and  $^{232}\text{Th}$  238 keV. Comparison method has been used in activity calculating. The result of activity for  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  has been observed changing respectively between 133.54-287.06, 15.82-39.48 and 3.96-17.18 Bqkg<sup>-1</sup>. Measured values have been determined under the world average.

**Keywords :** NaI detector, gamma radiation, natural radioactivity

**Advisor:** Assoc. Doç. Dr. Kasım KURT, Department of Physics, University of Mersin

## **TEŞEKKÜR**

Bu tezin oluşumunda değerli zamanını ayıran, bilgisi ve tecrübesiyle bana yol gösteren her türlü kolaylığı sağlayan danışman hocam Sayın Doç. Dr. Kasım KURT'a, değerli görüş ve bilgilerinden yararlandığım hocam Sayın Dr. Nalan KANDIRMAZ' a sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

Ayrıca Yüksek lisans yapmama olanak sağlayan aileme, kardeşlerim Sinem BERKER ve Mert BERKER' e, tez yazımında benden yardımını esirgemeyen ve sabırla yanımda olan değerli arkadaşlarım Fatma GÜNTÜRKÜN, Pelin ORTAÇ ve Neşet KAYA' ya çok teşekkür ederim.

## İÇİNDEKİLER

### Sayfa

<b>ÖZ</b> .....	<b>i</b>
<b>ABSTRACT</b> .....	<b>ii</b>
<b>TEŞEKKÜR</b> .....	<b>iii</b>
<b>İÇİNDEKİLER</b> .....	<b>iv</b>
<b>ÇİZELGELER DİZİNİ</b> .....	<b>vi</b>
<b>ŞEKİLLER DİZİNİ</b> .....	<b>vii</b>
<b>SİMGE VE KISALTMALAR DİZİNİ</b> .....	<b>viii</b>
<b>1. GİRİŞ</b> .....	<b>1</b>
2.1. RADYASYON.....	3
2.2. RADYASYON ÇEŞİTLERİ.....	4
2.2.1. Alfa Parçacığı.....	4
2.2.2. Beta Parçacığı.....	5
2.2.3. Gama Işınları.....	5
2.2.4. X Işınları.....	6
2.2.5. Nötronlar.....	6
2.3. RADYASYON KAYNAKLARI.....	6
2.3.1. Doğal Radyasyon Kaynakları.....	7
2.3.1.1. Kozmik radyasyon.....	7
2.3.1.2. Gama Radyasyonu.....	9
2.3.1.3. Radon.....	10
2.3.1.4. İnsan vücudundaki radyoaktivite.....	11
2.3.2. Yapay Radyasyon Kaynakları.....	12
2.4. ÇEVRESEL RADYOAKTİVİTE ÇALIŞMALARI.....	13
<b>3. MATERYAL VE YÖNTEM</b> .....	<b>15</b>
3.1. NaI(Tl) GAMA SPECTROSKOPİ SİSTEMİ.....	15
3.1.1. Yüksek Voltaj Ünitesi.....	16
3.1.2. Preamplifikatör (Önyükselteç).....	16
3.1.3. Amplifikatör (Yükselteç).....	16
3.1.4. Çok Kanallı Analizör.....	16
3.2. GAMA IŞINININ MADDE İLE ETKİLEŞİMİ.....	17
3.2.1. Fotoelektrik Olay.....	19
3.2.2. Compton Saçılması.....	20
3.2.3. Çift Oluşumu.....	22

3.3. ÖRNEKLERİN HAZIRLANMASI.....	24
3.3.1. Örneklerin Kurutulması .....	26
3.3.2. Örneklerin Öğütülmesi.....	27
3.3.3. Örneklerin Elenmesi .....	27
3.4. GAMA YAYINIMI ÖLÇÜMLERİ .....	28
3.4.1. Enerji Kalibrasyonu .....	28
3.4.2. Verim Kalibrasyonu .....	30
3.5. AKTİVASYON HESABI .....	32
3.5.1. Karşılaştırma Yöntemi ile Aktivasyon Hesabı.....	32
<b>4. BULGULAR VE TARTIŞMA .....</b>	<b>35</b>
<b>KAYNAKLAR .....</b>	<b>45</b>
<b>ÖZGEÇMİŞ VE ESERLER LİSTESİ.....</b>	<b>47</b>



## ÇİZELGELER DİZİNİ

### **Sayfa**

Çizelge 2.1. Dünya da ve Türkiye de doğal radyasyon doz düzeyleri.....	12
Çizelge 2.2. Doğal ve yapay radyasyonun kaynaklarına göre dağılımı.....	13
Çizelge 3.1. Örneklerin alındığı koordinatlar .....	25
Çizelge 3.2. Enerji kalibrasyonunda kullanılan çekirdeklerin özellikleri .....	30
Çizelge 4.1. XRF (X-Ray Floresans) ölçüm sonuçları .....	36

## ŞEKİLLER DİZİNİ

### Sayfa

Şekil 2.1. Kozmik ışınlardan alınan radyasyon dozunun yüksekliğe göre değişimi....	9
Şekil 3.1. NaI(Tl) dedektörünün şematik gösterimi.....	16
Şekil 3.2. NaI(Tl) dedektörü .....	17
Şekil 3.3. Üç tip gama etkileşmesinin alanları.....	18
Şekil 3.4. Fotoelektrik olayın şematik gösterimi .....	19
Şekil 3.5. Compton etkileşmesi.....	22
Şekil 3.6. Çift oluşum olayının şematik gösterimi.....	23
Şekil 3.7. Örneklerin alındığı bölge .....	24
Şekil 3.8. Örneklerin kurutulduğu etüv.....	26
Şekil 3.9. Örneklerin öğütüldüğü agat havan.....	27
Şekil 3.10. Kum örnekleri .....	28
Şekil 4.1. $^{40}\text{K}$ örneklerine göre aktivite dağılımı .....	37
Şekil 4.2. $^{226}\text{Ra}$ örneklerine göre aktivite dağılımı.....	38
Şekil 4.3. $^{232}\text{Th}$ örneklerine göre aktivite dağılımı.....	39
Şekil 4.4. $^{40}\text{K}$ $^{226}\text{Ra}$ $^{232}\text{Th}$ örneklerine göre aktivite dağılımı.....	40
Şekil 4.5. Örneklerin etkin dozları .....	41
Şekil 4.6. Kum örneklerinin Radyum eş değeri ve dış tehlike indeksi .....	42

## SİMGE VE KISALTMALAR DİZİNİ

mSv	:Mili Sievert
Bq	:Becquerel
V	:Volt
MeV	:Mega elektron volt
keV	:Kilo elektron volt
$\mu$ Ci	:Mikro Curie
UNSCEAR	:Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyon Etkileri Bilimsel Komitesi
ICRP	:Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu
IAEA	:Uluslararası Atomik Enerji Ajansı
ÇKA	:Çok Kanallı Analizör
GPS	:Küresel Konumlama Sistemi
MEİTAM	:Mersin Üniversitesi İleri Teknoloji Eğitim, Araştırma ve Uygulama Merkezi
FWHM	:Tam Genişlik Maximum Tepe
XRF	:X-ışını Floresans

## 1. GİRİŞ

İnsanoğlu çağlar boyunca radyasyona maruz kalmıştır. Bu radyasyonun ana kaynağı doğal radyoaktivite ve kozmik ışınlardır. Fakat atmosferik emilim nedeniyle kozmik ışınlar çok azdır. Tıbbi teşhis ve tedavi için kullanılan başka radyasyon kaynakları da vardır. Diğer bir kaynak ise savaş amacıyla kullanılan zenginleştirilmiş radyoaktif malzemelerdir. Nükleer santrallerde nadiren oluşan bir nükleer kazadan sonra radyasyon yayabilirler. Bazen kullanılmayan harap haldeki nükleer santrallerden sızan radyasyon santralin çevresini radyonüklitler ile kaplar. Örneğin dünyada 440 tane nükleer güç santrali vardır [1]. Ve sadece dört büyük kaza olmuştur. Bunlar 1952 ile 2013 arasındadır [2]. Bu kazalar Kyshtym (Sovyetler Birliği, 1957), Three Mile Adası (ABD, 1979), Çernobil (Ukrayna, 1986) ve Fukuşima (Japonya, 2011) dir [2].

Gemi ve denizaltılarında kullanılan nükleer reaktörler 400 den fazladır. Bunun yanı sıra yaklaşık 300 araştırma reaktörü, tıbbi tanı ve kanser tedavisi için radyoizotop sağlamak üzere çalıştırılmaktadır. Ayrıca 50 den fazla ülkede küçük çapta nükleer santraller eğitim ve araştırma tesisleri için bir nötron kaynağı olarak hizmet vermekte [3].

Öte yandan karasal radyasyon, özellikle sahil kumu doğal radyoaktivite açısından önemlidir. Sahil kumlarının mineral yatağı erozyon ve ayrışmayla oluşmuştur. Bu mineral yataklarının ana kaynağı metamorfik ve volkanik kayalardan gelir. Maruz kalınan çevresel radyasyonun doğal radyonüklitlerini metamorfik ve magmatik kayalar oluşturur. Toprak ve kumların doğal radyoaktiviteleri çoğunlukla Uranyum(U), Toryum(Th) ve Potasyum(K) dan kaynaklanmaktadır.

Çok sayıda çalışma sahil kumunda, toprakta, su ve hava örneklerinde çevresel radyoaktiviteyi bulmaya yöneliktir. Nükleer güç santrali bölgesi, radyoaktiviteyi incelemek için oldukça cazip bir alan haline gelmektedir. Bu alanda yapılan bazı çalışmaları sıralayacak olursak Rathapuram Talu bölgelerinden toplanan toprak ve kum örneklerinde üç radyonüklitin aktivite konsantrasyonu değerlendirilmiştir [4].  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  dan dolayı kaynaklanan yıllık etkin dozlar izin verilen seviyenin (1mSv) altında bulunmuştur [5].

Mineral yataklı sahil kumlarının radyoaktivite izi Adriyatik, Karadeniz, Kanarya Adaları ve Hindistan gibi birçok yerin sahil bölgesinde yapılmıştır [6].

Türkiye de Fırtına Vadisi'nde toprak ve tortularda doğal radyoaktivite seviyeleri tespit edilmiştir. Bu radyoaktivite seviyeleri dünya ortalamasına göre daha yüksek çıkmıştır fakat sağlık açısından önem arz etmemektedir [7].

Bu çalışma, yapılması planlanan Akkuyu Nükleer Güç Santrali bölgesinden alınan kum örneklerinde radyoaktivite tayinini içermektedir. Böylece santral yapılmadan önce kıyı bölgelerin radyoaktivitesi belirlenmiş olacaktır. Belirlenen çevresel radyoaktivite Dünya standartları ile karşılaştırılmıştır. Nükleer santral yapıldıktan sonra olası bir sızıntının tespiti için veri tabanı oluşturması açısından çalışmaya önem ve özgünlük katmaktadır. Daha sonraki yapılacak çalışmalara da projeksiyon olması beklenilmektedir.

## **2. KAYNAK ARAŞTIRMASI**

Bu bölümde radyasyon, radyasyon çeşitleri, radyasyon kaynakları ve konu ile ilgili yapılan önceki çalışmalara yer verilecektir.

### **2.1. RADYASYON**

Atom ve çekirdeği hakkındaki fiziki bilgiler 1896'da Henri Becquerel'in radyoaktiviteyi keşfiyle başlamıştır. Becquerel radyoaktivite olayını tesadüfen keşfettiğinde belli flüoresans tuzların güneş ışığıyla aktiflendikten sonra yayınladıkları radyasyonları çalışıyordu. Şans eseri olarak kalın bir kâğıda sarılmış uranyum ve potasyum sülfattan ibaret numuneyi karanlık bir odada fotoğraf levhalarının yanında bıraktı. Levhalar banyo edildiklerinde ışığa karşı tamamen korunmuş olmalarına rağmen ışıktaki kalmış gibi netice verdiler. Bu deneyi tekrarlayan Becquerel fotoğraf levhalarını etkileyen bazı tür radyasyonların uranyum tuzundan yayınladıkları neticesine vardı. Daha sonra aynı radyasyonun havanın iyonlaşmasına sebep olduğu bulundu. Uranyum tuzu tarafından yayınlanan bu radyasyona önce Becquerel ışınları adı verildi. Bu isim daha sonra birçok maddelerce yayınlanan farklı radyasyon tiplerini de ihtiva edilecek şekilde değiştirildi [8].

Uranyum tuzundan başka bazı maddelerinde radyasyon yayınladıkları gözlemlendi. Bu olay radyoaktivitedir ve bu şekilde radyasyon yayınlayan elementlerde radyoaktif elementlerdir. 1898 yılında bayan Marie Curie ve kocası Pierre Curie iki radyoaktif madde keşfettiler. Bunlar Polonyum ve Radyum. Birkaç yıl içinde toryum, aktinyum, radyotoryum, mezotoryum ve diğer radyoaktif elementler keşfedilmişti. Bugün farklı elementlerin yüzlerce radyoaktif izotopları bilinmektedir. Radyoaktif izotopların ham maddelerden elde edilmeleri oldukça zordur ve genellikle tonlarca madenlerden elde edilen radyoaktif madde gramın sadece çok küçük kesirleri miktarlarında olabilmektedir [8].

Bir numunenin radyoaktifliği fiziksel ve kimyasal değişimlerden etkilenmez. Yani basınç, hacim sıcaklık ve kimyasal yapıdaki değişimler radyasyon yayınlama hızını değiştirmez. Radyoaktivitenin atomların kendiliğinden parçalanmasına göre olduğu ve böylece meydana gelen yeni elementlerin ana elementlerden çok farklı özelliklere sahip olabileceği fikri ilk olarak 1902'de E. Rudherford ve P. Soddy tarafından ileri sürüldü [8].

Radyasyonu en temel anlamda, “ortamda yol alan enerji” olarak tanımlamak mümkündür ve bu kapsamda doğal ya da yapay radyoaktif çekirdeklerin kararlı yapıya geçebilmek için dışarı saldıkları hızlı parçacıklar ve elektromanyetik dalga şeklinde taşınan fazla enerjileri de “radyasyon” olarak adlandırılır.

