



**FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜLERİ  
ORTAK YÜKSEK LİSANS PROGRAMI**



**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**Cavit ONAT**

**KATKISIZ YÜKSEK FIRIN  
CURUFUNUN RADYOLOJİK YÖNDEN  
İNCELENMESİ**

**FİZİK ANABİLİM DALI**

**OSMANİYE – 2015**

**T.C.  
OSMANIYE KORKUT ATA ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ  
YÜKSEK LİSANS TEZİ**

**KATKISIZ YÜKSEK FIRIN CURUFUNUN RADYOLOJİK  
YÖNDEN İNCELENMESİ**

**Cavit ONAT**

**FİZİK  
ANABİLİM DALI**

**OSMANIYE  
HAZİRAN-2015**

## TEZ ONAYI

### KATKISIZ YÜKSEK FIRIN CURUFUNUN RADYOLOJİK AÇIDAN İNCELENMESİ

Cavit ONAT tarafından Yrd. Doç. Dr. F. Aysun UĞUR danışmanlığında Osmaniye Korkut Ata Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü **Fizik** Anabilim Dalı'nda hazırlanan bu çalışma aşağıda imzaları bulunan jüri üyeleri tarafından oy birliği/çokluğu ile **Yüksek Lisans Tezi** olarak kabul edilmiştir.

**Danışman:** Yrd. Doç. Dr. F. Aysun UĞUR .....  
Fizik Anabilim Dalı, OKÜ

**Üye:** Prof. Dr. Mustafa TOPAKSU .....  
Fizik Anabilim Dalı, ÇÜ

**Üye:** Yrd. Doç. Dr. Sinan YAŞAR .....  
Fizik Anabilim Dalı, MKÜ

Yukarıdaki jüri kararı Osmaniye Korkut Ata Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Yönetim Kurulu'nun ...../...../..... tarih ve ..... /..... sayılı kararı ile onaylanmıştır.

Prof. Dr. A. Ali GÜRTEN .....  
Enstitü Müdürü, **Fen Bilimleri Enstitüsü**

Bu Çalışma OKÜ Bilimsel Araştırma Projeleri Birimi Tarafından Desteklenmiştir.

Proje No:

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

## **TEZ BİLDİRİMİ**

Tez içindeki bütün bilgilerin etik davranış ve akademik kurallar çerçevesinde elde edilerek sunulduğunu, bu çalışma sonucunda elde edilmeyen her türlü bilgi ve ifade için ilgili kaynağa eksiksiz atıf yapıldığını ve bu tezin Osmaniye Korkut Ata Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü tez yazım kurallarına uygun olarak hazırlandığını bildiririm.

Cavit ONAT

## ÖZET

### KATKISIZ YÜKSEK FIRIN CURUFUNUN RADYOLOJİK YÖNDEN İNCELENMESİ

Cavit ONAT  
Yüksek Lisans, Fizik Anabilim Dalı  
Danışman: Yrd. Doç. Dr. F. Aysun UĞUR

Haziran 2015, 58 sayfa

Yol yapımında çakıl yerine kullanılan yüksek fırın cürufu örneklerinin kullanılmasının sonucu olarak işçilerin ve toplum bireylerinin sağlığı üzerinde, doğal olarak meydana gelen radyonüklitlerin aktivite seviyeleri ve olası radyolojik etkileri gama ışın spektrometresi kullanılarak incelendi. Yüksek fırın cürufu örneklerindeki  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  'ın ortalama aktivite konsantrasyonları sırasıyla  $96.6\pm 6.2$ ,  $30.77\pm 2.6$  ve  $139.27\pm 0.7$  Bq/kg olarak bulundu. Bu değerler Avrupa Birliği ülkelerindeki yüksek fırın cürufu örneklerinin sırasıyla  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  270.7 ve 240 Bq/kg olarak ölçülen değerleriyle karşılaştırıldı. Yüksek fırın cürufu örnekleri için hesaplanan radyum eşdeğer aktivite indeksi önerilen güvenlik sınırları içindedir.

**Anahtar Kelimeler:** Radyoaktivite, Yüksek Fırın Curufu, Radyasyon

## ABSTRACT

### ASSESSMENT OF RADIOLOGICAL TERMS OF BLAST FURNACE SLAG

Cavit ONAT  
M.Sc., Department of Physics  
Supervisor: Assist.Prof.Dr F.Aysun UĞUR

June 2015, 58 pages

The activity level and possible radiological impacts of naturally occurring radionuclides on the health of workers and members of the public, as a result of utilisation of blast furnace slag (BFS) samples as a substitute for aggregate in road construction were investigated by using a gamma-ray spectrometer. The mean activity concentrations of the  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  and  $^{40}\text{K}$  in BFS samples were found to be 152.4, 54.9 and 183.1 Bq/kg, respectively. These values are compared with typical values measured in BFS samples from the European Union countries, which are 270, 70 and 240 Bq kg<sup>-1</sup> for  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  and  $^{40}\text{K}$ , respectively. The values of radium equivalent activity index calculated for BFS samples were within the recommended safety limits.

**Key Words:** Radioactivity, Blast Furnace Slag, Radiation

## TEŐEKKÜR

Yüksek Lisans tez konumun belirlenerek tez çalışmamın yürütölmesini üstlenen, çalışmalarım süresince değerli bilgi ve tecrübeleriyle katkılarını esirgemeyen danışman hocam Sayın Yrd Doç. Dr. F. Aysun UĞUR'a teşekkürlerimi sunarım.

Ayrıca çalışmalarım süresince beni destekleyen kıymetli aileme ve çalışmalarımda bana yardımcı olan Elif GÖREN'e teşekkürlerimi sunarım.

# İÇİNDEKİLER

TEZ ONAYI	
TEZ BİLDİRİMİ	
ÖZET.....	i
ABSTRACT .....	ii
TEŞEKKÜR.....	iii
İÇİNDEKİLER .....	iv
ÇİZELGELER DİZİNİ .....	vi
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	vii
SİMGELER VE KISALTMALAR.....	viii
1. GİRİŞ .....	1
1.1 Radyasyon.....	3
1.1.1 Radyasyon Kaynakları.....	3
1.1.2 Radyasyon Birimleri.....	4
1.2 Radyoaktivite ve Radyonüklitler.....	6
1.2.1 Başlangıçta Mevcut Olan Radyonüklitler .....	7
1.2.2 Kozmik Işınlardan Etkileşimi Sonucu Oluşan Radyonüklitler (Kozmojenik).....	7
1.2.3 İnsan Üretimi Radyonüklitler .....	8
1.3 Doğal Fon (Background) Radyoaktivite .....	9
1.4 Radyoaktivite Bozunma Yasası .....	11
1.5 Radyoaktif bir numunenin Yarı ve Ortalama Ömrü.....	13
1.6 Zincirleme Bozunum Süreci .....	14
2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR .....	19
3. MALZEME VE YÖNTEM .....	24
3.1 Yüksek Fırın Curufu .....	24
3.2 Radyasyonun Ölçüm Yöntemleri.....	26
3.2.1 İyon Odası Dedektörü.....	27
3.2.2 Geiger-Müller Dedektörü .....	27
3.2.3 Orantılı Sayaçlar .....	27
3.2.4 Sintilasyon Dedektörleri .....	28
3.2.5 Yarıiletken Dedektörler .....	28
3.2.6 Nötron Dedektörleri.....	29
3.3 Gama Spektrometresi.....	29
3.3.1 Yüksek Saflıkta Germanyum (HPGe) Yarıiletken Dedektörleri.....	31
3.3.2 Ön Yükselteç .....	31



3.3.3	Yükselteç .....	32
3.3.4	Çok Kanallı Analizör .....	33
3.3.5	Analog Sayısal Dönüştürücü .....	34
3.3.6	ADC Ayırma Gücü .....	35
3.3.7	ADC Dönüşüm Kazancı .....	35
3.4	Gama Spektrometrik Analizler .....	36
3.4.1	Pik Alan Hesabı .....	37
3.4.2	Standartla Karşılaştırma Yöntemi .....	39
3.5	Örneklerin Toplanması ve Analize Hazırlanması .....	41
3.6	Ölçme İşlemi .....	42
4.	<b>BULGULAR VE TARTIŞMA</b> .....	<b>44</b>
4.1	Ölçülebilir En Düşük Aktivite Değerinin Hesaplanması .....	44
4.2.	Curuf Örneklerindeki 226Ra, 232Th ve 40K Aktivite DEğişim Değerleri Mutlak Yöntem İle Elde Edilen Aktivite Değişim Değerleri .....	44
4.3	Radyum Eşdeğer Aktivite .....	45
4.4	Harici ve Dahili Aktivite İndisleri .....	46
4.5	Soğurulmuş Gama Doz Hızı ve Yapı İçi Etkin Doz Hızı .....	48
5.	<b>SONUÇLAR VE ÖNERİLER</b> .....	<b>52</b>
	<b>KAYNAKLAR</b> .....	<b>53</b>
	<b>ÖZGEÇMİŞ</b> .....	<b>58</b>

## ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.1. Dönüşüm birimleri ve dönüşüm faktörleri .....	5
Çizelge 1.2. Başlangıç Nüklitler .....	7
Çizelge 1.3. Kozmojenik Nüklitler .....	8
Çizelge 1.4. İnsan üretimi nüklitler.....	8
Çizelge 3.1. Yüksek saflıkta germanyum dedektörünün özellikleri .....	39
Çizelge 3.2. IAEA/RGU-1 (Uranyum standardı) .....	40
Çizelge 3.3. IAEA/RGTh-1 (Toryum standardı) .....	41
Çizelge 3.4. IAEA/RGK-1 (Potasyum standardı).....	41
Çizelge 3.5. Standartların kütle ve sayım süreleri .....	41
Çizelge 4.1. Tosyalı ve Yolbulan fabrikasından temin edilen curuf örneklerinde ölçülen $^{226}\text{Ra}$ , $^{232}\text{Th}$ ve $^{40}\text{K}$ aktivite derişimleri .....	45
Çizelge 4.2. Doz ölçütünün kontrolüne yönelik aktivite derişim indisi değerleri.....	47
Çizelge 4.3. Curuf örneklerinin $I_\gamma$ ve $I_\alpha$ indisleri ve soğurulmuş gama doz hızı ve yapı içi etkin doz hızı değerleri .....	50

## ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1. Radyasyon kaynakları.....	4
Şekil 1.2. Dünya genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından maruz kalınan radyasyon dozlarının oransal değeri .....	9
Şekil 1.3. Dünya genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından alınan dozların oranı .....	9
Şekil 1.4. İnsanlara radyasyonun geçiş yolları.....	11
Şekil 1.5. Radyoaktif bir numune miktarının zamanla değişimi .....	12
Şekil 3.1. Sintilasyon dedektör şeması .....	28
Şekil 3.2. Yarıiletken dedektör şeması .....	28
Şekil 3.3. Yüksek saflıktaki germanyum dedektörlü gama spektrometresi.....	30
Şekil 3.4. Basit gama spektrometre sistemi .....	30
Şekil 3.5. Yüke hassas önyükseltecin şematik görünümü .....	32
Şekil 3.6. Çok kanallı analizörde kanal numarası ve puls yüksekliği arasındaki ilişki .....	33
Şekil 3.7. Analog sayısal dönüştürücünün şematik görünümü .....	35
Şekil 3.8. Pik alan hesabı .....	37
Şekil 3.9. Kalibrasyon ve ölçümler için kullanılan plastik örnek kabı .....	42
Şekil 4.1. Curuf örneklerinin $I_\gamma$ , $I_\alpha$ indisleri, soğurulmuş gama doz hızı ve yapı içi etkin doz hızı değerleri.....	51

## SİMGELER VE KISALTMALAR

A	Aktivite
$A_s$	Standardın Aktivitesi
$A_x$	Örneğin Aktivitesi
B	Doğal Fon
Bq	Becquerel
C	İntegral Sabiti
$C_K$	K Derişimi (Özgül Aktivite)
$C_{Th}$	Th Derişimi (Özgül Aktivite)
$C_U$	U Derişimi (Özgül Aktivite)
D	Radyasyon Dozu
dt	Küçük Zaman Aralığı
E	Elektrik Alan
$E_i$	İlk Enerji
$E_f$	Son Enerji
$E_\gamma$	Gama Enerjisi
$f_\gamma$	Gama Yayınlanma Olasılığı
G	İlgilenilen Bölgedeki Pikin Toplam Alanı, Sayım Sayısı
g	Gram
h	Planck Sabiti, Saat
K	Potasyum
keV	Kiloelektronvolt
kg	Kilogram
m	Güven Katsayısı
$m_s$	Standardın Kütlesi
$m_x$	Örneğin Kütlesi
N	Radyoaktif Çekirdek Sayısı, İlgilenilen Pikin Sağında Ve Solundaki Kanal Sayısı
n	E enerjili Fotopikin Altındaki Net Alan, Seçilen Uç Kanal Sayısı
nGy	Nanogrey

$N_0$	Başlangıçtaki Çekirdek Sayısı, Kaynağın Aktivitesi
$N_p$	Pik Alanı
$P$	Bozunma Olasılığı
$P_2O_5$	Fosforik Asit
$P_\gamma(E)$	E Enerjili Gama Fotopikinin Yayınlanma Olasılığı,
$S$	Net Pik Alanı
$t$	Zaman, Sayım Zamanı
$t_{1/2}$	Yarı Ömür
$t_d$	Bozunum Süresi
$t_s$	Standardın Sayım Süresi
$t_x$	Örneğin Sayım Süresi
$Th$	Toryum
$X$	X-ışını
$Z$	Atom Numarası
$\alpha$	Alfa
$\beta$	Beta
$\Delta E$	Enerji Farkı
$\varepsilon$	Verim
$\gamma$	Gama
$\mu Ci$	Mikrocurie
$\mu Sv$	Mikrosievert
$\tau$	Ortalama Ömür
$U$	Uranyum
$\nu$	Frekans
ADC	Analog Sayısal Dönüştürücü
EPA	Amerikan Çevre Örgütü
HPGe	Yüksek Safılıkta Germanyum Dedektörü
IAEA/RGK-1	UAEA Potasyum Standardı
IAEA/RGTh-1	UAEA Toryum Standardı
IAEA/RGU-1	UAEA Uranyum Standardı

MCA	Çok Kanallı Analizör
MDA	Minimum Dedeksiyon Aktivitesi
NaI(Tl)	Talyum Aktive Edilmiş Sodyum İyodür Dedektör
UNSCEAR	Birleşmiş Milletler Radyoaktivite Etkileri Bilimsel Komitesi

# 1.GİRİŞ

Radyoaktivite ya da iyonize radyasyon tüm ortamlarda bulunur. İyonize radyasyonun belirli fiziksel özelliklerinden dolayı çevresel radyoaktivite çalışmaları çevresel bilimlerde farklı bir denetim haline gelmiştir. Çevresel radyoaktivite ile ilgilenilmesindeki temel neden radyasyonun bir tehlike olabileceğidir. Radyonüklidler çevresel geçiş işlemleri için oldukça kolay bir şekilde ölçülebilir izler olarak kullanılabilir, böylece doğal fonksiyonları nasıl anlayacağımıza katkıda bulunabilir.

Çevresel radyoaktivitenin kaynakları doğal ve antropojenik (doğada insanların neden olduğu etkiler) kaynaklar olarak sınıflandırılabilir. Doğal kaynaklar kozmojenik ve jeojenik kaynaklar olarak ayrılır. Kozmojenik radyonüklidler kozmik ışınlar ve atmosferin atomları arasındaki etkileşimden oluşur; bunlar arasında en önemlileri H-3, C-14, ve Be-7'dir. C-14'ün kronolojik tarihlendirmede uygulandığı biliniyor, Be-7 atmosferik süreçler ve erozyon ve sedimantasyon gibi bazı toprak ile ilgili fenomenlerde bir izleyici olarak kullanılır. Çünkü <sup>7</sup>Be sürekli olarak toprak yüzeyinde depolanır. Jeojenik radyonüklitler;5 milyon yıl önce nükleer reaksiyonlarla yıldızlarda ortaya çıkan ve bu yıldızların süpernova patlaması ile evrene tamamen dağılmasıyla oluşan dünyanın yapı taşı elementleridir. Sonuç olarak bu karışıklık yoğunlaşarak ve kümelenerek güneş sistemin oluşturur. Bu kaybolmuş yıldızlarda üretilen çekirdekler aralarında kararsızdır, örneğin radyoaktif olanlar. Yarılanma süresi uzun olanlar günümüze kadar kalırlar ve bu nedenle çevremizde(doğada) bulunurlar. Başlangıçta var olan radyonüklid sayısı 50 tane olarak biliniyordu. Bu radyonüklidlerin çoğu K-40 (yarılanma ömrü  $1,3 \times 10^9$  yıl), U-238 ( $4,4 \times 10^9$  yıl), U-235 ( $7 \times 10^8$  yıl) ve Th-232 ( $1,4 \times 10^{10}$  yıl)' dir. U ve Th'un izotopları kararsız halde bulunurken doğal potasyumun K-39 ve K-41 gibi kararlı izotopları bulunur ama K-40 ' ın %0,0117 si her yerde bulunan önemli bir radyoaktif kaynaktır. U ve Th' un izotopları doğrudan doğruya kararlı nüklidlere bozunmaz, ama bozunum ürünü radyum, radon, bizmut, polonyum ve kurşunun yanı sıra farklı nüklidlerin bulunduğu zincirler kurşunun kararlı izotopunda son bulur. Ürünler ya da kızlar olarak adlandırılanlardan bazılarının yarılanma süreleri oldukça uzundur, 1620

yıl yarı ömrü olan Ra-226 gibi. Bu zincirler radonun farklı izotopları olarak adlandırılan uçucu soy gaz radyonüklidleri içerirler. Rn atmosfere kayalardan ve topraklardan sızabilirler. Sigaradan sonra akciğer kanserinin önemli ikinci kaynağı olan bina içi radon birikintisi insanlar tarafından solunur ve akciğer dokusuna zarar verir. Etkin bir şekilde doğal radyoaktif atık ürünü olan radonun bozunum ürünleri aerosollere bağlanabilen ağır metallerdir ve toprak yüzeyine yerleşirler (ya da akciğer dokusuna). Bu nedenle U-238 zincirinin uzun yaşayan radyoaktif üyesi ve Rn-222 ürünü Pb-210 (22,3 yıl) sedimentasyon ve erozyon süreçleri için izleyici olarak kullanılır.

Antropojenik kaynaklar insan aktiviteleri sonucu oluşan radyoaktif maddelerin salınmasıyla oluşur. Yerel ve bölgesel atıklarda sonuçlanan çeşitli olaylar ve nükleer kazalar atıklara neden olmaktadır: 1945 ve 1980 yılları arasındaki nükleer bomba testlerinden atmosferik atıklar, 1964 te nükleer santral uydusunun parçalanması ve 1986' daki Çernobil kazası.