Radyasyon esas olarak iki kısımda incelenebilir; “parçacık” ve “dalga” tipi radyasyon. Parçacık radyasyonu; belli bir kütle ve enerjiye sahip çok hızlı hareket eden parçacıkları ifade eder. Dalga tipi radyasyon; belli bir enerjiye sahip ancak kütsüz radyasyondur. Dalga tipi radyasyon, titreşim yaparak ilerleyen elektrik ve manyetik enerji dalgaları gibidir. Bütün dalga tipi radyasyonlar ışık hızıyla ( $3 \times 10^8$  m/saniye) hareket ederler. Parçacık ve dalga tipi radyasyonları da yine iki gruba ayırmak mümkündür. Bunlar, “iyonlaştırıcı” ve “iyonlaştırıcı olmayan” radyasyonlardır [9].

Bundan sonra konumuz gereği radyasyon kelimesini kullanacağımız her yerde iyonlaştırıcı radyasyonu kastedeceğiz.

İyonlaştırıcı radyasyonlar (elektromanyetik veya parçacık tabiatlı radyasyonlar) maddeden geçerken onun atomlarını doğrudan veya dolaylı olarak iyonlaştıran ışınlardır.

## 2.2. RADYASYON ÇEŞİTLERİ

Bu bölümde radyasyon çeşitlerinden bahsedeceğiz. Bunlar alfa parçacığı, beta parçacığı, gama ışınları, x ışınları ve nötronlardır.

### 2.2.1. Alfa Parçacığı

Alfa parçacıkları bazı maddelerde flüoresansa sebep olur, şayet bu flüoresansa bir büyüteçle yakından bakıldığı takdirde bir seri pırıltılardan meydana geldiği görülür. Bu pırıltılar parçacıkların flüoresans perdeye çarpmalarıyla meydana gelmelidir ki buda bunların ayrı ayrı parçacıklar olduğunu gösterir [8].

Alfa parçacığı, ışınları arasında yüksek derecede iyonlaştırıcı bir ışıdır. Bu iyonlaştırma sırasında enerji ve hızlarından kaybederler [8].

İki proton ve iki nötronun Helyum çekirdeğine benzer bağlarından dolayı  $He^{2+}$  olarak da gösterilmektedir.

Alfa parçacığı, Uranyum veya Radyum gibi radyoaktif bir çekirdek tarafından yayılır ve buna alfa ışınımı denir. Bu işlem çekirdeği uyarılmış duruma getirmekte ve çekirdek fazla enerjisiyi atmak için Gama ışınması yapmaktadır.

Alfa parçacıklarını çok ince kalınlıktaki maddeler ile durdurmak mümkündür. Bu, diğer radyasyon çeşitlerine göre sahip oldukları büyük elektrik yüklerinden dolayıdır. Bu elektrik yükü, alfa parçacıklarının herhangi bir madde içerisinden geçerken yolları üzerinde yoğun bir iyonlaşma meydana getirmelerine ve bu yüzden enerjilerini çok çabuk kaybetmelerine sebep olmaktadır [8].

### 2.2.2. Beta Parçacığı

Beta parçacıkları alfa parçacığıyla benzerdir. Belirli bir yük ve kütleye sahiplerdir ve madde içerisinde geçtikleri yollar üzerinde iyonlaşmaya sebep olurlar. Bu iyonlaşma alfa parçacığının oluşturduğu iyonlaşmadan daha azdır. Çünkü bu parçacıklar alfa parçacığına göre daha hafif ve daha giricidirler [8].

Beta parçacığını ince bir kağıt durduramaz ama ince bir alüminyum levha büyük bir kısmını durdurur. Çünkü bu parçacıklar alfa parçacıklarına kıyasla çok hafiftirler ve hava molekülleriyle çarpıştıklarında yönlerini değiştirebilirler. Beta parçacıklarının hızları ışık hızının 0.99 katına kadar çıkabilir. Verilen bir radyoaktif element değişik enerjilerde beta parçacıkları üretir ki bu enerjilerden maksimum değerde olan son-nokta enerjisi adını alır. Netice olarak beta parçacıkları alfa parçacıklarının tersine ne homojen hızlara ne de homojen enerjilere sahiptirler [8].

### 2.2.3. Gama Işınları

Gama ışını atom altı parçacıkların etkileşiminden kaynaklanan, belirli bir titreşim sayısına sahip elektromanyetik ışınımıdır. Bu ışınlar atom çekirdeğinin enerji seviyelerinde oluşan farklılıklardan meydana gelmektedir.

Çekirdek bir alfa veya beta parçacığı çıkarttıktan sonra genellikle kararlı bir durumda değildir. Fazla kalan çekirdek enerjisi elektromanyetik radyasyon halinde yayınlanmaktadır.

Gama ışınları flüoresan meydana getirdikleri gibi bir gazın iyonlaşmasına da sebep olur fakat bu sebebiyet alfa ve beta ışınlarından daha az ölçüdedir. Gama ışınlarının girme gücü beta ışınlarından 100 defa daha büyüktür. Gama



ışınlarının santimetrelerce kalınlığındaki alüminyum levha durduramaz fakat birkaç santimetrelik kurşun levhalar büyük bir kısmını durdurabilirler. Yüksüz olduklarından elektrik ve manyetik alanda sapma göstermezler ve elektromanyetik dalgaların bütün özelliklerini gösterirler. Enerji düzeyleri sebebiyle yaşayan hücrelere ciddi zararlar verirler [8].

#### 2.2.4. X Işınları

Röntgen ışınları da denilen x-ışınları, görünür ışık dalgaları ve mor ötesi ışınları gibi dalga şeklindedir. Bir atoma dışarıdan gelen veya gönderilen yüksek enerjili elektronlar o atomun ilk yörüngelerinden elektronlar koparılır. Atomdan kopan bu elektronun yerine daha yüksek düzeylerden (üst yörüngelerden) elektronlar atlayarak kopan elektronun yerindeki boşluğu doldururlar. Bu sırada ortaya çıkan enerji fazlalığı x-ışını şeklinde dışarı salınır [10].

#### 2.2.5. Nötronlar

Bütün atomların çekirdeğini meydana getiren iki temel tanecikten biridir. Nötronlar yüksüz parçacıklardır. 1920 yılında Rutherford ve 1931 yılında Heisenberg nötrondan bahsetmişlerdir. Nötron, 1932 yılında Sir James Chadwick tarafından keşfedilmiştir [9].

Nötronlar yüksüz olduklarından ötürü herhangi bir madde içerisine kolaylıkla nüfuz edebilirler. Doğrudan bir iyonlaşmaya sebep olmazlar. Ancak, nötronların atomlarla etkileşmeleri, iyonlaştırıcı radyasyonun (alfa, beta, gama, x-ışınları) ortaya çıkmasına sebep olabilir. Nötronlar sadece kalın beton, su veya parafin kütleleriyle durdurulabilirler [9].

### 2.3. RADYASYON KAYNAKLARI

İnsanoğlu var olduğundan bu yana devamlı olarak radyasyonla iç içe yaşamak zorunda kalmıştır. Dünyanın oluşmasıyla birlikte tabiatta yerini alan çok uzun ömürlü (milyarlarca yıl) radyoaktif elementler yaşadığımız çevrede normal ve kaçınılmaz olarak kabul edilen doğal bir radyasyon düzeyi oluşturmuşlardır. Geçtiğimiz yüzyılda bu doğal düzey, nükleer bomba denemeleri ve bazı teknolojik ürünlerin kullanımı ile çok fazla artış göstermiştir. Maruz kalınan doğal radyasyon

seviyesinin büyüklüğünü belirleyen birçok neden vardır. Yaşanılan yer, bu yerin toprak yapısı, yapılan binalarda kullanılan malzemeler, mevsimler, kutuplara olan uzaklık ve hava şartları bu nedenlerden bazılarını barındırmaktadır. Yağmur, kar, alçak basınç, yüksek basınç ve rüzgar yönü gibi etkenlerde doğal radyasyon seviyesinin büyüklüğünü belirler.

Çevredeki radyoaktivitenin en önemli kaynakları; Uranyum-Radyum ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ), Toryum ( $^{232}\text{Th}$ ), Aktinyum ( $^{235}\text{U}$ ) doğal radyoaktif seriler ve bu serilerin dışında doğal olarak var olan  $^{40}\text{K}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , vb. radyo-çekirdeklerdir.

Yaşam standartları, yaşadıkları ortamların fiziksel özellikleri ve coğrafi şartlara bağlı olarak değişiklik göstermekle birlikte, dünya genelinde kişi başına yaklaşık 2,8 mSv yıllık doza maruz kalınmaktadır.

Radyasyon kaynaklarını, doğal ve yapay olmak üzere iki sınıfta incelemek mümkündür.

### 2.3.1. Doğal Radyasyon Kaynakları

Doğada mevcut bulunan kararsız elementler kararlı yapıya geçmeye çalışırken, hiçbir dış müdahale olmaksızın, sahip oldukları fazla enerjilerini çekirdeklerinden dışarı salarlar. Böyle elementlere doğal radyoaktif elementler ve bunların enerji salma olayına da doğal radyoaktivite denir. Doğal radyasyon kaynakları; kozmik ışınlar, gama radyasyonu, radon ve insan vücudunda ki radyoaktivitedir.

#### 2.3.1.1. Kozmik radyasyon

Doğal radyasyonun bir kısmını uzaydan gelen kozmik ışınlar oluşturmaktadırlar. Kozmik radyasyonlar kökenlerine göre; hapsolmuş parçacık radyasyonlar ve solar radyasyonlar olarak sınıflandırılırlar. Bu radyasyonlar manyetik alan etkisiyle dünya etrafında bulunan radyasyon kuşaklarında tutulmaktadır. Solar radyasyonlar ise süper novalardan, galaktik çekirdeklerden ve yıldızlar arası ortamlardan gelirler. Parçacık radyasyonlara göre daha düşük enerjiye sahiptirler [11].

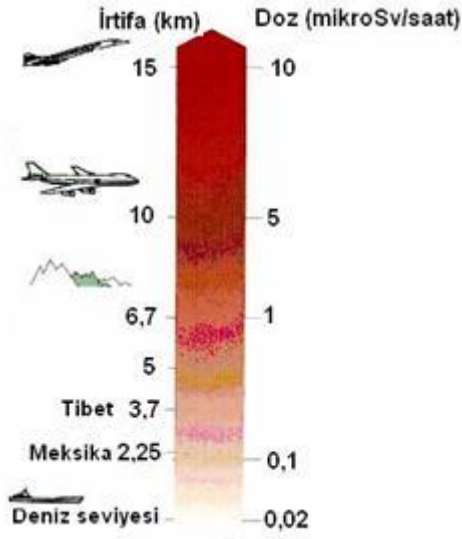
Kozmik ışınlar atmosfere nüfuz ettikçe karmaşık reaksiyonlar başlatırlar ve kademeli bir şekilde soğurulurlar; böylelikle yükseklik azaldıkça doz hızı düşer.

Kozmik radyasyon; protonlar, alfa parçacıkları, elektronlar ve yüksek enerjili diğer çeşitli parçacıklar gibi birçok radyasyon tipinin bir karışımıdır. Yer seviyesindeki kozmik radyasyon esas olarak, müonlar, elektronlar, pozitronlar ve fotonlardan oluşur; dozun büyük bir kısmı müonlar ve elektronlardan kaynaklanır. UNSCEAR, yer seviyesindeki kozmik ışınlardan kaynaklanan yıllık etkin dozu, enlem ve yükseklikteki değişimleri dikkate alarak ortalama 0.4 mSv civarında hesaplamıştır [9].

Kozmik ışınların büyük bir kısmı dünya atmosferinden geçmeye çalışırken manyetik alan tarafından tutulurlar. Bu ışınların sadece küçük bir miktarı yerküreye ulaşır [11].

İnsanların büyük çoğunluğu düşük rakımlı bölgelerde yaşarlar; bu nedenle kozmik radyasyondan dolayı benzer dozlara (enleme bağlı doz değişimleri hariç) maruz kalırlar. Buna rağmen, önemli sayılabilecek yoğunlukta nüfus barındıran yüksek rakımlı yerleşim yerlerinde örneğin; And dağlarındaki Quito ve La Paz, Rocky dağlarındaki Denver, Himalayalardaki Lhasa şehirlerinde yaşayan insanlar, deniz seviyesinde yaşayan insanlara göre birkaç kat daha fazla yıllık doza maruz kalabilirler. Örnek olarak La Paz için yıllık doz değeri dünya ortalamasının beş katıdır. İnsanların içinde yaşadıkları binaların tipi de kozmik ışınlardan kaynaklanan dozu az da olsa etkileyebilir. Uçuş yüksekliklerindeki kozmik ışınların yoğunluğu, yer seviyesindekinden daha yüksektir. Kıtalararası uçuşlardaki uçuş yüksekliğinde doz hızı, yer seviyesindeki doz hızınının 100 katına ulaşabilir. Uçakla yapılan seyahatler, bazı topluluklar için yıllık dozda ortalama 0.01 mSv'lik artışa neden olur (sık uçak yolculuğu yapanların aldıkları doz bu ortalamadan daha büyük olacaktır.); ancak bu doz dünya ortalaması olan 0.4 mSv değerini etkilemez [9].

Şekil 2.1. de yüksekliğe göre alınan radyasyon değişimi açıkça görülmektedir.



Şekil 2.1. Kozmik ışınlardan alınan radyasyon dozunun yüksekliğe göre değişimi

#### 2.3.1.2. Gama Radyasyonu

Yerkabuğunun oluşumunda doğal olarak mevcut olan radyo-çekirdekler ve bunların bozunma ürünleri, yayınladıkları gama ışınları ile çevresel radyasyonların büyük kısmını meydana getirmektedirler. İnsanların bu gama ışınlarından etkilenmeleri, buldukları bölge toprağındaki radyoaktif elementlerin derişimlerine bağlı olmaktadır. Bu nedenle maruz kalınan gama radyasyon dozu her yerde aynı değildir. Toprak ve kayalarda yüksek derişimlerde bulunan  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  gibi radyo-çekirdekler en önemli dış radyasyon kaynaklarıdır. Karasal kökenli radyasyon kaynaklarının başında  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  gibi uzun yarı ömürlü radyo-çekirdekler gelmektedir. Bu gibi doğal radyo-çekirdeklerin kütle aktivite derişimleri toprak ve kaya tiplerine göre değişir. Kütle aktivite derişimi, yerden 1 m yükseklikte havadaki emilimi doza karşılık gelen radyasyon şiddetidir [12].