Radyoaktivite potansiyel bir tehlike olduğundan beri çevresel radyoaktivite ile ilgili birçok çalışma yapılmıştır. Bu çalışmalar kapsamında yapı işlerinde kalıcı olarak kullanılan malzemelerde doğal olarak var olan ve bölgeden bölgeye değişiklik gösteren radyonüklit dağılımlarının belirlenmesi, izlenmesi ve değerlendirilmesine ilişkin radyoaktivite ölçme işlemleri gerçekleştirilmiştir. Yer kabuğu kökenli yapı ham maddeleri (yüksek fırın cürufu vb.) doğal olarak var olan uranyum ( $^{238}\text{U}$ ) ve toryum( $^{232}\text{Th}$ ) serisindeki radyonüklitleri ve radyoaktif potasyum ( $^{40}\text{K}$ ) izotopunu içermektedir. Bu malzemelerdeki aktivite derişim değerleri, bölgeden bölgeye, bölgenin jeolojik ve jeokimyasal yapısına bağlı olarak değişiklik göstermektedir. Bu radyonüklitlerden yayınlanan gama radyasyonu dış ışınlamaya sebep olurken,  $^{238}\text{U}$  serisindeki radyum ( $^{226}\text{Ra}$ ) radyonüklidinin bozunum ürünü radyoaktif radon (Rn-222) gazı ve kısa yarı ömürlü bozunum ürünlerinden ( $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ , vb.) yayınlanan alfa ve beta tanecikleri ise iç ışınlamaya sebep olmaktadır. Bireylerin maruz kaldıkları radyasyon dozları, radyoaktivitesi normal düzeyin üzerinde olan yapı malzemelerinin kullanıldığı ev ve iş yerlerinde yaşamaları halinde artabilir. Radon gazının solunum yolu ile vücuda alınması akciğer kanser riskini artırmaktadır. Kapalı ortamlardaki radon gazı derişiminin % 30'u yapı malzemelerinden



kaynaklanmaktadır. Bu nedenle zamanın büyük bir kısmını kapalı ortamda geçiren bireylerin, yapı malzemelerinden dolayı aldığı yıllık dozun değerlendirilebilmesi için ev ve işyeri binalarında kalıcı olarak kullanılan malzemelerdeki uranyum, radyum, toryum ve potasyum aktivite derişimlerinin bilinmesi büyük önem taşımaktadır. [1,2]

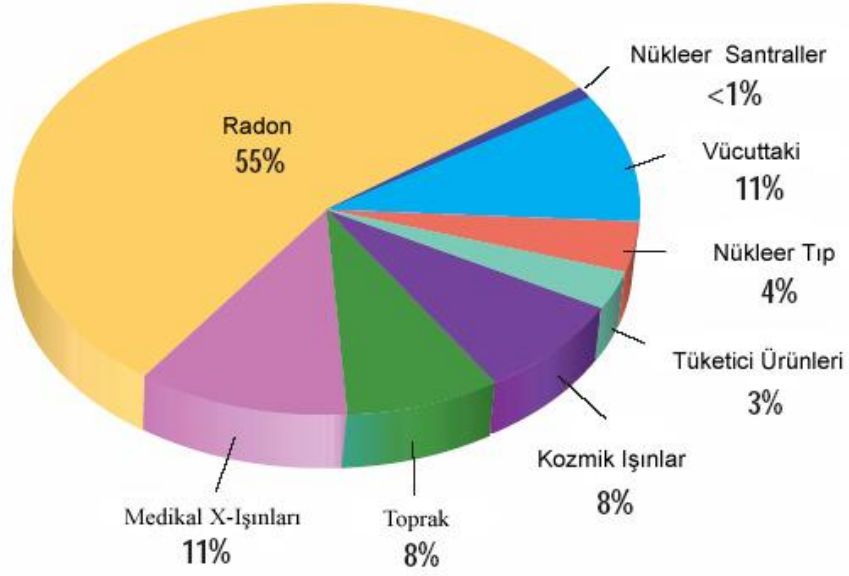
Bu çalışmada, yapı işlerinde kalıcı olarak kullanılan yer kabuğu kökenli yapı ham maddesi yüksek fırın cürufunun doğal radyonüklit dağılımının belirlenmesi, izlenmesi ve bu radyonüklitlerden kaynaklanan ilave dozun değerlendirilmesine ilişkin çalışmaların sonuçları sunulmuştur.

### **1.1.Radyasyon**

1895 yılında W.C. Rontgen X-ışınlarını keşfetmiştir. 1896 yılında ise H. Becquerel uranyumun bir etki olmaksızın gözle görülmeyen ışınları yaydığını bulmuştur. Daha sonra M. Curie ve P. Curie uranyumdan başka radyoaktif izotoplar bulup ayırmayı başarmışlardır. Curie çifti ve H. Becquerel çalışmalarından dolayı 1903 yılında Nobel Fizik ödülüne layık görülmüşlerdir. Radyoaktif ışımaların özellikleri üzerine çalışmalar ise E. Rutherford tarafından başlatılmıştır. 19. yüzyılın sonuna gelinirken pek çok bilim adamı artık fizikte gerçekleştirilecek bir yenilik kalmadığı kanısındaydı. Ama Rutherford üç yıl gibi kısa bir süre içinde tümüyle yeni bir fizik dalı ortaya çıkardı: Radyoaktiflik. Radyoaktifliğin bir elementin atomlarının başka bir atomlarına kendiliğinden dönüşme süreci olduğu sonucuna vardı [3].

#### **1.1.1. Radyasyon Kaynakları**

Yeryüzündeki tüm canlılar ve cansızlar havada, suda, toprakta, hatta kendi vücutları içerisindeki doğal radyasyon kaynakları ve bunlara ek olarak insanlar tarafından üretilen yapay radyasyon kaynaklarının her gün ışınımına maruz kalmaktadırlar (Şekil 1.1).



Şekil 1.1 Radyasyon Kaynakları

Doğal radyasyon kaynakları:

- Kozmik radyasyon
- Gama radyasyonu (U, Th, K)
- Radon solunumu (Radon-222)
- İç ışınlama (Potasyum-40)

Yapay radyasyon kaynakları:

- Tıbbi, zirai ve endüstriyel amaçlı X-ışınları
- Yapay radyoaktif maddeler
- Nükleer bomba denemeleri
- Nükleer serpintiler
- Nükleer santraller

### 1.1.2 Radyasyon Birimleri

Radyasyon birimlerinin başlıcaları aktivite, ışınlama, absorblanan doz ve eşdeğer doz'dur. Uluslararası Radyasyon Birimleri Komisyonu (ICRU) yaptığı çalışmalar sonucunda, aktivite için Curie, ışınlama için Röntgen, absorblanan doz için Rad ve eşdeğer doz için Rem'i radyasyon birimi olarak tanımlamıştır. MKS sistemini esas alan Uluslararası Birimler Sistemi (International System of Unit, SI)'nın kabul

edilmesiyle birlikte ICRU 1971 yılında SI birimlerini tanımlamıştır. Bu kabule göre eski birimlerin yerine yenilerinin kullanılması önerilmiştir. Çizelge 1.1’de dönüşüm birimleri ve dönüşüm faktörleri verilmiştir.

Çizelge1.1. Dönüşüm birimleri ve dönüşüm faktörleri

Terim	Birimi		Dönüşüm
	Eski	Yeni	
Aktivite	Curie (Ci)	Becqurel (Bq)	1 Ci= 3.7x10 <sup>10</sup> Bq
Işınlama	Röntgen (R)	Röntgen (C/kg)	1 C/kg= 3876 R
Soğurulmuş Doz	Radiation absorbed doz (Rad)	Gray (Gy)	1 Gy= 100 Rad
Doz Eşdeğeri	Röntgen equivalent man (Rem)	Sievert (Sv)	1 Sv=100 Rem

**Aktivite:** Birim zamanda bozulan atomların sayısı aktivite olarak tanımlanmaktadır. Aktivite birimi; eskiden 1 gram 226Ra’nın bozunma hızı olarak tanımlanmış ve Curie (Ci) olarak adlandırılmıştır. Saniyede ki 3.7×10<sup>10</sup> bozunmaya 1 Curie denilmektedir.

**Işınlama Birimi:** Işınlama birimi  $\chi$  ve  $\gamma$  Isınlarının havayı iyonlaştırma kabiliyetinin ölçüsü olarak tanımlanmaktadır. Işınlama birimi Röntgen (R) olup normal şartlarda ( 0°C ve 760 mmHg basıncı) havanın 1kg’ında 2.58×10<sup>-4</sup> Coulomb’luk pozitif veya negatif elektrik yüklü iyonlar meydana getiren radyasyon miktarı olarak tanımlanmaktadır. SI birim sisteminde ışınlama biriminin özel bir adı yoktur.

**Soğurulan Doz Birimi:** Işınlanan doz birimleri standart bir madde olarak seçilen normal şartlardaki hava için tanımlanmıştır. Bundan dolayı ışınlama dozu soğurucunun değil esas itibariyle radyasyon demetinin özelliği hakkında fikir vermektedir. Bunun yanı sıra malzemelerde soğurulan enerjinin de ölçülmesi gerekmektedir. Soğurulan doz büyüklüğü, malzemelerde soğurulan enerjinin bir ölçüsüdür.

Eşdeğer Doz Birimi: Soğurulan dozun meydana getirdiği biyolojik etkiler, iyonlaştırıcı radyasyonların tiplerine ve meydana getirdikleri iyonizasyonun yoğunluğuna bağlıdır. Biyolojik etkiler, iyonlaştırıcı radyasyonların geçtikleri ortamın birim uzunluktaki yolu boyunca kaybettikleri enerji miktarına (Lineer Enerji Transferi, LET) bağlıdır. LET değeri arttıkça biyolojik etki de artmaktadır. Böylece eşdeğer doz birimi, iyonlaştırıcı radyasyonların oluşturduğu zararlı biyolojik etkilerin bir ölçüsü olmaktadır [4].