Yeryüzündeki radyonüklitler, insanları hemen hemen düzgün dağılımlı olarak ışınlayan nüfuz edici gama ışınları yayınlamaktadır. Yapı malzemelerinin birçoğı yer kökenli olduğundan düşük oranda radyoaktiftir ve insanlar binaların dışında olduğu gibi içinde de ışına maruz kalırlar. İnsanların aldıkları dozlar, hem yaşadıkları bölgenin jeolojik özellikleri hem de yaşadıkları binaların yapısına göre değişiklik göstermektedir. Fakat doğal gama ışınlarından kaynaklanan ortalama etkin doz, yılda yaklaşık 0.5 mSv' dir. Gerçek değerler kayda değer farklılık gösterebilir. Bazı

insanlar, bu ortalama değerin birkaç kat üzerinde veya altında doz alabilirler. Hindistan'ın Kerala şehri ile Fransa ile Brezilya'nın bazı bölgeleri gibi yerin nispeten daha yüksek doğal radyonüklit derişimine sahip olduđu birkaç yerde doz, dünya ortalamasının 20 katına kadar ulaşabilir. Genel olarak bu dozun azaltılması için yapılabilecek çok az şey olmasına rağmen, mümkünse bu gibi bölgelerde yapılaşmanın veya beklenmeyen şekilde yüksek aktiviteli yapı malzemelerinin kullanılmasının engellenmesi işe yarayabilir [9].

### 2.3.1.3. Radon

Özellikle radon gazı, doğal radyasyon ile ışınlanmada önemli bir kaynaktır. Bunun nedeni, havadaki küçük parçacıklara yapışan alfa parçacıkları ile akciğer dokularını ışınlayan ve akciğer kanser riskini arttıran  $^{222}\text{Rn}$ 'nin kısa yarılanma süreli bozunum ürünleri olan radyonüklitleridir. Aynı durum,  $^{220}\text{Rn}$  (Toron) içinde geçerlidir. Fakat akciğerin ışınlanma derecesi oldukça düşüktür. Radon gazı yerden atmosfere girdiğinde havada dağılır, bu nedenle bina dışındaki derişimi düşüktür. Gaz, zeminden geçerek bina içine girdiğinden dolayı kapalı hacimdeki aktivite derişimi artar.

Binalar iyi havalandırılırsa radon birikimi fark edilmeyecek kadar azalır veya fark edilmez. Fakat birçok ülkede binalar, ısı kaybının ve hava akımının önlenmesi önceliğiyle inşa edilmektedir. Bunlar, bu sebeple genellikle düşük seviyede havalandırılır ve bina içindeki radon derişimi bina dışındakinden çok kez daha yüksek olabilir. Binalardaki radon derişimi, yerel jeolojik yapıya oldukça bağlıdır ve buna göre değişir. Ülkenin değişik bölgelerinde, hatta aynı alanda binadan binaya farklılıklar gösterebilir.

Dünya genelinde radon bozunum ürünleri nedeniyle maruz kalınan yıllık etkin dozun yaklaşık 1,2 mSv olduđu tahmin edilmektedir. Ancak bu değere ilişkin belirgin farklılıklar bulunmaktadır. Bazı ülkelerde ulusal ortalama değer birkaç kat daha büyüktür ve çoğu ülkelerde bazı evlerde yaşayanlar yılda birkaç yüz mSv etkin doz alırlar. Bu gerçekten yola çıkılan hareketle ICRP ve IAEA aşılması durumunda insanların evlerindeki radon seviyelerini düşürmelerini öneren Eylem Düzeylerinin kullanılmasını tavsiye etmiştir [9].

Evlerinde yüksek radon derişimi tespit edilen kişiler yerden binaya hava girişini engelleyerek bunu azaltabilirler.

#### 2.3.1.4. İnsan vücudundaki radyoaktivite

Uranyum ve toryum serilerindeki diğer radyonüklitler, özellikler  $^{210}\text{Pb}$  ve  $^{210}\text{Po}$  havada, gıdada ve suda bulunur ve vücudumuzda iç ışınlanmaya sebep olur.  $^{40}\text{K}$  da normal beslenme yoluyla vücuda girer; radon bozunma ürünleri dışında, iç ışınlanmanın ana kaynağıdır. Buna ilaveten, kozmik ışınların atmosferle etkileşimi, iç ışınlanmayı arttıran  $^{14}\text{C}$  gibi bir takım radyonüklitleri oluşturur [9].

Bu iç ışınlanma kaynaklarının sebep olduğu yıllık ortalama etkin dozun 0,3mSv olduğu ve bunun yarısının da  $^{40}\text{K}$  tan kaynaklandığı tahmin edilmektedir. İnsan vücudundaki potasyum miktarının biyolojik süreçlerle kontrol edildiği bilinmesine rağmen dozun bireyden bireye nasıl değiştiğine dair bilgiler sınırlıdır. Vücuttaki potasyum ve dolayısıyla  $^{40}\text{K}$  miktarı kas miktarı ile değişiklik göstermektedir [9].

Doğal radyasyondan kaynaklanan toplam ortalama yıllık etkin doz yaklaşık 2,4 mSv tir ancak dozlar büyük ölçüde değişebilir. Bazı ülkelerde ki ulusal doz ortalamaları yıllık 10 mSv in üzerindedir ve bazı bölgelerde genellikle radon ve bozunum ürünlerinin yüksek düzeyde olduğu binalar nedeniyle kişisel dozlar yılda 100 mSv i aşabilir. Türkiyede ve dünyada doğal radyasyon doz düzeylerinin birbirinden farklı değerler gösterdiğini Çizelge 2.1. de görebiliriz.

Çizelge 2.1. Dünyada ve Türkiyede doğal radyasyon doz düzeyleri [14,15]

Mersin (Akkuyu)	0,53 mSv/yıl
Ankara	0,44 mSv/yıl
Iğdır (Alican)	0,88 mSv/yıl
Çanakkale	1,23 mSv/yıl
Kars (Digor)	1,58 mSv/yıl
Hindistan (Kerela)	15,80 mSv/yıl
İran(Ramsar)	148,92 mSv/yıl
Brezilya (Guarapari kumsalları)	788,40 mSv/yıl

### 2.3.2. Yapay Radyasyon Kaynakları

Gelişmiş endüstriyel ekonomilerin ve yüksek yaşam standartlarının, doğada mevcut olmayan bazı radyasyon kaynakları kullanılmadan süreklilik gösterebileceğini düşünmek şimdilik pek mümkün gözükmemektedir. İşte bu yüzden insanoğlu, teknolojik gelişiminin gereği olarak, bazı radyasyon kaynaklarını yapay yollarla üretme ihtiyacı duymuştur. Bu kaynaklar, birçok işin daha iyi, daha kolay, daha çabuk, daha ucuz ve daha basit yapılmasına olanak sağlar. Bazı durumlarda ise alternatifleri yok gibidir.

Yapay radyasyon kaynakları da tıpkı doğal radyasyon kaynakları gibi belli miktarlarda radyasyon dozuna maruz kalınmasına neden olurlar. Ancak bu doz miktarı, talebe bağlı olarak artsa da, doğal kaynaklardan alınan doza göre çok daha düşüktür. Doğal radyasyon kaynaklarının aksine tamamen kontrol altında olmaları da maruz kalınacak doz miktarı açısından önemli bir özelliktir.

Tıbbi, zirai ve endüstriyel amaçla kullanılan X-ışınları ve yapay radyoaktif maddeler, nükleer bomba denemeleri sonucu meydana gelen nükleer serpintiler, çok az da olsa nükleer güç üretiminden salınan radyoaktif maddeler ile bazı tüketici ürünlerinde kullanılan radyoaktif maddeler bilinen başlıca yapay radyasyon kaynaklarıdır.

Doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından maruz kalınan radyasyon dozunun dünya ortalaması yıllık 2,7 mSv/yıl'dır [13].

Doğal ve yapay radyasyon kaynaklarına göre radyasyon miktarının dağılımı Çizelge 2.2. den görebiliriz.

Çizelge 2.2. Doğal ve yapay radyasyonun kaynaklarına göre dağılımı

Radyasyon Kaynağı	Radyasyon miktarı
Kozmik	0,39 mSv
Gama	0,46 mSv
İç	0,23 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

#### 2.4. ÇEVRESEL RADYOAKTİVİTE ÇALIŞMALARI

Hindistan da bulunan Kudankulam Nükleer Güç Santrali mevkiinde doğal radyasyon oranını araştırmak için 129 toprak ve 16 kum örneğini üzerinde gama ölçümleri yapılmıştır. Yapılan bu çalışmada  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{40}\text{K}$  değerlendirilmiştir. Topraktaki  $^{232}\text{Th}$  nin aktivite konsantrasyonu dünya ortalamasına göre 6 kat fazla olduğu tespit edilmiştir.  $^{40}\text{K}$ ' in aktivite konsantrasyonu ise dünya ortalamasına göre 0.7 kat daha az olduğu tespit edilmiştir. Kum örneklerinde ise  $^{232}\text{Th}$ ' nin aktivite konsantrasyonu dünya ortalamasına göre 41 kat daha yüksek olduğu gözlemlenmiştir. Bu da deniz seviyelerinde doğal radyasyonun anormal seviyede olduğunu göstermiştir [16].

Türkiye de bulunan Salihli-Turgutlu bölgesindeki tuğla ve tuğla malzemelerinde ki doğal radyoaktivite araştırılmıştır.  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$  değerlendirilmesi yapılmıştır. Havadan absorbe edilen radyasyon oranlarının ölçümleri toprak, hammadde yığınları, tuğla ve çatı-kiremit yığınları ve atık tuğla yığınları için ölçüm yapılmıştır. İç ve dış radyasyon tehlike endeksleri Salihli-Turgutlu bölgesinde tuğla ve çatı-kiremit için 1.0 değerinin altındadır. Bu çalışmanın



sonuçları önceki çalışmalarla karşılaştırıldığında bu çalışmanın radyasyon seviyeleri önceki çalışmalardan genellikle daha yüksek olduğu görüldü [17].

Hindistan da bulunan Kanyakumari ilçesinin güney kıyı bölgesi yüksek doğalfona sahip radyasyon alanlarından biri olan Tamilnadu eyaletinde araştırma yapılmıştır. Toplamda 41 toprak örneği üzerinde araştırma yapılmıştır. NaI(Tl) detektörü kullanılarak toprak örnekleri için  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$ ' nin aktivite konsantrasyonları ölçülmüştür. Örneklerdeki Algılanılabilir Alt Düzeyin 229,86 Bq  $\text{kg}^{-1}$  ile 613,24 Bq  $\text{kg}^{-1}$  arasında değiştiği bulunmuştur [18].

Pakistan daki bu araştırmada mermerlerin doğal radyoaktivite ölçümleri NaI(Tl) detektörü ile yapılmıştır. Bina ve yapı malzemesi olarak yaygın bir kullanımı olan mermerlerde ki  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{232}\text{Th}$  aktiviteleri üzerinde durulmuştur. Örnekler Pakistan da çeşitli bölgelerden toplanmıştır.  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  için aktivite konsantrasyon ölçümleri sırasıyla 4-63, 9-40 ve 7-105 Bq  $\text{kg}^{-1}$  aralıklarında bulunmuştur. Dünya çapında çeşitli jeolojik malzemelerin ölçümleri bu aralıkların alt seviyesine yakındır [19].

Türkiye de bulunan İstanbul ilinin toprağında bulunan doğal radyonüklitlerin 0 -10 cm derinlikteki konsantrasyonlarını  $^{238}\text{U}$  için 4-35 Bq/kg,  $^{226}\text{Ra}$  için 7-66 Bq/kg,  $^{40}\text{K}$  için ise 235-632 Bq/kg aralığında tespit etmişlerdir [20].

### 3. MATERYAL VE YÖNTEM

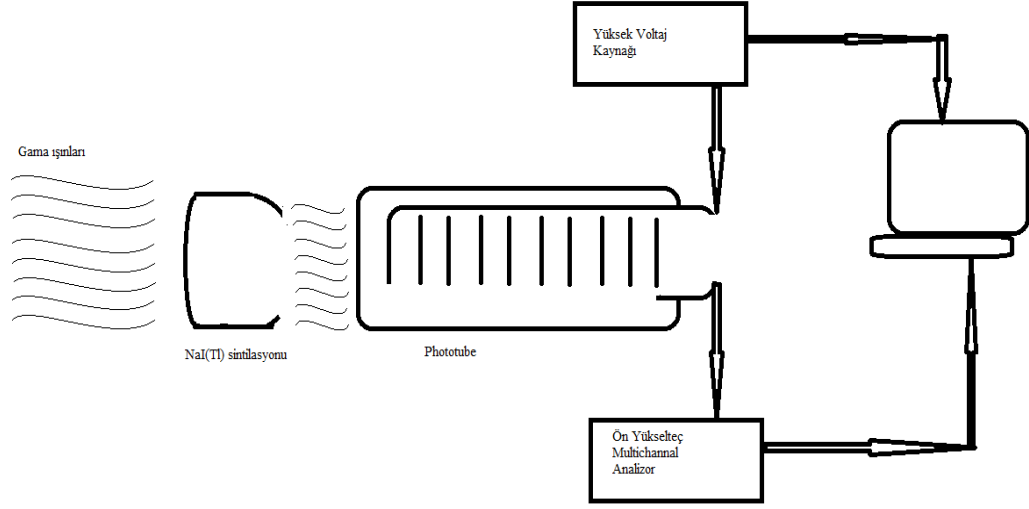
Bu bölümde yapılan çalışmada kullanılan materyal ve yöntemler tanıtılacaktır. Materyal olarak Akkuyu çevresinden toplanan kum örnekleri, ölçümde kullanılan NaI(Tl) gama spektrometresi ve bunun çalışma prensipleri ve fiziksel temellerinden bahsedilecektir.

#### 3.1. NaI(Tl) GAMA SPECTROSKOPİ SİSTEMİ

Gama spektroskopisi, uyarılmış bir atomun çekirdeğinden yayımlanan gama ışınlarının enerjilerine göre ayrılması esasına dayanır. Uyarılmış bir çekirdeğin temel seviyeye geçişi sırasında yayımlayacağı gama ışını enerjisi bu iki enerji seviyesi arasındaki farka eşittir. Gama spektroskopisi günümüzde diğer nükleer analiz yöntemlerine göre daha fazla tercih edilerek kullanılmaktadır. Bu yöntemle örneklerin radyokimyasal ayırma işlemlerine tabi tutulmadan doğrudan, tahribatsız ve hızlı bir şekilde analizi mümkün olduğu gibi, bir tek ölçümle örnek içinde bulunan birçok elemente ait gama verici izotopların aynı anda gözlenmesi mümkün olur.