## 1.2. Radyoaktivite ve Radyonüklitler

En basit çekirdek olan hidrojen çekirdeğinden başka bütün diğer çekirdekler nötron ve protonlardan oluşmuştur. Nötronların protonlara oranı hafif izotoplarda bir iken, periyodik çizelgenin sonundaki ağır elementlere doğru giderek artmaktadır. Bu oran arttığında nüklidin artık kararlı olmadığı bir yere gelinir. En ağır kararlı nüklid,  $^{207}_{83}Bi$ 'dir. Daha ağır nüklidler dışarıya verecekleri fazla enerjileri olduğundan kararsızdır. Bunlara radyonüklid adı verilir. Bunlar enerji fazlalıklarını radyasyon yayınlamaya giderirler. Bu olaya radyoaktivite veya radyoaktif parçalanma denir. Radyonüklidlerin parçalanmaları; alfa, beta ve gama parçalanmaları şeklinde olur. Radyoaktivite kontrol edilemeyen bir olaydır. Yavaşlatılamaz veya durdurulamaz ve radyoaktif madde tükeninceye kadar sürer. Radyoaktivite doğal ve yapay olmak üzere iki şekildedir. Tabiatta bulunan izotoplardan 66 tanesi kararsız olup radyasyon salarlar. Bunlara doğal radyoaktif izotoplar ve radyasyon salmalarına da doğal radyoaktivite denir [5].

Radyoaktif elementler, sıklıkla radyoaktif izotoplar veya radyonüklitler olarak adlandırılır. 1500'ün üzerinde farklı radyoaktif nüklit vardır.

Bu radyonüklitler 3 genel grupta toplanabilirler.

1-Başlangıçta yani dünyanın oluşumundan önce mevcut olan (Primordial)

2-Kozmik ışın etkileşimleri sonucunda oluşan (Kozmojenik)

3-İnsan üretimi-İnsan aktiviteleri nedeni ile oluşan (doğal olanla kıyaslandığında daha az miktarlarda).

### 1.2.1. Başlangıçta Mevcut Olan Radyonüklitler

Başlangıçtaki radyonüklitler, dünya ve evren yaratıldığı zamanlardan kalmışlardır. Bunların yarı ömürleri çok uzundur. Başlangıç (Primordial) radyonüklitler,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$  serilerine ait olanları ve radyasyonun önemli bir miktarını oluşturan  $^{40}\text{K}$  ve  $^{87}\text{Rb}$  diğer bazı nüklitleri içerir. Diğer bazı başlangıç nüklitleri,  $^{50}\text{V}$ ,  $^{87}\text{Rb}$ ,  $^{113}\text{Cd}$ ,  $^{115}\text{In}$ ,  $^{123}\text{Te}$ ,  $^{138}\text{La}$ ,  $^{142}\text{Ce}$ ,  $^{144}\text{Nd}$ ,  $^{147}\text{Sm}$ ,  $^{152}\text{Gd}$ ,  $^{174}\text{Hf}$ ,  $^{176}\text{Lu}$ ,  $^{187}\text{Re}$ ,  $^{190}\text{Pt}$ ,  $^{192}\text{Pt}$ ,  $^{209}\text{Bi}$  dur. Çizelge 1.2'de başlıca başlangıç (primordial) nüklitler görülmektedir

Çizelge1.2 Başlangıç Nüklitler [38]

Nüklit	Sembol	Yarı Ömür
Uranyum-235	$^{235}\text{U}$	$7.04 \times 10^8$ yıl
Uranyum-238	$^{238}\text{U}$	$4.47 \times 10^9$ yıl
Toryum-232	$^{232}\text{Th}$	$1.41 \times 10^{10}$ yıl
Radyum-226	$^{226}\text{Ra}$	$1.60 \times 10^3$ yıl
Radon-222	$^{222}\text{Rn}$	3,82 gün
Potasyum-40	$^{40}\text{K}$	$1.28 \times 10^9$ yıl

Ağır elementlerden oluşan doğal radyoaktif izotoplar üç seri altında toplanır:

- Uranyum Serisi ( $^{238}\text{U}$  kaynaklı)
- Toryum Serisi ( $^{232}\text{Th}$  kaynaklı)
- Aktinyum Serisi ( $^{235}\text{U}$  kaynaklı)

### 1.2.2. Kozmik Işınlardan Etkileşimi Sonucu Oluşan Radyonüklitler (Kozmojenik)

Kozmik radyasyon uzaydan gelen ve yüksek enerjili ağır parçacıklar ile yüksek enerjili foton ve müonlara kadar olan çeşitli parçacıklardan meydana gelir. Daha alt atmosfer, kozmik radyasyonla etkileşir ve radyoaktif nüklitler üretilir. Bunlar uzun yarı ömürlüdür fakat başlangıç nüklitlerine kıyasla ömürleri daha kısadır. Çizelge 1.3'de önemli bazı kozmojenik nüklitler verilmiştir.

Çizelge 1.3 Kozmojenik Nüklitler [38]

Nüklit	Sembol	Yarı Ömür
Karbon-14	$^{14}\text{C}$	5730 yıl
Tritiyum-3	$^3\text{H}$	12,3 yıl
Berilyum-7	$^7\text{Be}$	53,28 gün

Diğer bazı kozmojenik radyonüklitler:  $^{10}\text{Be}$ ,  $^{26}\text{Al}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{80}\text{Kr}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{32}\text{Si}$ ,  $^{39}\text{Ar}$ ,  $^{22}\text{Na}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{37}\text{Ar}$ ,  $^{33}\text{P}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{38}\text{Mg}$ ,  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{38}\text{S}$ ,  $^{31}\text{Si}$ ,  $^{18}\text{F}$ ,  $^{39}\text{Cl}$ ,  $^{38}\text{Cl}$ ,  $^{34\text{m}}\text{Cl}$

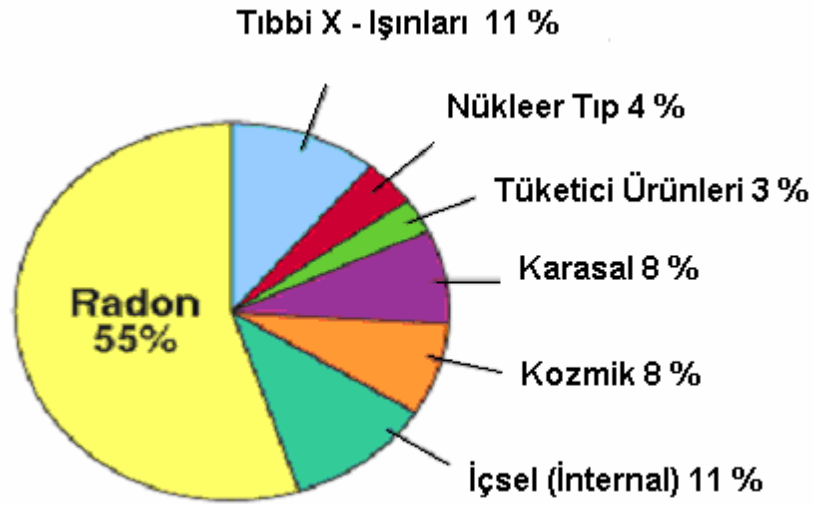
### 1.2.3. İnsan Üretimi Radyonüklitler

İnsanlar doğal envanterlere eklenmiş olarak uzun yıllardır reaktörlerde, tıpta ve savaş silahlarında radyoaktif maddeler kullanmıştır. Miktarları doğal miktarlara göre küçüktür ve nüklitlerin çoğu kısa yarı ömürlüdür. Nükleer silahların test edilmesinin durdurulmasıyla belirgin bir azalma görülmüştür. Çizelge 1.4'de insan üretimi olan radyonüklitler verilmiştir.

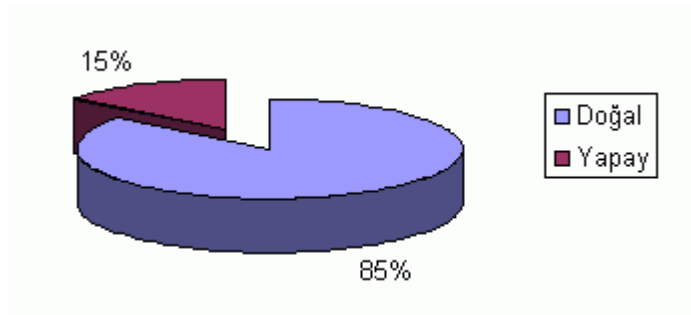
Çizelge 1.4 İnsan Üretimi Nüklitler [38]

Nüklit	Sembol	Yarı Ömür
Tritiyum-3	$^3\text{H}$	12,3 yıl
İyot-131	$^{131}\text{I}$	8,04 gün
İyot-129	$^{129}\text{I}$	$1,57 \times 10^7$ yıl
Sezyum-137	$^{137}\text{Cs}$	30,17 yıl
Stronsiyum-90	$^{90}\text{Sr}$	28,78 yıl
Teknesyum-99	$^{99}\text{Tc}$	$2,11 \times 10^5$ yıl
Plutonyum-239	$^{239}\text{Pu}$	$2,41 \times 10^4$ yıl

### 1.3.Doğal Fon (Background) Radyoaktivite



Şekil 1.2. Dünya genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından maruz kalınan radyasyon dozlarının oransal değerleri [39].