Aralarında sodyum iyodüründe bulunduğu bazı maddelere bir tek yüklü parçacık, X-ışını veya gama ışını çarptığı zaman, bir ışık parıltısı (foton) meydana getirirler. Bu gibi maddelere sintilatörler adı verilir. Bir NaI(Tl) kristali nem kapıcı olduğundan, foto çoğaltıcıya optik kontak yapılan yüzü haricinde bütün çevresi Alüminyum levha ile kaplıdır. Bu levhanın iç kısmı magnezyum oksitle kaplıdır ki bu bir ışık yansıtıcısı olarak iş görür. Bir yüklü parçacık veya bir fotonun sebep olduğu ilk iyonlaştırmadan dolayı kristalin içinde serbest elektronlar meydana gelir [8].

1950'lerin başında talyumla aktive edilmiş(katkılanmış) NaI(Tl) detektörlerinin geliştirilmesi gama ışınları spektroskopisinde yeni bir çağın açılmasına öncülük etmiştir. Bir NaI(Tl) sintilasyon detektörü, yüksek voltaj kaynağı, ön yükselteç, yükselteç ve darbe yüksekliği analizöründen oluşmuştur. NaI(Tl) için gama spektrometre sistemi Şekil 3.1. de gösterilmiştir.



Şekil 3.1. NaI(Tl) detektörünün şematik gösterimi

### 3.1.1. Yüksek Voltaj Ünitesi

Yük birikimi için gerekli elektrik alanını oluşturmak üzere (-) veya (+) 5000V a kadar gerilim sağlayan ünitelerdir [9].

### 3.1.2. Preamplifikatör (Önyükselteç)

Detektörde oluşan akım yükü darbesini yükselticide şekillendirilebilecek, akım yükü ile orantılı voltaj darbesine çevirmektir [9].

### 3.1.3. Amplifikatör (Yükselteç)

Preamplifikatörden gelen darbenin, darbe yüksekliği analizi yapılabilecek kadar yükseltilmesini ve en iyi enerji ayrılmasını sağlayacak şekillendirmeyi sağlar[9].

### 3.1.4. Çok Kanallı Analizör

Çok kanallı analizörler (ÇKA) genellikle darbe yüksekliği yapan cihazlardır. ÇKA' de en önemli devre veya bileşen analog/dijital dönüştürücüdür. Burada gelen her darbe dijital hale dönüştürülür ve genliği ile orantılı olarak bir hafıza kanalına yerleştirilir. Her kanal belirli enerjiye karşılık gelir ve sayım süresince gelen darbelerin birikmesiyle pikler oluşur [9].

Labotuarımızda bulunan NaI(Tl) detektörü Şekil 3.2. de gösterilmiştir.



Şekil 3.2. NaI(Tl) detektörü

### 3.2. GAMA IŞINININ MADDE İLE ETKİLEŞİMİ

Gama ışınları bir maddeden geçtiklerinde fiziksel, kimyasal ve biyolojik etkiler meydana getirirler. Radyasyon enerjisi maddede soğurulursa değişiklikler meydana gelir. Radyasyon soğurulmadan maddeden geçerse herhangi etki oluşmaz. Radyasyonun soğurulması bu enerjinin bir kısmının madde atomlarına verilerek azalması demektir [21].

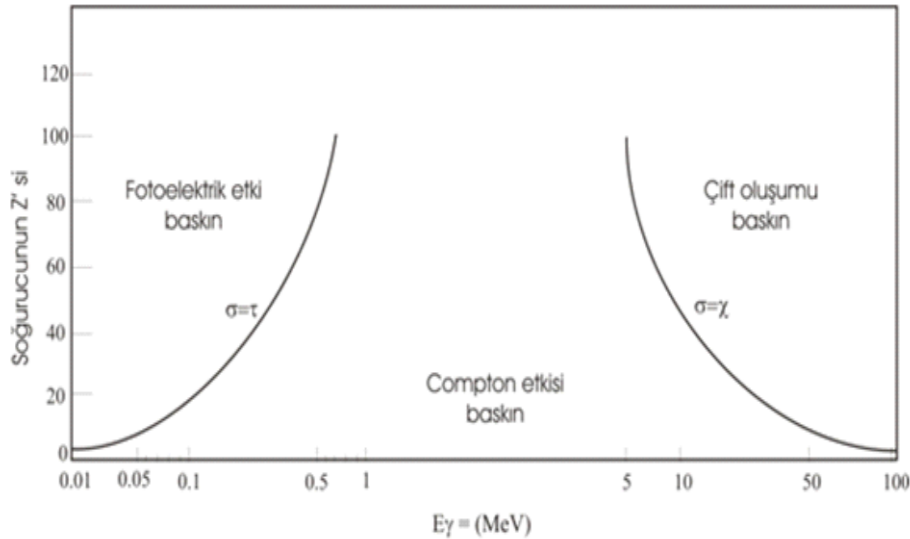
Elektromanyetik ışınlar maddeden geçtiklerinde oluşan iyonlar ve etkileşmeler radyasyon enerjisine bağlıdır. Düşük enerjilerde fotonlar atomların zayıf bağlarla bağlı dış elektronlarını fırlatabilir, yüksek enerjili fotonlar ise daha sıkı bağlarla atoma bağlı iç elektronları yerinden atabilir. Çok yüksek enerjili fotonlar da atomun çekirdek alanı içerisinde etkileşme yaparlar [21].

Alfa ve Beta parçacıkları enerjilerini maddelerin atomlarına birincil iyonizasyon meydana getirerek doğrudan vermektedir. Gama gibi elektromagnetik radyasyonlar ise maddenin içinden geçerken enerjilerinin bir kısmını çarptıkları elektronlara vererek onların etkileşmeleriyle oluşturmaktadır [21].

Gama ışınlarının çarpmasıyla fotonların enerjisini alan elektronlar madde içerisinde hareket eder. Bu esnada yörünge elektronlarına defalarca çarparak pozitif ve negatif elektronlar oluşturur. Bu elektronlar da diğer elektronlara çarparak olayı arttırır. Meydana gelen bu iyonlar fiziksel ve kimyasal olaylar oluşturarak radyasyon etkilerini meydana getirir. Tüm radyasyon etkileri meydana gelen iyon sayısı ve dağılımının bir sonucudur. Şayet ışınlanan madde bir doku ise sonuç olarak biyolojik etkiler oluşur [21].

Gama ışınlarının maddeyle etkileşerek enerjilerini kaybettikleri birçok olay vardır. İyi ki bu olayların hepsi farklı enerjili fotonlar için aynı öneme sahip değildir. Bir nükleer bozunmada yayınlanan gama ışınları genellikle bir MeV' in kesrinden birkaç MeV' e kadar bir aralıkta enerjilere sahiptirler. Bu aralıkta fotonların maddeyle etkileşerek enerji kaybettikleri üç ana olay: fotoelektrik olay, Compton saçılması ve çift yaratmadır [8].

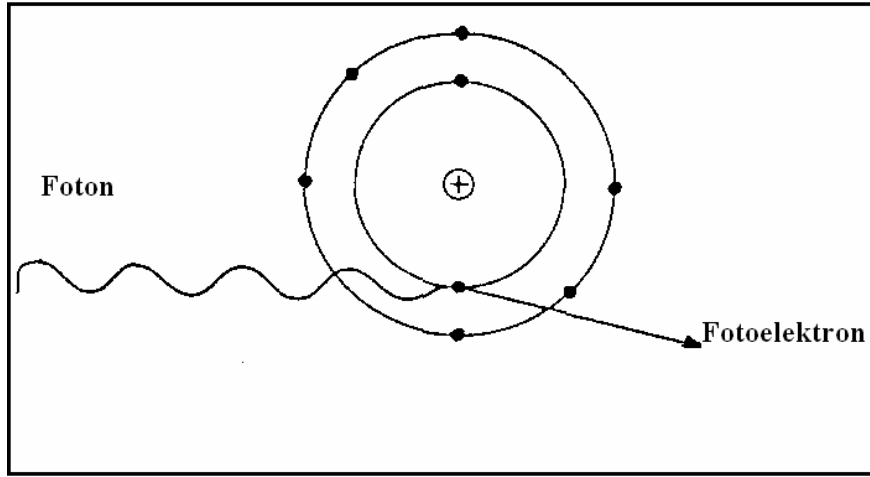
Bu üç olayın foton enerjisinin farklı aralıklarındaki baskınlıkları şöyledir: ~0,01 MeV'den ~0,5 MeV'e kadar fotoelektrik olay, ~0,1 MeV'den ~10 MeV'e kadar Compton saçılması baskındır. Çift yaratma ise 1,02 MeV'den başlayarak artan gama enerjisiyle artar. Bu üç olay birbirinden bağımsızdır. Bunu Şekil 3.3. e bakarak da söyleyebiliriz [8].



Şekil 3.3. Üç tip gama etkileşmesinin alanları

### 3.2.1. Fotoelektrik Olay

Düşük enerjili fotonlar madde atomlarının yörünge elektronlarıyla etkileşme yapabilir. Etkileşme genellikle atomun “K” ve “L” yörüngelerinde olur. Foton tamamen soğurulur ve gelen fotonun  $E = h\nu$  kinetik enerjisi elektrona verilir. Bu esnada momentum korunur ve elektron yörüngeden fırlar. Bu olay Şekil 3.4. de görülmektedir [21].



Şekil 3.4. Fotoelektrik olayın şematik gösterimi

Bu olayın oluşması için, fotonun kinetik enerjisinin, elektronun bağlanma enerjisinden büyük olması gerekmektedir. Ancak, etkileşme olasılığı fotonun  $h\nu$  enerjisi arttıkça azalmaktadır. Bu olasılık, foton enerjisi ve elektronun bağlanma enerjisi eşit olduğu zaman en yüksektir [21].

Foton enerjisinin bir kısmı elektronu atomdan koparmak için harcanır. Elektron böylece “ $E_e$ ” enerjisine sahip olarak atomu terk eder. “ $E_i$ ” elektronun bağlanma enerjisini gösterirse atomdan kopan elektronun enerjisi denklem 3.1’ de verilmiştir [9].

$$E_e = h\nu - E_i \quad (3.1)$$

Kopan elektronların yeri yörünge elektronları ile doldurulur ve bu nedenle X ışınları oluşur. Bunlara Floresan Radyasyon da denir. Fotoelektrik etkileşme oluşabilmesi için önce, foton enerjisi özel yörünge elektronunun bağlanma

enerjisinden büyük olması gerektiğinden düşük enerjili fotonlar sadece zayıf bağlarla bağlı elektronlarla etkileşme yapabilir. Foton enerjisi sıkı bağlarla bağlı elektronların bağlanma enerjisini aşacak kadar enerjiye sahipse, enerjinin fonksiyonu olarak etkileşme olasılığında hemen hemen sürekli olmayan atlamaların gözlenmesi mümkündür [21].

### 3.2.2. Compton Saçılması

Bir fotonu, çok gevşek bağlarla atoma bağlı ve serbest elektron olarak kabul edilen bir elektrona çarpması halinde meydana gelen olaya “Compton Saçılması” denir. Bu olay, inelastik ve inkohorent saçılma tipindedir. Elektronun saçılması için küçük bir enerji yeterli olmakta ve saçılan elektron serbest elektron haline gelmektedir. Compton olayının meydana gelmesi için foton enerjisinin elektronun bağlanma enerjisinden büyük olması gerekmektedir. Şayet, foton enerjisi elektron bağlanma enerjisine göre çok yüksek enerjiye sahipse, elektron serbest elektron olarak kabul edilir. Bu durum 1 keV üzerindeki enerjilerde ve küçük atom numaralı maddeler ve doku için yeterlidir. Ancak yüksek atom numaralı maddeler için elektronu serbest olarak kabul etmek üzere bir düzeltme faktörüne gereksinim vardır[21].

Compton saçılmasında foton ile elektron arasında oluşan açılı foton enerjisine bağlıdır. Küçük saçılma açıları için foton enerjisi kaybı küçüktür. Saçılma olasılığı, saçılmayı yapan maddenin “Z” atom numarası ile değişir. Compton saçılması orta foton enerjilerinde en çok olan bir etkileşme olasılığıdır. Compton olayı ile etkileşme olasılığı yüksek ve düşük foton enerjilerinde azalır. Ancak çift oluşumu ve fotoelektrik olayda bu olasılık mümkündür. Şekil3.3. de eğrilerden görüldüğü gibi fotoelektrik olay küçük “ $h\nu$ ” ve büyük “Z” lerde önemlidir. Çift oluşumu büyük “ $h\nu$ ” ve büyük “Z” ler için başlıca olaydır. Compton saçılmaları ise orta “ $h\nu$ ” ve tüm “Z” ler için mümkündür [21].

Elektron bağlanma enerjilerinin foton enerjisinden küçük olması halinde “ $h\nu$ ” enerjisiyle yörünge elektronuna çarpan foton, enerjinin bir kısmını bağ enerjisine harcadıktan sonra geliş doğrultusuyla bir “ $\theta$ ” açısı yaparak “ $h\nu$ ” enerjisiyle saçılır. Bu esnada elektronda geliş doğrultusuna göre bir “ $\phi$ ” açısı yaparak saçılır. Enerji ve

momentum korunum kanununa göre elektronun kinetik enerjisi “ $E_e$ ” gelen ve saçılan foton enerjileri farkına eşittir [21].

$$E_e = hv - hv' \quad (3.2)$$

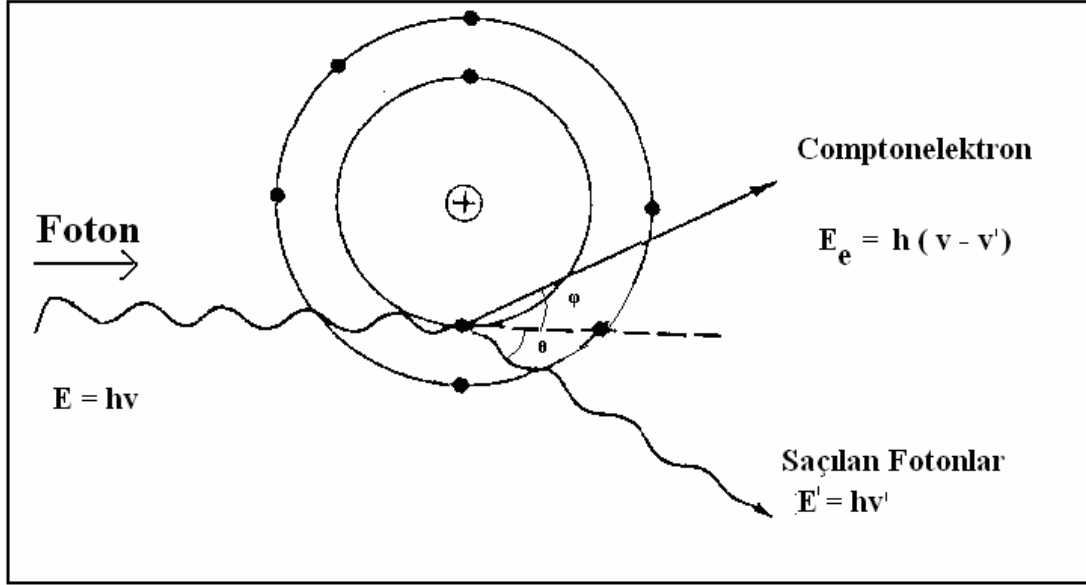
Saçılan fotonun “ $E'$ ” enerjisi, gelen fotonun  $hv$  enerjisi ve elektronun “ $E_i$ ” bağlanma enerjisi bilirse,

$$E' = hv - E_i \quad (3.3)$$

bağlantısıyla bulunur.