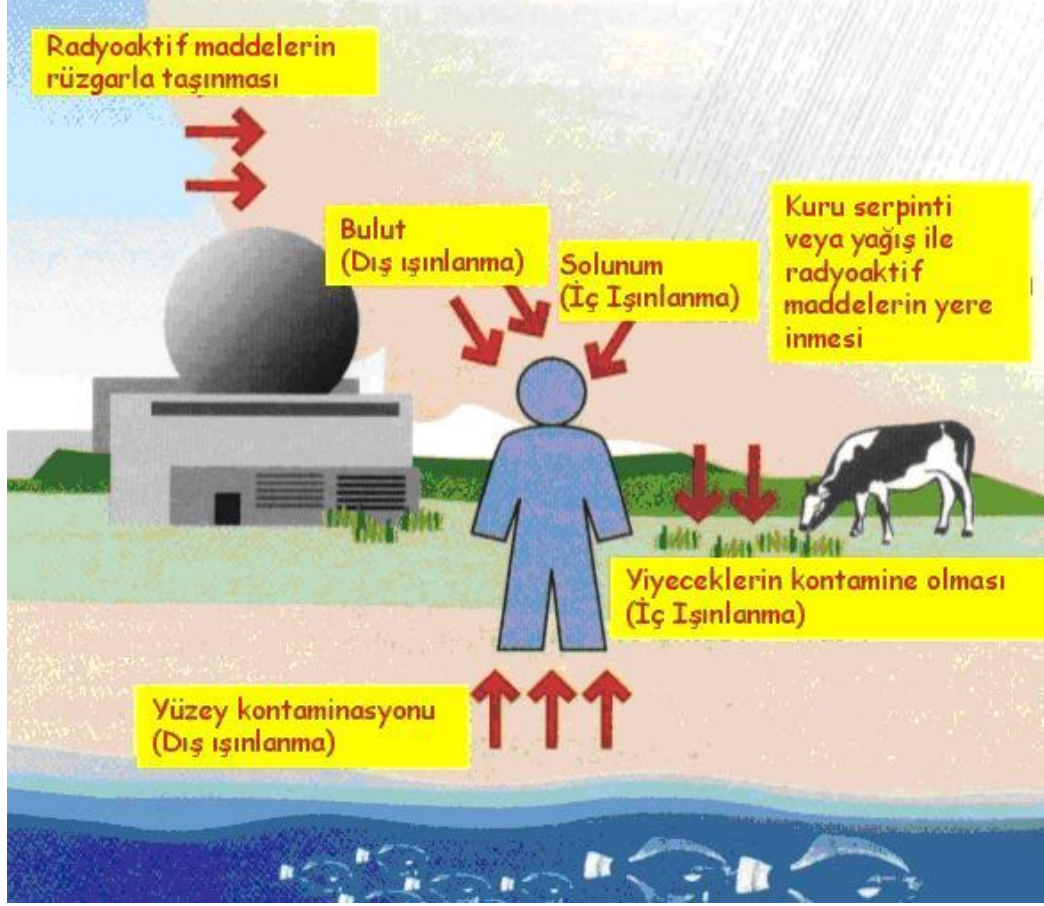
Şekil 1.3. Dünya genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından alınan dozların oranları [40]

Canlı ile radyasyon ilişkisi biyosferde ilk canlı organizmanın oluşumu ile başlamıştır. İnsanlar, sürekli olarak biyosferde bulunan, doğal radyoaktif maddelerden yayınlanan iyonlaştırıcı radyasyonlar ve güneş sisteminden kaynaklanan kozmik ışınların etkisi altında kalarak yaşamlarını sürdürmektedir. Dünyanın oluşumuyla 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 bir hayli artış göstermiştir.

Maruz kalınan doğal radyasyon seviyesinin büyüklüğünü belirleyen birçok neden vardır. Yaşanılan yer, bu yerin toprak yapısı, barınılan binalarda kullanılan malzemeler, mevsimler, kutuplara olan uzaklık ve hava şartları bu nedenlerden bazılarıdır. Yağmur, kar, alçak basınç, yüksek basınç ve rüzgar yönü gibi etkenler de doğal radyasyon seviyesinin büyüklüğünü belirler.

İnsanlar, hayatın bir parçası olarak dış uzay ve güneşten gelen kozmik ışınlar, yer kabuğunda bulunan radyoizotoplar dolayısıyla toprak ve yapı malzemeleri, su ve gıdalar gibi doğal kaynaklardan ışınlanmaktadır. Bunlara ilave olarak enerji üretimi, tıp, endüstri, araştırma, tarım, hayvancılık gibi pek çok alanda kullanımı kaçınılmaz olan yapay kaynaklar nedeni ile doz almaktadır. 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. Dünya nüfusunun aldığı dozlara en büyük katkıyı, doğal radyasyonun vermesi nedeni ile insanların doğal kaynaklardan aldığı radyasyon miktarları özel bir öneme sahiptir. Şekil 1.2 ve Şekil 1.3’de Dünya genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından alınan dozların oransal değerleri gösterilmiştir. Doğal radyoaktiviteden, atomun çekirdek yapısının açıklanması, dünya yaşının tahmini ve okyanusların dibinde bulunan sediment oluşum oranlarının ölçülmesi gibi çeşitli alanlarda faydalanılır. Çevresel örneklerde doğal radyoaktivite seviyelerini belirleme çalışmaları, nükleer enerjinin insanoğlunun hizmetine girmesi ve nükleer santrallerde üretilen radyoaktif maddelerin çevreye verdikleri zararların araştırılmaya başlanması ile hız kazanmıştır. Bu tür çalışmalar, hem doğal radyoaktivite seviyelerinin belirlenmesi hem de nükleer santrallerin kurulduğu bölgelere yakın oturan insanların çevresel doğal radyasyonun yanı sıra nükleer santrallerden kaynaklanan radyasyona da hangi oranlarda maruz kaldıklarının tespiti açısından önemlidir. Şekil 1.4’de insanlara radyasyon geçiş yolları gösterilmiştir.





Şekil 1.4. İnsanlara radyasyonun geçiş yolları

#### 1.4. Radyoaktif Bozunma Yasası

Fiziksel açıdan, bir radyoaktif numune içindeki herhangi bir atomun ne zaman bozunacağını bilmek imkânsızdır. Radyoaktif bozunma, zamana göre gelişigüzel ve rastgele gerçekleşir ancak istatistik ve de olasılık kuramları çerçevesinde bazı özellikleri bulunabilir. Önemli bir yaklaşım tek tek çekirdeklerle ilgilenmek değil zamana göre daima sabit kalan bir nicelik olan bir kavramı, bir radyoaktif çekirdeğin birim zamanda bozunma olasılığını incelemektir. Bu olasılık radyoaktif bozunma sabiti olarak adlandırılır ve genellikle  $\lambda$  ile gösterilir. Radyoaktivitenin sönüm yasasına göre, radyoaktif çekirdeğin yaşı ne olursa olsun bozunma olasılığı  $\lambda$  sabittir.  $\lambda$  radyoaktif çekirdekler için ayırt edici bir özelliktir. Mesela Radon için değeri  $\lambda = 0,0075/ \text{saat} = 0,000125/ \text{dakika}$  'dır.

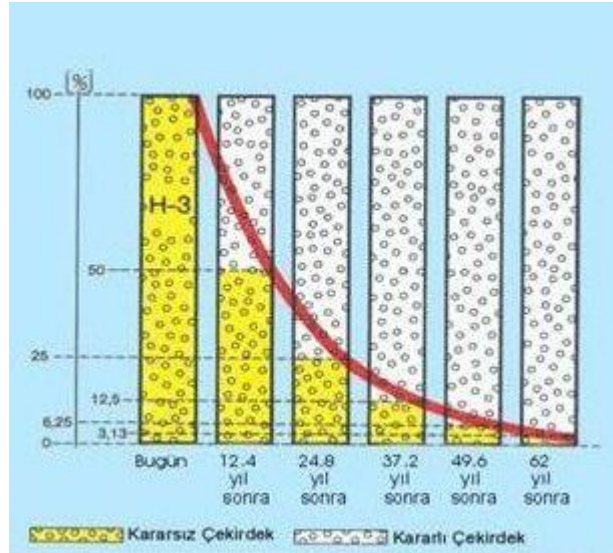
Radyoaktif bir çekirdekte birim zaman aralığında meydana gelen bozunma sayısı çekirdeğin bozunma hızı veya aktivitesi olarak tanımlanır. Eğer herhangi bir t anında N tane radyoaktif çekirdek varsa ve numuneye dışarıdan çekirdek ilave edilmiyorsa sonsuz küçük dt zaman aralığı içinde bozunan çekirdek sayısı N ile orantılı olacaktır.

$$\frac{dN(t)}{N(t)} = -\lambda N(t) \quad (1.1)$$

Denklemdaki eksi işareti çekirdek sayısının zamanla azaldığını haber verir. Denklem (1.1)'teki diferansiyel denklem çözülerek üstel radyoaktif bozunma yasası elde edilir.

$$\frac{dN(t)}{N(t)} = -\lambda dt = \int \frac{dN(t)}{N(t)} = -\int \lambda dt \rightarrow N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.2)$$

Denklemda t zamanı, N(t); t zamanı sonunda arta kalan çekirdek sayısını, N<sub>0</sub> başlangıçtaki (t = 0 iken) çekirdek sayısını ve λ radyoaktif numunenin bozunma sabitini gösterir ve birimi s<sup>-1</sup>'dir. Aşağıdaki grafik üstel bozunma denkleminde ait değişimi vermektedir.



Şekil 1.5. Radyoaktif Bir Numune Miktarının Zamanla Değişimi

Bozunma yasası denkleminin her iki tarafı λ ile çarpılırsa yukarıda bahsedilen aktivite için bir ifade bulunur.

$$\lambda N(t) = \lambda N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.3)$$

İfadede ki  $N\lambda$ ' ya numunenin bozunma hızı ya da aktifliği denir ve birim zaman başına bozunma sayısını verir.  $I$  ile gösterilir ve birimi bozunma/saniye'dir.

$$I = I_0 e^{-\lambda t} \quad (1.4)$$

Burada  $I (= N \lambda)$  t anındaki ve  $I_0 (= N_0 \lambda)$  da  $t = 0$  anındaki bozunma hızlarıdır.