Gelen fotonun enerji kaybı karakteristik olarak saçılma açısına şiddetle bağlıdır ve artan sapma açısıyla bulunur. Saçılan fotonun enerjisi daha küçük ve dalga boyu daha uzundur. Gelen fotonun enerjisi “ $hv$ ”, “ $mc^2 = 0,51 \text{ MeV}$ ” ile karşılaştırıldığında, ihmal edilemez büyüklükte ise karışık bir olay meydana gelir ve fotonun “ $\frac{hv}{c}$  momenti” ihmal edilemez. Fotonun gelen momenti saçılan foton ve çarpılan elektron arasında korunmalıdır. Sıfır derece gibi önemsiz saçılma hariç saçılan fotonun yönü gelen fotonun yönüne paralel değildir. Bu nedenle saçılan fotonun gelen fotona göre daha küçük momenti ve daha küçük foton enerjisi olmalıdır. Geri kalan moment ve enerji elektrona verilir [21]. Bu etkileşmenin genel gösterimi Şekil 3.5. de verilmiştir.





Şekil 3.5. Compton etkileşmesi

Şekilde foton bir “ $\theta$ ” açısıyla, “ $h\nu$ ” enerjisiyle saçılmakta ve elektron bir “ $\phi$ ” açısı, p momentü ve “ $E$ ” kinetik enerjisiyle fırlatılmaktadır. Gelen ve saçılan fotonların yörüngesine “Saçılma Düzlemi” adı verilir. Bu nedenle saçılan elektronun yörüngesi de aynı düzlemdir. Yani üç yörüngede aynı düzlemdir [21].

### 3.2.3. Çift Oluşumu

Fotonların enerjilerini kayb ettikleri üçüncü önemli olay da elektron-pozitron çifti oluşumudur. Bu olay için eşik enerjisi  $2m_0c^2$ ’dir. Şayet 1,02 MeV’den daha büyük enerjili bir foton yüksek Z’ li bir levhaya çarparsa, foton yok olmakta ve onun yerinde bir elektron-pozitron çifti oluşmaktadır [8].

Momentum korunumu ağır bir cismin varlığını gerektirmektedir. Gerçekten de, çift yaratılma çekirdeğin alanında olmakta ve enerjinin korunumundan,

$$h\nu = 2m_0c^2 + E_+ + E_- + E_{mc} \quad (3.4)$$

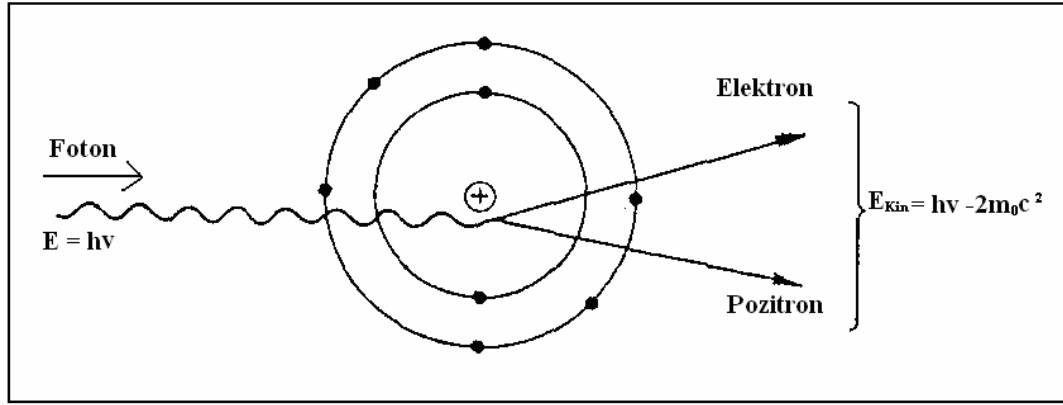
bağlantısı yazılır. Burada  $h\nu$  gelen fotonun enerjisi,  $2m_0c^2$  elektron ve pozitronun durgun kütlelerinin toplamına eşit enerji;  $E_+$ ,  $E_-$  ve  $E_{mc}$  sırayla pozitronun,

elektronun ve geri tepen çekirdeğin kinetik enerjisidir. Çekirdeğin kütlesi çok büyük olduğundan, kinetik enerjinin çok az bir kısmını alır ve böylece  $E_{mc}$  ihmal edilebilir. Böylece eşitliğimiz;

$$h\nu = 2m_0c^2 + E_+ + E_- \quad (3.5)$$

şeklini alır, ki bu çift oluşum için eşik enerjisinin açıkça  $2m_0c^2$  veya 1,02 MeV olduğunu gösterir [8].

Şekil 3.6. dan çift oluşumun nasıl gerçekleştiğini görebiliriz.



Şekil 3.6. Çift oluşum olayının şematik gösterimi

Çift oluşumunun elektron alanında oluşması esnasında aynı koşullarda üç elektron oluşabilir. Bunlar, orijinal elektron gibi pozitif ve negatif çiftler oluşturabilir. Bu olaya “Triplet Oluşumu” denir. Triplet oluşmasında momentin korunumu için eşik  $4m_0c^2$ 'dir. Tripletin, çift oluşumuna oranı gelen fotonun enerjisiyle artar, atom numarası ile azalır. Çift oluşumunda meydana gelen elektron ve pozitronlar iyonizasyon meydana getirir [21].

Çift etkileşiminde pozitif elektronun meydana gelmesi radyasyon dozimetrisini yakından ilgilendirir. Zira bu olay sonunda tüm kinetik enerji, pozitif elektronla, elektronun birleşerek bir annihilasyon radyasyonu oluşturması sonunda kaybolmaktadır. Bu olayda oluşan yüksek enerjili foton toplam enerjisi 1,02 MeV

olan iki düşük enerjili fotona ayrılmaktadır. Böylece, çift oluşumunda soğurulan gerçek gama radyasyonu “ $h\nu-1.02 \text{ MeV}$ ” olmaktadır [21].

### 3.3. ÖRNEKLERİN HAZIRLANMASI

Bu çalışma için gerekli olan kum örnekleri, Mersin iline bağlı Akkuyu mevkiinde yer alan kıyı boyunca toplanmıştır. Bu mevki Şekil 3.7. de açıkça gösterilmiştir.



Şekil 3.7. Örneklerin alındığı bölge

Aralarında 1-2 km mesafeler bulunan toplam 15 istasyondan numune alınmıştır. Bu istasyonların koordinatları GPS cihazı ile E(doğu) ve N(kuzey) koordinatlar olarak tespit edilmiştir. Belirlenen noktalar Çizelge 3.1’ de yer almaktadır.

Çizelge 3.1. Örneklerin alındığı koordinatlar

ÖRNEKLER	N KOORDİNAT	E KOORDİNAT	YÜKSEKLİK
Örnek1	36°11.239'	033°39.663'	Yükseklik 5m
Örnek2	36°11.257'	033°39.648'	Yükseklik 8m
Örnek3	36°11.303'	033°39.598'	Yükseklik 2m
Örnek4	36°11.487'	033°39.275'	Yükseklik 0m
Örnek5	36°11.506'	033°39.235'	Yükseklik 0m
Örnek6	36°11.533'	033°39.177'	Yükseklik 0m
Örnek7	36°11.567'	033°39.100'	Yükseklik 1m
Örnek8	36°11.586'	033°39.059'	Yükseklik 0m
Örnek9	36°11.599'	033°39.023'	Yükseklik 0m
Örnek10	36°11.623'	033°38.962'	Yükseklik 0m
Örnek11	36°11.640'	033°38.917'	Yükseklik 0m
Örnek12	36°11.573'	033°38.619'	Yükseklik 0m
Örnek13	36°11.217'	033°37.308'	Yükseklik 3m
Örnek14	36°11.345'	033°38.015'	Yükseklik 2m
Örnek15	36°11.391'	033°38.234'	Yükseklik 8m

Kum örnekleri alınırken özel kürek, naylon poşet, etiket, ip, eldiven ve kalem aparatları kullanılmıştır. Örnekler şu şekilde alındı; kıyı şeridinde belirlenen koordinata göre bölge özel kürek yardımıyla 5-10 cm kazıldı. Buradan alınan kumlar aynı kürekle poşetlere konuldu. Örnek numarası ve GPS cihazından okunan koordinat değerleri poşet üzerine yazıldı. Bu işlemler 15 ayrı örnek için tekrar edildi. Örnekler alındıktan sonra Mersin Üniversitesi İleri Teknoloji Eğitim, Araştırma ve

Uygulama Merkezine (MEİTAM) getirildi. Burada kumlar ölçüme hazır hale getirilebilmesi için kurturma, öğütme ve eleme işlemlerinden geçirildi.

### 3.3.1. Örneklerin Kurutulması

MEİTAM' a getirilen örneklerdeki öncelikle büyük taşlar ayıklandı. Daha sonra geniş bir elekten geçirildi. Bu işlemlerden sonra kumlar uygun petri kaplarına yaygın bir şekilde konularak MEİTAM' da bulunan Şekil 3.8.de gösterilen özel etüvlerde 110 C° sıcaklıkta 24 saat boyunca kurumaya bırakıldı.



Şekil 3.8. Örneklerin kurutulduğu etüv

Bu sürenin sonunda kum örneklerimiz tamamen neminden arınmış oldu. Örnekler öğütülme işlemi yapılana kadar tekrar nemlenmemesi için özel saklama kaplarında saklandı. 15 örneğin her biri için aynı işlem uygulandı.

### 3.3.2. Örneklerin Öğütülmesi

Kurutulup özel saklama kaplarına konulan örnekler öğütülmek üzere teker teker işleme alındı. Öğütme işlemi Şekil 3.9. daki elektronik agat havanlarla yapıldı.



Şekil 3.9. Örneklerin öğütüldüğü agat havan

Öğütme işlemi kurutulmuş kumların homojen hale gelmesinde bize yardımcı olmaktadır. 15 örnek içinde aynı işlem yapıldı ve örnekler istenilen boyutlara getirildi.

### 3.3.3. Örneklerin Elenmesi

Öğütme işleminden geçirilen her bir örnek eleme kaplarında belli homojen büyüklük elde etmek amacıyla elendi. Tekrar neminin alınması için fırınlanması gerekebilir duruma göre. Bu işleminde ardından artık örneklerimiz ölçüme hazır hale getirmek için son adım olan örnek kaplarına konulup ağızları hava giriş çıkışını önlemek amacıyla parafilm ile sarıldı. Ve örneklerimiz en son aşağıdaki Şekil 3.10. da ki hale geldi.



Şekil 3.10. Kum örnekleri

### 3.4. GAMA YAYINIMI ÖLÇÜMLERİ

Akkuyu kıyısından toplanan kumların doğal radyoaktivite ölçümleri, MEİTAM’ da bulunan gama spektroskopisi ile geleneksel teknikler kullanılarak gerçekleştirildi. Gama ışını spektrumları 905-4 NaI sintilasyon detektörü, 3x3-in. kristal, 3-in. tüp çifti tarafından çok kanallı analizör ile kaydedildi. Gama ışınları her örnek için 24 saat boyunca sayıldı. Boş bir örnek kabı kullanılarak her hafta detektörün doğal fonu ölçüldü. Ölçümler başlamadan önce NaI(Tl) detektörü sisteminin enerji ve verim kalibrasyonları yapıldı.

#### 3.4.1. Enerji Kalibrasyonu

Sistemin gamma enerjilerini doğru ölçebilmesi için enerji kalibrasyonu yapılması gerekir. Enerji kalibrasyonu iki parametre seti ile yapılır. Bunlardan biri enerji kanal sayısı diğeri de pik şekli veya FWHM (tam genişlik ve maksimum tepe) enerjisi. Bunun için birbirinden yalıtılmış farklı çekirdeklerin standart laboratuarlarda kalibre edilmiş çekirdekler ve ilgili kütüphaneler kullanılır. Enerjinin kanal numaralarına göre formüle edilmiş şekli aşağıda verilmiştir [22].

$$E = a_1 + (a_2 \cdot C) + (a_3 \cdot C^2) \quad (3.6)$$

$E$ : Enerji

$a_1$ : Katsayı

$C$ : Kanal numarası

FWHM için formül ise;

$$F = b_1 + (b_2 \cdot C) + (b_3 \cdot C^2) \quad (3.7)$$

$F$ : FWHM

$b_1$ : Katsayı

$C$ : Kanal Numarası

Aynı metot pik genişliklerinin ve merkezlerinin hesaplanmasında da kullanılır. Doğru bir kalibrasyon yapılabilmesi için en az 4 enerji tepesi kullanılmalı ve enerji kalibrasyon fonksiyonunun kuadratik olması gerekir. Enerji kalibrasyonu yapılırken SintiVision-32.V2 kullanılmıştır [22].

Sistemin enerji kalibrasyonu 100 keV' dan 1700 keV' a kadar olan gama yayınına sahip 6 farklı çekirdek tarafından gerçekleştirildi. Bu çekirdekler  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{22}\text{Na}$ ,  $^{133}\text{Ba}$  tür. Bu çekirdeklerle ilgili bazı özellikler Çizelge 3.2. de verilmektedir.



Çizelge 3.2. Enerji Kalibrasyonunda Kullanılan Çekirdeklerin Özellikleri

Çekirdek	Radyoaktivite	Yayınım	Yarı ömür	Enerji
<sup>22</sup> Na	1 µCi	Gama	2.6 yıl	356.0129 keV
<sup>60</sup> Co	1 µCi	Gama	5.27 yıl	1332.492 keV 1173.228 keV
<sup>133</sup> Ba	1 µCi	Gama	10.5 yıl	356.0129 keV
<sup>65</sup> Zn	1 µCi	Gama	245 gün	1115.539 keV
<sup>54</sup> Mn	1 µCi	Gama	312.3 gün	834.838 keV
<sup>137</sup> Cs	0.1 µCi	Gama/Beta	30.07 yıl	661.657 keV

#### 3.4.2. Verim Kalibrasyonu

Verim kalibrasyon fonksiyonu NaI detektörü sistemin verimini enerji fonksiyonu olarak hesaplar. Detektörün verimi kaynaktan gelen gama ışınlarının sayısı ile tam enerji pikinden toplanan gama ışınlarının sayısı arasındaki ilişkiye bağlıdır. NaI detektörü sistem verimi detektörün kendi etkilerini, detektör kaynak geometrisini, detektörü çevreleyen materyalleri, kaynak materyal ya da matris deki emilimi içerir [22].

Genellikle, bir detektör geometri kaynağından diğer geometriler için verim kalibrasyonu kullanmak iyi bir uygulama değildir. Farklı kalibrasyon dosyaları, bütün farklı kaynak detektör bileşimleri için geometriler arasındaki farklılıkları eşitlemek amacıyla yapılabilir. Geri çağırma kalibrasyonu kullanılarak, farklı geometriler için daha sonradan özelleştirilebilecek, her farklı kalibrasyon için bir çıktı dosya adı seçilebilir [22].

Verim, enerji fonksiyonu olarak tanımlanır. Bu yüzden enerji kalibrasyonu önceden yapılmalıdır. Spektrum enerjisi ayarlanana kadar verimlilik komutu yetersiz kalır. Enerji kalibrasyonu, verim kalibrasyonunun yeniden yapılmasına ihtiyaç duymadan yeniden yapılabilir. Verim kalibrasyonu ScintiVision' dan elde edilen aktivite sonuçlarının kesinliğinde çok önemlidir. İzlenilebilir kalibrasyon kaynağı sadece bilinen bir standart için kullanılmalıdır [22].

Verim kalibrasyonu bir ya da daha fazla spektrum kullanılarak uygulanır. Kalibrasyonu uygulamak için, radyoaktif çekirdeğin bir kalibre edilmiş enerji spektrumuna, kaynak güçlerine ve kalibrasyon tarihlerine ihtiyacımız vardır. Bu bilgiler uygun menü tipindeki formlara girilir ve her etapta sonuçları incelenebilir.

Emin olunamayan noktalar silinebilir, ek noktalar eklenebilir ve istenilen sonuç alınana kadar işleme devam edilebilir [22].

NaI analiz paketi dört terimli polinom ya da 10 enerjinin 10 una dayalı olduğu logaritmanın kübik fitini kullanır. Polinomal fit için en az dört ayrı pik noktasına ihtiyaç vardır. Eğer daha az pik noktası sağlanırsa, ikinci dereceden denklem veya çizgisel denklem kullanılır. Minimum nokta sayısı ile uyum bütün veriye denk gelecek şekilde rapor edilecektir ama her şekilde kalibrasyon kesin olmayabilir [22].

Eğer veri giriş noktaları iyi araştırılmazsa, veri noktalarının en iyi uyumu uyumlu bölgedeki verimin sunumu için net ve kesin olmayabilir.

Verim formülü;

$$\varepsilon = 10^{(a_1 + a_2(\log_{10}(E)) + a_3(\log_{10}(E))^2 + a_4(\log_{10}(E))^3)} \quad (3.8)$$

$\varepsilon$ : Enerji verimi

$a_1$ : Form sabiti

E: Enerji

Verim kalibrasyon hesabının sonucu sabitlerin ve enerji çiftlerinin dizisinden oluşmaktadır. Bu çiftler verimin tekrar hesaplanmasında ve verim planını görüntüleme de kullanılabilir [22].

Verim kalibrasyonu, Uluslararası Atomik Enerji Ajansı (IAEA)' dan elde edilen ve iyi bilinen 3 referans materyal kullanılarak yapıldı. Bunlar K, Th, U (RGK-1, RGU-1, RGTh-1).

### 3.5. AKTİVASYON HESABI

Aktivasyon hesabı yaparken temel kullanılan formüllerden birisi aşağıdaki eşitliktir. Ama biz işlemlerimizi ‘Karşılaştırma Yöntemi’ kullanarak yapmış bulunuyoruz. Bunun sebebi Karşılaştırma Yönteminin de hata payının daha düşük olmasıdır.

$$A = \frac{C}{P_{\gamma} \times M \times \epsilon \times k_1 \times k_2} \quad (3.9)$$

C: Net sayım hızı

A: Aktivite

$P_{\gamma}$ : Gama olasılığı

M: Kütle

$\epsilon$ : Verim

$k_1$ : Bozunma sabiti

#### 3.5.1. Karşılaştırma Yöntemi ile Aktivasyon Hesabı

Aktivite hesabı yapılırken Karşılaştırmalı Aktivite Hesaplama Yöntemi kullanıldı. Bu yöntem kullanılırken Uluslar arası Atomik Enerji Ajansı (IAEA)’ dan temin edilen üç referans kullanılmıştır. Bunlar; RGK-1, RGU-1 ve RGTh-1’ dir. Bu yöntemin temel mantığından bahsedecek olursak;

Bir örneğin radyoaktivitesinin belirlenmesi için; aynı geometride, aktivitesi bilinen, aynı radyonüklitlere ve benzer matrise ve yoğunluğa sahip bir referans örneğin sayımının kullanılması, en doğru ve belirsizliği en düşük sonuçları veren yöntemlerdendir [23].

Karşılaştırmalı aktivite hesabında gerçek çakışma düzeltmesi gibi düzeltmesi çok zor olan ve sonuca fazladan belirsizlik getiren bazı düzeltmelerden kurtulabiliriz.[23]

Kullanılan bazı eşitlikler;

$$\frac{A_{\text{örnek}}}{A_{\text{referans}}} = \frac{CPS_{\text{örnek}}}{CPS_{\text{referans}}} \quad (3.10)$$

Burada  $A_{\text{referans}}$  referans kaynağın aktivitesi,  $A_{\text{örnek}}$  örneğin aktivitesi,  $CPS_{\text{referans}}$  kaynağın ilgili pikteki net sayım hızı,  $CPS_{\text{örnek}}$  örneğin ilgili pikteki net sayım hızıdır.

$$CPS_{\text{örnek}} = \frac{Alan_{\text{örnek}}}{t_{\text{örnek}}} - \frac{Alan_{\text{doğalfon}}}{t_{\text{doğalfon}}} \quad (3.11)$$

ve

$$CPS_{\text{referans}} = \frac{Alan_{\text{referans}}}{t_{\text{referans}}} - \frac{Alan_{\text{doğalfon}}}{t_{\text{doğalfon}}} \quad (3.12)$$

Burada  $Alan_{\text{referans}}$ ,  $Alan_{\text{örnek}}$  ve  $Alan_{\text{doğalfon}}$  sırasıyla referans kaynağın, örneğin ve doğalfonun söz konusu enerjide bulunan piklerinin alanları,  $t_{\text{referans}}$ ,  $t_{\text{örnek}}$  ve  $t_{\text{doğalfon}}$  ise sırasıyla referans kaynağın, örneğin ve doğalfonun net sayım süreleridir.

Örneklerin ve referanslarımızın pik alanları ve sayım süreleri spektrometremiz tarafından hesaplanmaktadır. Bizim hesaplamamız gereken tek bilinmeyen kalıyor belirsizlik için o da örneğin ve referansın sayım hızlarıdır.[23]

$$U = \sqrt{(u_{A,ref})^2 + \frac{(u_{CPS,örnek})^2 + (u_{CPS,doğalfon})^2}{(CPS_{\text{örnek}} - CPS_{\text{doğalfon}})^2} + \frac{(u_{CPS,ref})^2 + (u_{CPS,doğalfon})^2}{(CPS_{\text{ref}} - CPS_{\text{doğalfon}})^2}} \quad (3.13)$$

Burada;

$U$ : mutlak belirsizlik

$u_{A,ref}$ : referans kaynak aktivitesinin bağıl belirsizliği

$u_{CPS,örnek}$ : Örnek sayım hızı belirsizliği

$u_{CPS,doğalfon}$ : Doğalfon sayım hızı belirsizliği

$u_{CPS,ref}$ : Referans kaynak sayım hızı belirsizliği

$CPS_{örnek}$ : Örnek sayım hızı

$CPS_{doğalfon}$ : Doğalfon sayım hızı

$CPS_{ref}$ : Referans sayım hızı

$A_{örnek}$ : Örneğin aktivitesi

Aktivite hesaplamada aynı radyonüklit için farklı enerjilerdeki pikler kullanılıyorsa son aktivite değeri aralıklı olarak hesaplanır. (Ağırlık faktörü olarak bağıl belirsizliğin tersi kullanılabilir.)

Gerekli olduğu durumlarda; örnek toplama zamanına göre bozunma düzeltmesi, sayım sırasında geçen zaman için bozunma düzeltmesi, analitik yöntemler veya Monte-Carlo yöntemleri kullanılarak yoğunluk düzeltmesi yapılabilir[23].

#### 4. BULGULAR VE TARTIŞMA

Mersin Akkuyu bölgesine yapılması planlanan Nükleer Güç Santrali çevresindeki radyo aktivite tayini için yakın çevreden kum örnekleri alınmıştır. Alınan örnekler birbirine yakın bölgelerden olup 15 farklı örnekleme yapılarak elde edilmiştir. Örneklerin hazırlanması ve ölçülmesi MEİTAM' da yapılmıştır.

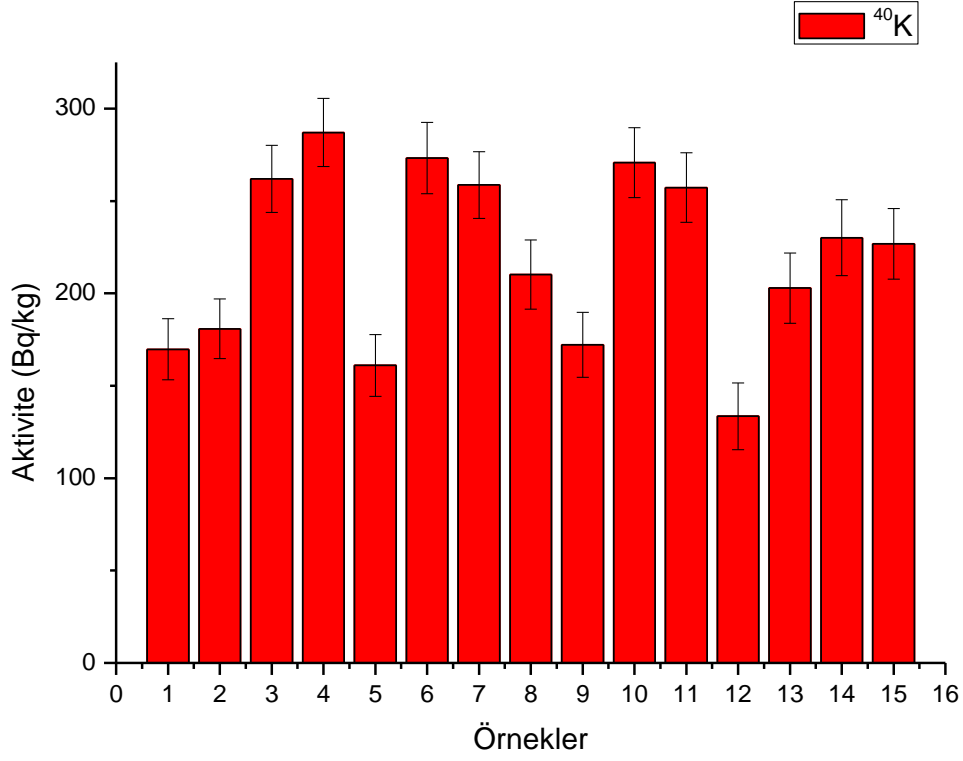
Kum örnekleri hazırlandıktan sonra radyoaktivite ölçümünden önce bileşik ve element analizi için XRF (X-Ray Floresans) ölçümleri yapılmıştır. XRF ölçümlerinde her bir örnekten 15g kullanılmıştır. Yapılan ölçümlerin sonuçları Çizelge 4.1'de verilmektedir. Verilen çizelgeye bakıldığında SiO<sub>2</sub> bileşiğinin oranı %10'dan %52'ye kadar değiştiği ve diğer bileşiklere göre baskın olduğu görülmektedir. CaO oksit bileşiği %14 ile %47 oranı ile SiO<sub>2</sub> bileşiğini takip etmektedir. Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ve Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> ise %2 ile %9 arasında değişen benzer değerlerle SiO<sub>2</sub> ve CaO i takip etmektedir. Bunlardan sonra %1 ile %2 arasında değişen değerler alan Cl, K<sub>2</sub>O, Na<sub>2</sub>O ve MgO gelmektedir. Bunların dışındaki bileşiklerin 1' in altında kalan oranlara sahip oldukları görülmektedir. Bu değerler kumdan alınan örneklerden dolayı bu düzeylerde dirler toprak için sonuçlar daha farklı olabilir.

XRF sonuçları dikkate alınarak NaI(Tl) dedektörü ile ölçülen aktivite lerin radyonüklid içeren bileşiklere sahip örneklerde bağıl olarak azalıp arttığı görülmüştür.

Bu çalışmada radyoaktif elementlerden <sup>232</sup>Th, <sup>40</sup>K, <sup>226</sup>Ra' un aktiviteleri belirlenmiştir. Kum örneklerinin toplam aktivitesini <sup>232</sup>Th, <sup>40</sup>K ve <sup>226</sup>Ra oluşturmaktadır. Aktiviteye en büyük katkıyı <sup>40</sup>K radyoizotopundan geldiği Tablo 4.1.' de görülmektedir.