### 1.5. Radyoaktif Bir Numunenin Yarı ve Ortalama Ömrü

Radyoaktif bozunma yasasını ifade eden denklem herhangi bir t anında bozunmadan kalabilen çekirdek sayısını verir. Kuramsal olarak bakıldığında numunedeki tüm çekirdeklerin bozunması için sonsuz zaman geçmesi gerekir. Yani ancak  $t \rightarrow \infty$  için  $N(t) = 0$  olur. Bununla ilgilenmek yerine radyoaktif maddenin ayırt edici bir özelliği olan yarı ömür kavramı kullanılır. Yarı ömür radyoaktif bir elementin başlangıçtaki çekirdek sayısının yarıya inmesi için geçen zamandır.  $T_{1/2}$  ile gösterilen yarı ömrü bulmak için  $N = N_0/2$  alırsak,

$$\frac{N_0}{2} = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.5)$$

$$e^{-\lambda t} = \frac{1}{2} \quad (1.6)$$

$$T_{1/2} = \frac{0,693}{\lambda} \quad (1.7)$$

elde edilir. Yarı ömür çekirdeğin kimyasal ve fiziksel etkilerle değişmeyen bir özelliğidir. Buradan bozunma kanununu  $\lambda = 0,693/T_{1/2}$  yazarak yeniden tanımlayabiliriz.

$$N = N_0 \exp ( - 0,693/T_{1/2} ) \quad (1.8)$$

Bilinen radyoaktif izotopların yarı ömürleri oldukça geniş bir aralıktadır. En kısa yarı ömürlü çekirdek 10-21 s ile, en uzun yarı ömürlü çekirdek ise 1017 yıl ile  $^{204}\text{Pb}$ 'dir.

Eğer radyoaktif bozunmaya bir olasılık fenomeni olarak bakılırsa bozunma olasılık yoğunluğu fonksiyonu tanımlanabilir.

$$P(t)dt = \lambda dt \quad (1.9)$$

Çekirdeğin bir t ile t+dt zaman aralığındaki bozunma olasılığını veren yukarıdaki ifadeden radyoaktif bir çekirdeğin bozunması için geçen ortalama zaman hesaplanabilir.

$$T_{ort} = \int_0^{\infty} P(t)dt = \int_0^{\infty} t\lambda e^{-\lambda t} dt \rightarrow T_{ort} = 1/\lambda \quad (1.10)$$

## 1.6. Zincirleme Bozunum Süreci

Yapılan deneysel çalışmalar sonucunda radyoaktif bozunumun üstel bir yasaya göre değiştiği gözlenmiştir. Bu yasanın türetilmesi de; hangi anda hangi atomun bozunuma uğrayacağına bilinmesinin mümkün olmadığı, rastgele bir tabiata sahip olması kabul edildiğinde mümkündür. Bu yasaya göre hangi çekirdeğin ne zaman bozunuma uğrayacağı bilinemez. Ancak toplam çekirdeklerin zamana bağlı olarak bozunma olasılıkları, buna bağlı olarak da sayıları bulunabilir.

Bozunuma uğramış bir çekirdeğin gelecek bir saniye içindeki bozunma olasılığı  $\lambda$  ile gösterilir ve  $\lambda_1$  olarak alınır, istatistik kuramın temel varsayımı;  $\lambda$ 'nın zamandan ve mevcut diğer çekirdeklerin tip ve sayılarından bağımsız olmasını gerektirir. Bu durumda bir dt zaman aralığında her bir atomun bozunma olasılığı  $P(t)=\lambda \cdot dt$  ile verilir. Verilen bir t zamanında şayet N sayıda bozunuma uğramamış atom varsa, dt gibi küçük bir zaman aralığında bozunuma uğrayacakların sayısı;

$$dN = -\lambda N dt \quad (1.11)$$

olur. Bu eşitlikten anlaşılacağı üzere kısa bir dt süresindeki bozunma sayısı, bozunmamış atomların sayısıyla (N) ve dt zaman aralığıyla doğru orantılıdır. Eksi işareti, (t) arttıkça N'nin azaldığını göstermektedir. Bu takdirde bağıntı;

$$-\frac{dN}{N} = \lambda dt \quad (1.12)$$

şeklinde yazılıp, t = 0 iken radyoaktif atomların sayısı N<sub>0</sub> olduğu kabul edilerek integral alınır;

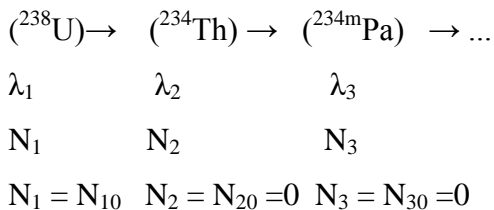
$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.13)$$

elde edilir. Burada N(t); t anındaki mevcut radyoaktif atomların sayısını  $\lambda$  ise radyoaktif çekirdeklerin bozunma ihtimalini veya kısaca bozunum sabitini ifade eder. Denklem (1.13)'teki radyoaktif atomların sayısı yerine aktivite (A) yazılırsa:

$$A = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = \lambda N \quad (1.14)$$

eşitliği elde edilir. Böylece bir örneğin aktivitesi; A, radyoaktif atomların sayısına (N) ve bozunma sabitine ( $\lambda$ ) bağlı bir niceliktir.

Herhangi bir t anında  $\lambda_i$  bozunum sabitiyle ürün çekirdeğe bozunacak ana çekirdek atom sayısı N<sub>i</sub> olsun. Ürün çekirdek atomlarının sayısı N<sub>2</sub> ile gösterelim. Bunlarda  $\lambda_2$  bozunum sabitiyle başka bir çekirdeğe bozunacaklardır.  $\lambda_3$  bozunum sabitiyle bozunacak çekirdeklerin sayısı ise N<sub>3</sub> olsun. Bunlara ilaveten t = 0 iken N<sub>1</sub> = N<sub>10</sub>, N<sub>2</sub> = N<sub>20</sub> ve N<sub>3</sub> = N<sub>30</sub> olduğu kabul edilirse, zincirleme radyoaktif parçalanma aşağıdaki gibi temsil edilebilir.



Aktivite, saniyedeki bozunma sayısı olduğuna göre;  $N_1(^{238}\text{U})$ ,  $N_2(^{234}\text{Th})$  ve  $N_3(^{234\text{m}}\text{Pa})$  çekirdekleri için;

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1 N_1 \quad (1.15)$$

$$\frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2 \quad (1.16)$$

$$\frac{dN_3}{dt} = \lambda_2 N_2 - \lambda_3 N_3 \quad (1.17)$$

bozunma eşitlikleri yazılır. Bu ifade  $N_1$ 'in bozunma hızını verir.

Denklem (1.16)  $N_2$  tipindeki nüklitlerin  $\lambda_1 N_2$  hızıyla üretildiklerini  $\lambda_2 N_2$  hızıyla bozduklarını göstermektedir. Denklem (1.17) ise  $N_3$  çekirdeklerinin üretim hızını verir.

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1 N_1 \quad (1.18)$$

eşitliğinin  $t=0$ ,  $N_1 = N_{10}$  şartlarıyla integrali alındığında;

$$N_1 = e^{-\lambda_1 t}$$

bu değer Denklem (1.16) da yerine konulduğunda;

$$\frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_{10} e^{-\lambda_1 t} - \lambda_2 N_2 \quad (1.19)$$

veya

$$\frac{dN_2}{dt} + \lambda_2 N_2 = \lambda_1 N_{10} e^{-\lambda_1 t} \quad (1.20)$$

elde edilir. Bu bağıntının her iki tarafı ile çarpılarak

$$e^{\lambda_2 t} \frac{dN_2}{dt} + \lambda_2 N_2 e^{\lambda_2 t} = \lambda_1 N_{10} e^{-\lambda_1 t} e^{\lambda_2 t} \quad (1.21)$$

veya

$$\frac{d}{dt} (N_2 e^{\lambda_2 t}) = \lambda_1 N_{10} e^{(\lambda_2 - \lambda_1)t} \quad (1.22)$$

bulunur. Bu eşitliğin integrali alındığında;

$$N_2 e^{\lambda_2 t} = \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} e^{(\lambda_2 - \lambda_1)t} + C \quad (1.23)$$

elde edilir. Buradaki C integral sabitinin değeri ve t = 0 da N<sub>2</sub> = N<sub>20</sub> = 0 değeri yerine konularak,

$$C = -\frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} \quad (1.24)$$

elde edilir. C'nin bu değeri Denklem (1.23)'de yerine konulup her iki taraf 'ye bölüldüğünde;

$$N_2 = \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) \quad (1.25)$$

olur. Benzer şekilde (1.18) bağıntısı t = 0 da N<sub>3</sub> = N<sub>30</sub> = 0 şartıyla çözümlerse,

$$N_3 = N_{10} \left[ 1 + \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\lambda_2 t} - \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\lambda_1 t} \right] \quad (1.26)$$

bulunur. Böylece (1.18), (1.25), (1.26) eşitlikleri yardımıyla herhangi bir t anında mevcut olan atomların sayısı bulunabilir. Bu eşitlikler, t = 0 da ve özel durumları için türetildi. Bundan sonra ve , t = 0 iken sıfır olmasalar bile N<sub>1</sub>, N<sub>2</sub> ve N<sub>3</sub> için genel bağıntılar aşağıdaki şekilde türetilebilirler.

$$N_1 = N_{10} e^{-\lambda_1 t} \quad (1.27)$$

$$N_2 = \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) + N_{20} e^{-\lambda_2 t} \quad (1.28)$$

$$N_3 = N_{30} + N_{20} (1 - e^{-\lambda_2 t}) + N_{10} \left( 1 + \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\lambda_2 t} - \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\lambda_1 t} \right) \quad (1.29)$$

şeklinde olacaktır. Denklem (1.27), Denklem (1.28) bağıntılarıyla örneğin; <sup>238</sup>U, <sup>234</sup>Th ve <sup>234m</sup>Pa nüklitlerinin zincirleme bozunma durumunda, A(<sup>238</sup>U) = λ<sup>1</sup>N<sup>1</sup>, A(<sup>234</sup>Th) = λ<sub>2</sub>N<sub>2</sub> ve A(<sup>234m</sup>Pa) = λ<sub>3</sub>N<sub>3</sub> aktivitelerinin zamanla değişimini verir [6].