Çizelge 4.1. XRF (X-Ray Floresans) ölçüm sonuçları

	S1	S2	S3	S 4	S5	S6	S7	S8	S9	S10	S11	S 12	S13	S14	S15
F	0	0	0	0	0	0	0,123	0	0	0	0	0	0	0	0
Na <sub>2</sub> O	1,786	1,824	2,169	0,659	1,226	1,569	1,21	1,969	1,615	1,805	1,954	1,312	0,502	0,569	1,416
MgO	1,67	1,579	1,668	1,614	1,412	1,606	1,211	1,685	1,659	1,645	1,922	1,757	1,775	1,582	1,737
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	7,364	6,726	9,298	8	1,463	8,751	6,546	8,853	6,579	10,34	10,54	2,163	7,426	8,198	5,922
SiO <sub>2</sub>	44,99	37,33	43,71	46,48	10,18	46,09	32,8	43,57	42,96	45,86	43,73	15,77	47,83	52,37	26,44
P <sub>2</sub> O <sub>5</sub>	0,079	0,08	0,087	0,09	0,032	0,088	0,379	0,15	0,121	0,151	0,112	0,041	0,108	0,109	0,09
SO <sub>3</sub>	0,34	0,336	0,365	0,154	0,369	0,297	0,222	0,361	0,324	0,284	0,29	0,393	0,1	0,122	0,43
Cl	2,042	2,061	2,565	0,361	1,29	1,73	1,194	2,206	1,897	1,805	2,139	1,336	0,129	0,181	1,432
K <sub>2</sub> O	1,81	1,738	2,239	1,943	0,454	1,983	1,559	2,171	1,594	2,361	2,476	0,544	1,644	1,931	1,595
CaO	22,91	27,39	20,51	23,64	47,95	20,09	14,79	22	25,93	16,93	17,6	43,54	23,62	18,24	35,12
TiO <sub>2</sub>	0,555	0,524	0,659	0,522	0,157	0,594	0,439	0,633	0,528	0,696	0,73	0,213	0,487	0,54	0,594
V <sub>2</sub> O <sub>5</sub>	0	0,019	0	0,016	0	0	0,014	0	0,016	0,022	0	0	0	0	0
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0,019	0,016	0,014	0,016	0	0,017	0,013	0,017	0,02	0,017	0,016	0	0,015	0,014	0,016
MnO	0,071	0,107	0,084	0,103	0,047	0,073	0,065	0,076	0,082	0,062	0,1	0,057	0,08	0,09	0,082
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	6,89	5,973	6,709	5,708	1,633	7,877	5,344	6,768	6,678	8,307	8,764	2,315	6,212	6,991	6,535
NiO	0,011	0	0,01	0	0	0,012	0	0,011	0,01	0,012	0,011	0	0	0,011	0,012
CuO	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0,012	0
ZnO	0,011	0	0,01	0	0	0,012	0	0,011	0,01	0,012	0,012	0	0,011	0,012	0
Rb <sub>2</sub> O	0,027	0,029	0,03	0	0	0,031	0,022	0,031	0,032	0,033	0,011	0,016	0	0	0
SrO	0,058	0,109	0,061	0,042	0,281	0,053	0,042	0,064	0,061	0,054	0,052	0,24	0,029	0,035	0,207
ZrO <sub>2</sub>	0,018	0	0	0,012	0	0,019	0,014	0,015	0,013	0,01	0,016	0	0,028	0,024	0,023
BaO	0,104	0,103	0,096	0,083	0,07	0,095	0,076	0,093	0,093	0,041	0,048	0,068	0,082	0,101	0,113
WO <sub>3</sub>	0,023	0,01	0,012	0,011	0	0,014	0	0	0,013	0,014	0	0	0,023	0,05	0
ReO <sub>2</sub>	0	0	0	0,03	0	0	0,023	0	0	0	0	0	0	0	0
A.Z.	9,203	14	9,673	10,49	33,4	8,987	33,89	9,286	9,753	9,523	9,428	30,19	9,863	8,802	18,17

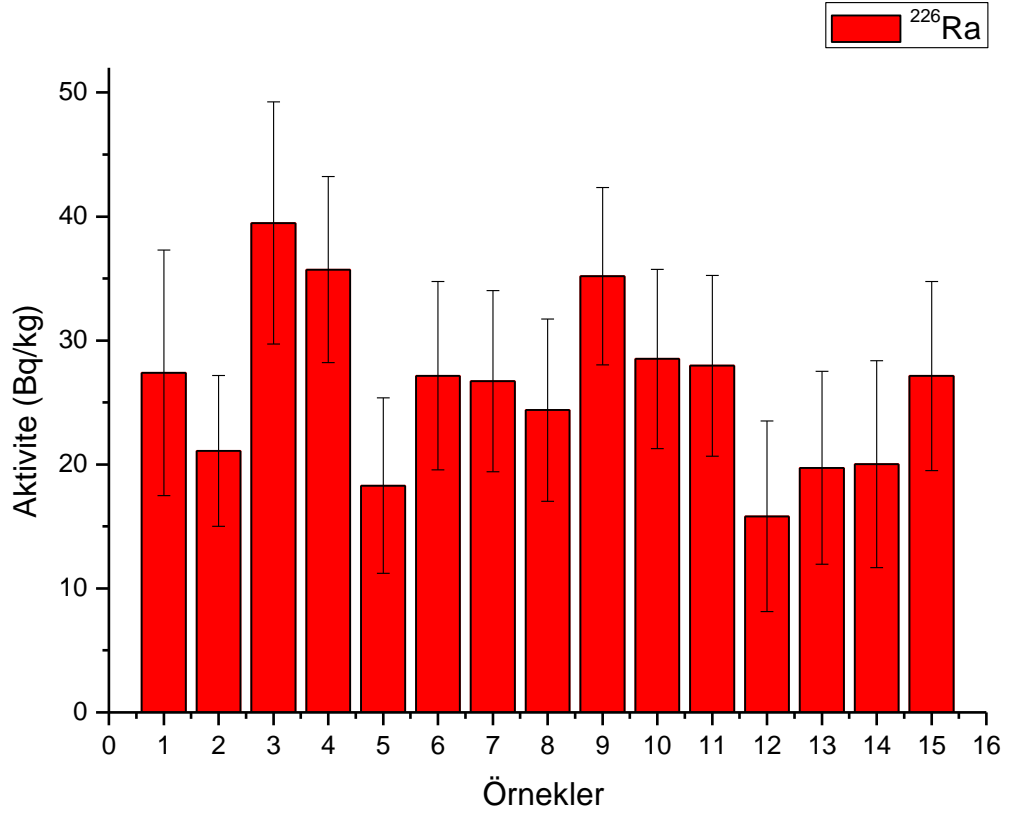


Şekil 4.1.  $^{40}\text{K}$  örneklere göre aktivite dağılımı

Kum örneklerinin  $^{40}\text{K}$ 'dan gelen aktiviteleri Şekil 4.1.' de görülmektedir.  $^{40}\text{K}$ 'ın aktivite konsantrasyonu  $133.53 \pm 18.06$  ile  $287 \pm 18.49$  Bq/kg arasında bulunmaktadır.

Örnekler  $^{40}\text{K}$  için aktivitelerine göre 3 gruba ayrılabilirler. İlk grup 250 Bq/kg dan büyük olan aktiviteye sahip olanlar. İkinci grup aktivitesi 200 Bq/kg ile 250 Bq/kg arasında olanlar. Üçüncü grup ise aktivitesi 200 Bq/kg den az olanlardır.

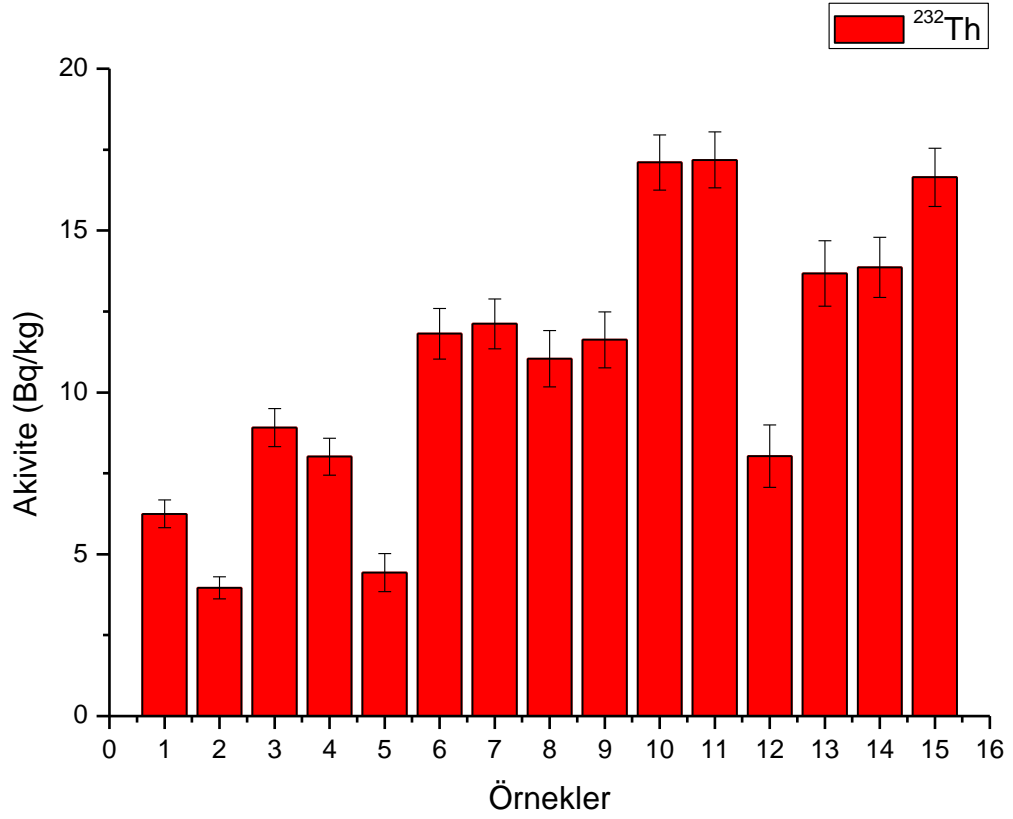




Şekil 4.2.  $^{226}\text{Ra}$  örneklere göre aktivite dağılımı

Kum örneklerinin  $^{226}\text{Ra}$ 'dan gelen aktiviteleri Şekil 4.2.' de görülmektedir.  $^{226}\text{Ra}$  'ın aktivite konsantrasyonu  $15.82 \pm 7.69$  ile  $39.48 \pm 9.76$  Bq/kg arasında bulunmaktadır.

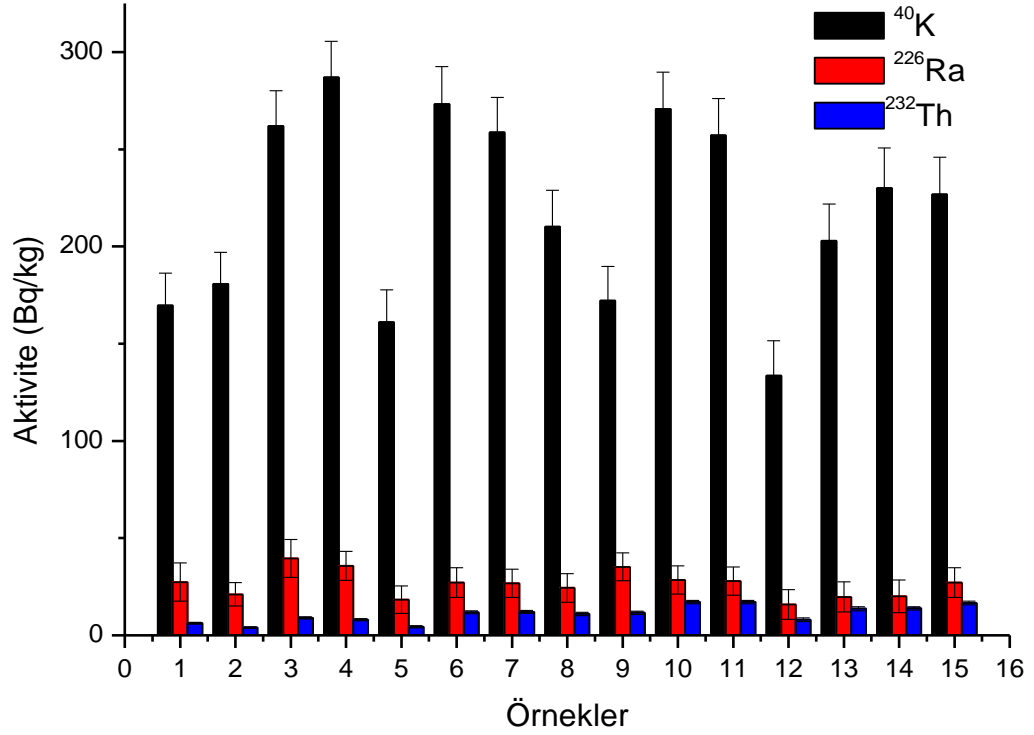
Örnekler  $^{226}\text{Ra}$  için aktivitelerine göre 3 gruba ayrılabilirler. İlk grup 30 Bq/kg dan büyük olan aktiviteye sahip olanlar. İkinci grup aktivitesi 20 Bq/kg ile 30 Bq/kg arasında olanlar. Üçüncü grup ise aktivitesi 20 Bq/kg den az olanlardır.



Şekil 4.3.  $^{232}\text{Th}$  örneklere göre aktivite dağılımı

Kum örneklerinin  $^{232}\text{Th}$ 'dan gelen aktiviteleri Şekil 4.3.' de görülmektedir.  $^{232}\text{Th}$ 'ın aktivite konsantrasyonu  $3.96\pm 0.34$  ile  $17.18\pm 0.87$  Bq/kg arasında bulunmaktadır.

Örnekler  $^{232}\text{Th}$  için aktivitelerine göre 3 gruba ayrılabilirler. İlk grup 15 Bq/kg dan büyük olan aktiviteye sahip olanlar. İkinci grup aktivitesi 10 Bq/kg ile 15 Bq/kg arasında olanlar. Üçüncü grup ise aktivitesi 10 Bq/kg den az olanlardır.



Şekil 4.4. <sup>232</sup>Th, <sup>40</sup>K, <sup>226</sup>Ra örneklere göre aktivite dağılımı

Kum örneklerindeki aktivite miktarlarının <sup>232</sup>Th, <sup>40</sup>K, <sup>226</sup>Ra radyoizotoplarına göre dağılımı Şekil 4.4.' de görülmektedir. <sup>232</sup>Th, <sup>40</sup>K, <sup>226</sup>Ra için aktivite oranlarını hata paylarıyla beraber aynı grafikte görmekteyiz. Daha önce de dediğimiz gibi aktivitesi en yüksek olan <sup>40</sup>K'dür. <sup>232</sup>Th'in aktivite değerlerinin oldukça düşük olduğu buradan da görülmektedir.

Emilim dozu, dönüştürme faktörü kullanılarak yerin 1m yukarısından tahmin edilmektedir. nGyh<sup>-1</sup> ile tanımlanmaktadır [24].

$$D(nGyh^{-1}) = 0.0417A_K + 0.461A_{Ra} + 0.604A_{Th} \quad (4.1)$$

Emilim dozu eşitliğinde kullanılan parametreler;

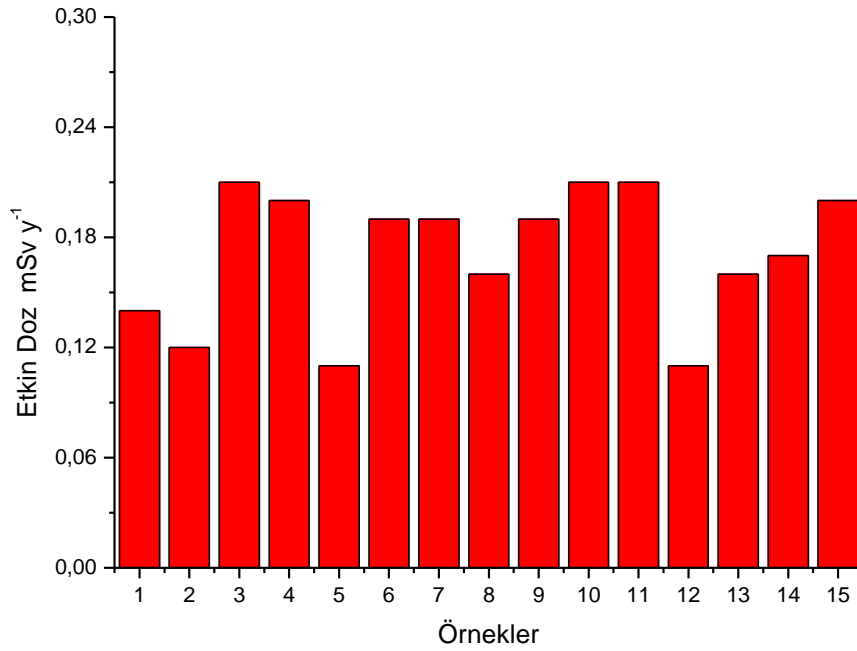
$A_K$ :  $K^{40}$  aktivitesi

$A_{Ra}$ :  $Ra^{226}$  aktivitesi

$A_{Th}$ :  $Th^{232}$  aktivitesi

Etkin doz yerden 1m yukarısı için 0,7 mSv/Gy dönüşüm faktörü uygulanarak emilim dozundan hesaplanabilir [25].

Etkin dozun sonuçları Şekil5.1 de belirtilmektedir. Yıllık etkin doz oranının değeri dünya çapında maruz kalınan ortalama değer 2,4 mSv  $y^{-1}$  dan 10 kat daha azdır[24].



Şekil4.5: Örneklerin etkin dozları

Birçok yerde sahil kumu yapı ve sanayi malzemesi olarak kullanılır. Yapı malzemeleri insanlar üzerinde radyolojik etkiye sebep olabilirler. Yapı materyallerinde ki doğal radyoaktivite genelde  $Th^{232}$ ,  $Ra^{226}$ ,  $K^{40}$  çekirdeklerinden kaynaklanır. Özgül aktivite Radium eşdeğer aktivitesi olarak belirlenebilir. 370Bq  $kg^{-1}$   $^{226}Ra$ , 259Bq  $kg^{-1}$   $^{232}Th$  ve 4810Bq  $kg^{-1}$   $^{40}K$  tahminlerine dayalı örneklerin Radium eşdeğer aktivitelerinin aynı gama doz oranını ürettiğini önermektedirler[26].

Radyum eşdeğer aktivite hesabı;

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

$A_{Ra}$ : Radyumun aktivitesi

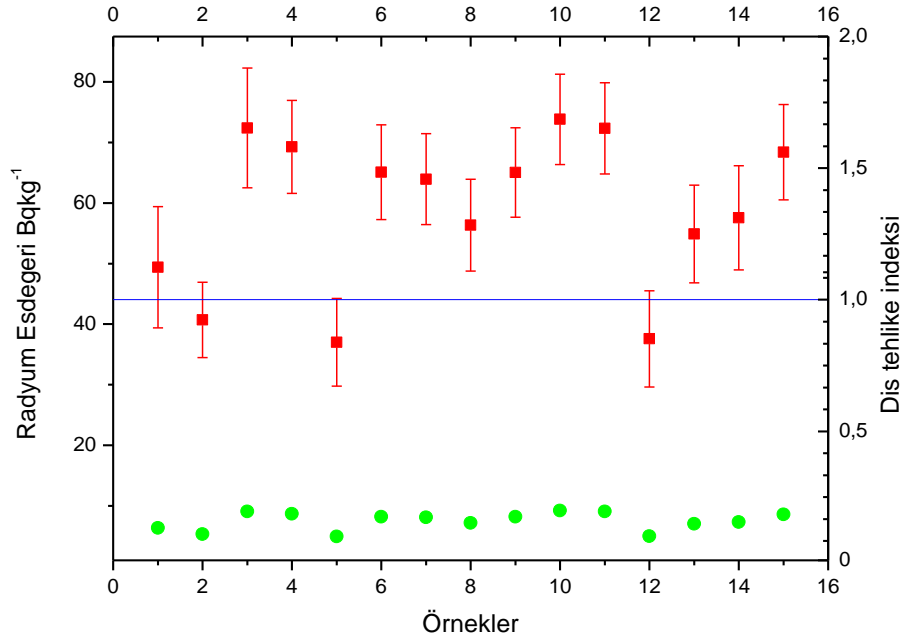
$A_{Th}$ : Toryumun aktivitesi

$A_K$ : Potasyumun aktivitesi

Radyum eşdeğer aktivite dozu radyasyon güvenliği için yapı malzemelerinde  $370\text{Bqkg}^{-1}$  den az olmalıdır. Tehlike indeksleri iç ve dış olarak iki tipte sınıflandırılır.

$$H_{ex} = \frac{A_{Ra}}{370} + \frac{A_{Th}}{259} + \frac{A_K}{4810} \quad (4.3)$$

Radyum eşdeğer aktivitesi ve dış tehlike indeksi Şekil 4.6. da gösterilmiştir. Bu  $37$  ve  $74 \text{Bqkg}^{-1}$  arasında değişmektedir.  $370\text{Bqkg}^{-1}$  izin verilen seviyeden  $5$ - $10$  kat daha azdır ve dış tehlike indeksinin açıkça kontrol altında olduğu görülmektedir.



Şekil 4.6: Kum örneklerinin Radyum eşdeğeri ve dış tehlike indeksi

## 5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Mersin Akkuyu bölgesine yapılması planlanan Nükleer Güç Santrali çevresindeki radyoaktivite tayini için yakın çevreden kum örnekleri alındı. Bu örnekler kurutma, öğütme ve eleme işlemlerinden geçirildi. Daha sonra kum örnekleri 6x5 mm'lik silindirik kaplara tartılarak konuldu. Örnek kaplarının hava ile temasının kesilmesi için örnek kapları parafilm ile yalıtıldı. Ölçüm işlemimiz NaI(Tl) detektörü gama spektrometresi ile gerçekleştirildi.

GPS ile koordinatlarını belirlediğimiz 15 ayrı kesimden alınan kum örneklerinde yapılan ölçümler ve hesaplamalar ile elde edilen aktiviteler değerlendirildiğinde düşük ve birbirine yakın sonuçlar ortaya çıktığı görüldü.  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  doğal radyonüklitlerinin aktivitelerini değerlendirdiğimizde aşağıdaki yorumları yapabiliriz.

$^{40}\text{K}$  radyonüklitinin aktivitesinin 6 numaralı örnekte en yüksek değerde olduğu 12 numaralı örnekte ise en düşük değere sahip olduğu görülmektedir. Örneklerimizin  $^{40}\text{K}$  için aktive konsantrasyonu  $133.53 \pm 18.06$  ile  $287 \pm 18.49$  Bq/kg arasında değişmektedir. Bu farklılık alınan kum örneklerinin bölgeye ait karakteristiğinden kaynaklandığı söylenebilir.

$^{226}\text{Ra}$  radyonükliti için örneklere göre aktivitelerini karşılaştıracak olursak en yüksek değerini 3 numaralı örnekte aldığını, 12 numaralı örnekte de  $^{40}\text{K}$  da olduğu gibi en düşük değerde olduğu görülmektedir. Örneklerimiz için  $^{226}\text{Ra}$ 'ın aktive konsantrasyonu  $15.82 \pm 7.69$  ile  $39.48 \pm 9.76$  Bq/kg arasında bulunmaktadır.

$^{232}\text{Th}$  radyonükliti için durum biraz farklı olmaktadır. Çünkü  $^{232}\text{Th}$  genel olarak bütün örneklerimizde çok düşük değerlerdedir. Yine de 15 örnek için yaptığımız değerlendirmeye bakacak olursak  $^{40}\text{K}$  ve  $^{226}\text{Ra}$  da en düşük değerlere sahip olan 12 numaralı örneğimiz  $^{232}\text{Th}$  aktivite değerlendirmesine göre en yüksek değerdedir. En düşük değer ise 2 numaralı örnektedir.  $^{232}\text{Th}$ 'ın aktive konsantrasyonu  $3.96 \pm 0.34$  ile  $17.18 \pm 0.87$  Bq/kg arasında bulunmaktadır.

Bu hesaplamalar daha sonraki çalışmalara ve hesaplamalara temel oluşturması açısından önemlidir. Nükleer güç santrali kurulduktan sonra çevreye radyasyon yayıp yaymadığıyla ilgili spekülasyonların önüne geçmesi açısından da santral kurulmadan önce bu hesaplamaların yapılmış olması önemlidir. Ayrıca olası

bir kazadan sonra çevreye yayılacak olan radyasyonun miktarının belirlenmesinde faydalı olacaktır.

Yapılan bu çalışmada sadece kum örnekleri üzerinde incelemeler yapılmıştır. Daha sonra aynı bölgede bitki örtüsü ve toprak üzerinde de benzer çalışmaların yapılması önerilir.

## KAYNAKLAR

- [1] World Nuclear Association, <http://www.world-nuclear.org/info/reactors.html>
- [2] H. Marius and W. Mario V, Statistical Review of Nuclear Power Accidents, Asia-Pacific Journal of Risk and Insurance, vol. 7, issue 1, ,(2012).
- [3] Status and trends in nuclear education. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2011. p. ; 30 cm. — (IAEA nuclear energy series, ISSN 1995-7807 ; no. NG-T-6.1) STI/PUB/1475 ISBN 978-92-0-109010-2
- [4] G. M. Brahmanandhan S. Selvasekarapandian, J. Malathi, D. Khanna, M. P. Rajan A. G. Hegde, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 274, No.2 (2007).
- [5] ICRP-60, Radiation Protection: 1990, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, Oxford, (1990).
- [6] Nevenka M. Antovica, Nikola Svrkotab, Ivanka Antovicc, Ranko Svrkotad and Dejan Jancicb, Isotopes in Environmental and Health Studies, Vol. 49, No. 2, (2013).
- [7] A. Kurnaz, B. Küçükömeroğlu, R. Keserb, N.T. Okumusoglu, F. Korkmaz, G.Karahan,U.-Cevik, Applied Radiation and Isotopes 65, (2007).
- [8] Yusuf Şahin, Çekirdek Fizikinin Esasları, (1999).
- [9] Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, TAEK, [www.taek.gov.tr](http://www.taek.gov.tr)
- [10] Togay, Y., E. Radyasyon ve Biz. Türkiye Atom Enerjisi Kurumu Yayınları, Ankara,(2002).
- [11] NCRP Report 98, National Council on Radiation Protection and Measurements Guidance on Radiation Received in Space Activities, (1989).
- [12] Beck, H.L., The Natural Radiation Environment II. USERDA Conf.-720805-P2, The Physics of Environmental Gamma Radiation Fields, (1982).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Radiation Safety", IAEA Division of Public Information, 96-00725 IAEA/PI/A47E, (1996).
- [14] Stephen A. McGuire, Carol A. Peabody, "Working Safely in Gama Radiography, Training Manuel for Industrial Radiographers",U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/BR-0024,(1986).
- [15] Harry Johnson, Marvis Tutiah, "Radiation is Part of Your Life", Nuclear Information Series, Atomic Energy of Canada Limited Public Affairs, (1983).



- [16] Brahmanandhan, G. M. ve Selvasekarapandian, S. ‘Natural radioactivity in the soil samples in and around Kudankulam nuclear power plant site’, (2007).
- [17] N. Ayten Uyanık, Osman Uyanık, ‘Natural radioactivity of bricks and brick material in the Salihli-Turgutlu area of Turkey’, (2012).
- [18] Khanna, D., Malathi, J., ‘Measurement of activity concentrations of  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{232}\text{Th}$  in soil samples of Agastheeswaram taluk, Kanyakumari district, India’, (2005).
- [19] Muhammad Iqbal, Muhammad Tufail, ‘Measurement of natural radioactivity in marble found in Pakistan using a NaI(Tl) gamma-ray spectrometer’ (2000).
- [20] Karahan, G., Öztürk, N. ve Bayülken, A. 2000, Assesment of Gamma Dose Rates Around \_stanbul. J. Envrion. Radioactivity 47, 213–221.
- [21] Soyberk, Ö., ‘Radyasyon Fiziği, Türkiye Enerjisi Kurumu Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi Sağlık Fiziği Bölümü’, Cilt 1-2, İstanbul, (1998).
- [22] Ortec ScintiVision32, Software User’s Manuel,(2003).
- [23] Yeltepe, E., ‘Gama spektrometri – Karşılaştırmalı aktivite Excel tablosu’, SANAEM Çevresel Radyoaktivite Ölçümleri Çalıştayı, Ankara, (2013).
- [24] "Sources and Effects of Ionizing Radiation". United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, United Nations, New York , UNSCEAR, (2000).
- [25] "Sources and Effects of Ionizing Radiation". United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, United Nations, New York, UNSCEAR, (1993).
- [26] Krişniuk E. M., Tarasov S. I., Shamov V. P., Shalak N. I., Lisachenko E. P. and Gomelsky, L. G., "A Study on Radioactivity in Building Materials" (Leningrad: Research Institute for Radiation Hygiene), (1971).

## ÖZGEÇMİŞ VE ESERLER LİSTESİ

**Adı Soyadı:** Sena BERKER

**Doğum Tarihi:** 25/09/1986

**Öğrenim Durumu:** Yüksek Lisans

Derece	Bölüm/Program	Üniversite	Yıl
Lise	Fen Sınıfı		2000-2004
Lisans	Fizik Bölümü	Mersin Üniversitesi	2005-2010
Yüksek Lisans	Fizik Bölümü	Mersin Üniversitesi	2010-