## 2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR

F.A.Uğur ve ark. (2012), tarafından yapılan çalışmada yüksek fırın cürufunda doğal olarak meydana gelen radyonüklitlerin aktivite seviyeleri ve radyolojik etkilerinin incelenmesi üzerine bir çalışma yapılmıştır. Bu çalışmada yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörlü gama ışın spektrometresi kullanılmıştır. Yüksek fırın cürufu örneklerindeki  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  ortalama aktivite seviyeleri sırasıyla 152.4, 54.9 ve 183.1 Bqkg-1 olarak bulunmuştur.

C. Cambazoğlu ve ark. (2014), tarafından yapılan çalışmada Kilis ilinin farklı bölgelerinden alınan yüzey toprak örneklerinin  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  ortalama aktivite değerleri HPGe dedektörlü gama spektrometresi kullanılarak analiz edilmiş ve içeride ve dışarıda maruz kalınan radyolojik risklerin nedenleri değerlendirilmiştir. Örneklerdeki  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'un ortalama aktivite değerleri sırasıyla  $16\pm 2$ ,  $14\pm 2$  ve  $206\pm 20$  olarak bulunmuştur. Elde edilen aktivite sonuçları tablolanmış ve Türkiye ve diğer ülkelerden elde edilen bulgularla karşılaştırılmıştır. Bina materyali olarak bu toprakların kullanılmasından dolayı radyolojik risklerin yükselmesini değerlendirmek için incelenen örneklerin aktivite konsantrasyon indeksi, alfa indeksi, içerideki ve dışarıdaki dışsal olarak soğurulan gama doz oranı ve yıllık etkin doz oranı hesaplanmıştır.

H. Taskin, ve ark.(2009), tarafından gerçekleştirilen çalışmada Türkiye, Kırklareli için topraktaki radyonüklit aktivite yoğunluğu haritalandırılmış ve çevresel gama doz hızları değerlendirilmiştir. Artan yaşam boyu kanser riski hesaplanmıştır. Dış gama doz hızı, 230 örnekleme istasyonunda belirlenmiş ve toprak örnekleri 177 bölgeden alınmıştır. Bu kaynakların koordinatları, küresel koordinatlandırma sistemi (GPS) ile tespit edilmiştir. Dış gama doz hızları, eberline marka taşınabilir radyasyon ölçer (ESP-2) ile belirlenmiş ve ortalama dış gama doz hızı  $118 \pm 34$  nGy/saat olarak elde edilmiştir. Kırklareli'nin yıllık etkin gama dozu  $144 \mu\text{Sv}$  ve yaşam boyu kanser riski  $5.0 \times 10^{-4}$  olarak hesaplanmıştır. Toprak örnekleri gama spektroskopisi ile analiz edilmiştir.  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ 'nin ortalama aktivitesi sırasıyla  $37 \pm 18$  Bq/kg,  $28 \pm 13$  Bq/kg,  $40 \pm 18$  Bq/kg,  $8 \pm 5$  Bq/kg ve  $667 \pm 281$  Bq/kg olarak tespit edilmiştir. Kırklareli'nin ortalama radyonüklit yoğunluğu bazı aşırı değerlere rağmen

dünya ortalamasındadır. Yıllık etkin gama dozu ve kanser riski dünya ortalamasından daha yüksek bulunmuştur.

N. Khalifa Ahmed (2005) tarafından yapılan çalışmada Mısır'ın Qena şehrinde yaygın olarak kullanılan tuğla, çimento, alçı, seramik, mermer, kalker ve granit gibi inşaat malzemeleri rastgele toplanmıştır. Örneklerin radyoaktivite içerikleri gama spektrometrik ölçümler kullanılarak test edilmiştir. En yüksek  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktivite değerleri sırası ile  $205 \pm 83$  Bq/kg ve  $8.7 \pm 3.9 \times 10^2$  Bq/kg olarak mermerde,  $^{232}\text{Th}$  aktivite değeri ise  $118 \pm 14$  Bq/kg ile granitte ölçülmüştür. Farklı inşaat malzemelerindeki üç radyonüklitin ortalama konsantrasyonu  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  için sırasıyla  $116 \pm 54$ ,  $64 \pm 34$  ve  $(4.8 \pm 2.2) \times 10^2$  Bq/kg dir. Radyum eşdeğer aktivitesi ve çeşitli tehlike endeksleri radyasyon tehlikesini değerlendirmek için hesaplanmıştır. Radyum eşdeğer aktivitesinin maksimum değeri mermerde  $436 \pm 199$  Bq/kg'dır. Bu materyallerin en yüksek radyoaktivite seviyeleri ve havadaki doz hızları mermerde hesaplanmıştır.

M. Degerlier, G. Karahan ve G. Ozger (2008) ise çalışmalarında Adana çevresinde toprak yüzeyindeki doğal radyonüklitlerin konsantrasyonlarını, gama ışını spektrometrik yöntemi kullanarak HPGe detektör ile belirlemişlerdir.  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'nin ortalama aktivite konsantrasyonları sırasıyla 17.6, 21.1 ve 297.5 Bq/kg olarak bulunmuştur. Örnekleme noktalarında, yerden 1 metre yukarıda harici gama dozu ölçümleri, taşınabilir gama sintilasyon detektörü kullanılarak yapılmış, ortalaması 67 nGy/saat olarak belirlenmiş ve yıllık etkin doz 82  $\mu\text{Sv}$  olarak hesaplanmıştır.

F.A. Uğur ve ark. (2012) 'nın yaptığı çalışmada Osmaniye civarı ve içindeki farklı bölgelerden toplanan yüzey toprak örneklerindeki karasal (doğal) radyonüklitlerin (U-238, Th-232 ve K-40) dağılımı ve dışsal maruz kalmanın radyolojik sonuçlarını belirlenmiştir. Toprak örneklerindeki U-238, Th-232 ve K-40'ın aktivite konsantrasyonları sırasıyla  $10.4 \pm 0.7$  Bq/kg ortalama ile 2.6 ile 38.1 Bq/kg,  $12.2 \pm 0.7$  Bq/kg ortalamayla 3.7 ile 40.5 Bq/kg ve  $243.4 \pm 12.8$  Bq/kg ortalamayla 30.0-639.7 Bq/kg oranlarında bulunmuştur. Bu makalede bulunan radyonüklitlerin konsantrasyonları yer kabuğunun ortalama değerlerinin yanı sıra literatürde rapor

edilen Türkiye ile ilgili benzer çalışmalardan elde edilenlerle karşılaştırılmıştır. Aktivite konsantrasyonlarının sonuçları açık havada dış absorbe (soğurulan) gama doz oranı (GDR) ve yıllık etkin dozu (AED) belirlemek için kullanılmıştır. Dışarıdan soğurulan GDR  $22.4 \pm 9.5$  nGy/h ortalama ile 5.2 ile 53.6 nGy/h arasında değişiyor. Benzer olarak ortalama AED 0.03 mSv olarak bulunmuştur.

Ş. Turhan ve ark. (2012), Türkiye yüzey toprakları örneklerindeki karasal ve yapay radyonüklitlerin dağılımı üzerine çalışma yapmışlardır. Bu çalışmada Türkiye'nin 7 coğrafi bölgesinden toplanan 1031 tane toprak örneklerindeki  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  aktivite konsantrasyonları HPGe dedektörlü yüksek çözünürlüklü gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Toprak örneklerindeki  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  aktivite konsantrasyonları sırasıyla  $28.6 \pm 0.7$  Bq/kg ortalama ile 2.0 ile 220.0 Bq/kg,  $33.0 \pm 0.7$  Bq/kg ortalama ile 1 ile 158.6 Bq/kg,  $448.5 \pm 7.3$  Bq/kg ortalama ile 26.0 ile 1603.2 Bq/kg ve  $13.4 \pm 0.8$  Bq/kg ortalama ile 1.0 ile 357.0 Bq/kg arasında değişmiştir.  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  ortalama elementsel konsantrasyon değerleri sırasıyla 2.3 mg/kg, 8.1 mg/kg ve 1.4 mg/kg olarak bulunmuştur. Tüm yüzey toprak örnekleri için soğurulan gama doz oranı ve etkin doz oranı sırasıyla 51.9 nGy/h (4.7-234.3 nGy/h) ve 0.064 mSv/y (0.006-0.287 mSv/y) olarak değerlendirildi.

S. Kuan Lee, ve ark. (2009) tarafından yapılan çalışmada Malezya Perak'ın Kinta semtinde 2003 ile 2005 yılları arasında, doğal background radyasyonu ve radyoaktivite konsantrasyonu araştırılmıştır. Harici gama doz hızları 39 ile 1039 nGy/saat aralığında ölçülmüş ve ortalaması  $222 \pm 191$  nGy/saat olarak bulunmuştur.  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktivite konsantrasyonları yüksek çözünürlüklü koaksiyel HPGe detektör sistemi kullanılarak analiz edilmiştir.  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'nin aktivite konsantrasyonları sırasıyla, 12 ile 426 Bq/kg, 19 ile 1377 Bq/kg ve 19 ile 2204 Bq/kg aralığında gözlenmiştir. Radyonüklitlerin belirlenen aktivite konsantrasyonundan, soğurulan gama doz hızları hesaplanmıştır. Hesaplanan doz hızları ve ölçülen doz hızları iyi birer korelasyon katsayısına sahiptir ( $R=0.94$ ). Doğal radyoaktivitenin radyolojik tehlikesini değerlendirmek için, radyum eşdeğer aktivitesi, soğurulan gama doz hızı ve ortalama kirlilik ağırlıklı doz hızı hesaplanmıştır. Kinta mahallesi için bir izodoz haritası oluşturulmuştur.

J. Al-Jundi, B.A. Al-Bataina, Y. Abu-Rukah, H.M. Shehadech (2003) çalışmasında ise Amman Akabe ulusal otoyolu boyunca sekiz noktadan elde edilen topraklarda, doğal olarak meydana gelen karasal ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ) radyonüklitlerin, spesifik aktivitesi ve soğrulan doz hızı, HPGe gama ışını spektrometrisi kullanılarak belirlenmiştir. Toprak aktivitesi  $^{238}\text{U}$  için 22 ile 104 Bq/kg,  $^{232}\text{Th}$  için 21 ile 103 Bq/kg ve  $^{40}\text{K}$  için 138 ile 601 Bq/kg aralığındadır.  $^{238}\text{U}$ 'nun en yüksek değeri Al-hassa fosfat madeninden alınan örneklerde bulunmuştur. Bu çalışmada yıllık etkin doz eşdeğeri 40-151  $\mu\text{Sv}$  olarak verilmiştir. Ortalama değer UNSCEAR-2000 yayınında verilen bina içi radyasyon dozunun küresel değer aralığı içindedir.

O.O. Alatise, I.A. Babalola ve J.A. Olowofela (2008) tarafından yapılan çalışmada Nijerya'nın kıyı alanlarındaki topraklarda bazı doğal radyoaktif materyallerin, radyasyon seviyesi belirlenmiş ve radyonüklit dağılımı yapılmıştır. Toprak örneklerindeki doğal radyonüklitlerin radyoaktivite konsantrasyonu, yüksek çözünürlüklü, düşük backgroundlu yüksek saflıkla koaksiyel gama ışını detektörü ile analiz edilmiştir.  $^{40}\text{K}$ 'nin aktivitesi 111.9 ve 444.7 kBq/kg aralığında ve ortalama değeri 283.28 kBq/kg;  $^{226}\text{Ra}$ 'nın aktivitesi 23.24 ile 43.66 kBq/kg aralığında ve ortalama değeri 34.54 kBq/kg,  $^{232}\text{Th}$ 'nin aktivitesi 6.48 ile 12.79 kBq/kg aralığında ve ortalama değeri 9.17 kBq/kg olarak elde edilmiştir. NORM nedeniyle havadaki ortalama soğrulan doz hızı  $33.665 \pm 3.409$  nGy/saat olarak bulunmuştur. Korelasyon analizlerinde, beş kıyı eyaletinin tamamında her üç radyonüklit arasında pozitif bir ilişki olduğu gösterilmiştir.

H. Saleh ve M. Abu Shayeb (2014), Ma'an topraklarındaki doğal radyoaktivitesi Ürdün bölgesindeki çevresel radyoaktivite araştırmasını tamamlamak için hesaplandı. Topraklar 5 dağılım alanından toplandı. Toprakların kimyasal bileşimlerini belirlemek için XRF spektrometresi kullanıldı. Toplam alfa ve toplam beta aktivite ölçümleri sıvı sintilasyon sayıcı (LSC) kullanılarak yapılmıştır ve onların ortalama aktiviteleri sırasıyla  $11.74 \pm 5.90$  ve  $888.68 \pm 76.16$  Bq/kg olarak bulunmuştur. Gama yayan radyonüklitlerin aktivite konsantrasyonlarını ölçmek için yüksek saflıkta germanyum dedektörü kullanılmıştır.  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  ortalama spesifik aktivite değerleri sırasıyla  $57.7 \pm 5.4$ ,  $44.9 \pm 6.3$ ,  $18.1 \pm 1.4$  ve

138.1±40.8 Bq/kg olarak bulunmuştur. Havadaki ortalama soğurulan doz oranı 37.15±3.53 nGy/h ve yıllık etkin doz eşdeğeri 45.59±4.33 µSv/y olarak bulunmuştur.

A.I. Abd El-mageed ve ark. (2011) yapılan çalışmada Yemen'nin Juban şehri civarından toplanan kaya ve toprak örneklerindeki K-40, Ra-226, Th-232 ve Cs-137 atığının doğal radyoaktivitesi ölçülmüştür. Topraklardaki radyonüklitlerin konsantrasyonları HpGe dedektörlü gama ışın spektrometresi kullanılarak belirlenmiştir. Ra-226, Th-232 ve K-40 'ın ortalama radyoaktivite konsantrasyonları Bq/kg şeklinde ifade edilerek belirlendi. Granit, granitsi yapı taşı, silttaşı ve kumtaşı kayaları için konsantrasyonlar sırasıyla (53.6±4, 127±6.7, ve 1742.8±62 Bq/kg), (55±4, 121±6.6, ve 2341±78 Bq/kg), (212.8±8.7, 109 ±5.5, ve 32.4±4.7 Bq/kg), ve (32.1±3, 22.3±2.9 ve 190.9±15 Bq/kg) olarak bulunmuştur. Toprak için uygun bulunan değerler 44.4±4.5, 58.2±5.1, ve 822.7±31 Bq/kg bulunmuştur. İncelenen alandaki Cs-137 birikintisinin aktivite konsantrasyonu 0.1±0.1 ile 23.2±1.2 Bq/kg oranında olduğu not edilmiştir. Ayrıca alandaki örneklerin (kaya-toprak) doğal doğal radyonüklitlerin içerdiği radyolojik risk, radyum eşdeğer aktivitesi, toplam doz oranları, dış tehlike indeksi ve gama aktivite konsantrasyon indeksi hesaplanmıştır. Veriler tartışılmıştır ve literatürde verilen değerlerle karşılaştırılmıştır.

### 3.MALZEME VE YÖNTEM

#### 3.1. Yüksek Fırın Curufu

Gün geçtikçe daralan rezervler nedeniyle seramik endüstrisinde yüksek kaliteli hammaddelerin temini ve dolayısı ile kullanımı giderek zorlaşmaktadır veya kalitesiz hammaddeler kullanılmaktadır. Kalitesiz hammadde kullanımı yerine, üretim sonucunda elde edilen atık malzemeleri ya da diğer endüstri kollarından gelen ikincil hammadde olarak adlandırılan hammaddelerin yeniden kullanılabilceği yeni yöntemlerin geliştirilmesine yönelik çalışmalar durmadan artmaktadır [19].

Atıkların en verimli şekilde ekonomiye tekrar kazandırılması ve miktarlarının azaltılması hem ekonomik hem de çevre sorunları açısından oldukça önemlidir. Ancak, atıklar değerlendirilirken sadece ortadan kaldırılması düşünülmemeli aynı zamanda katma değeri yüksek olan alanlarda kullanılmalıdır. Örneğin; atık camların (cam şişeler, bardaklar, vb.) tek değerlendirme alanı tekrar cam üretiminde kullanılmasıdır. Bu tip bir geri dönüşüm bu atığın önemli bir özelliğinin gözardı edilmesidir. Cam üretiminde hammadde olarak kullanımının dışında faydası olmadığı gibi bazı atık camların renkli olmasından dolayı dezavantajı da vardır. Oysa, atık camlar yer karosu üretiminde kullanılırsa üretim sıcaklığı 1200°C'lerden 1000-1100oC'ye düşürülerek % 25 civarında bir enerji kazancı sağlanabilmektedir ki enerji tasarrufu cam üretiminde ucuz hammadde olan kuvars yerine kullanımından çok daha avantajlıdır [20,21]. Bir diğer örnek dökme demir endüstrisinden verilebilir. Dökümlerin yüzeyini temizlemek üzere püskürtülen çelik bilyaların döküm yüzeyinde oluşan çapak ve benzeri Fe içeren kısımları döküm kumu ile birlikte atık olarak açığa çıkmakta ve hiçbir şekilde değerlendirilmemektedir. Ancak bu atık % 70 civarında Fe içermekte ve tonu yaklaşık 1500-2000 dolar civarında olan ve seramik endüstrisinde kullanılan siyah ve kahverengi pigment üretiminde başarılı bir şekilde hematit hammaddesi yerine kullanılabilir [22]. Son yıllarda teknolojik gelişmelere paralel olarak, artan endüstriyel atıkların neden olduğu çevre kirliliğini önlemek ve aynı zamanda ucuz bir malzeme kaynağı olarak kullanmak amacıyla endüstriyel atıkların (demir çelik curufları, bor atıkları, termik santral külleri) çeşitli alanlarda değerlendirilmesine yönelik çalışmalar da hız kazanmıştır [23]. Farklı içeriğe sahip

curuflar, birçok değerli teknik özelliklere sahip değişik mikroyapılı ve minerolojik bileşimli kristalin cam malzemelerin [24] ve yer-duvar karolarının üretiminde kullanılmaktadır. Seramik ürünlerin üretiminde demir çelik curufu, bakır curufu, silisyumlu mangan curufu gibi atık malzemelerin kullanılabilmesi için kimyasal kompozisyonun uygun özellikte olması ve maliyeti düşürecek özelliklere sahip olması yapılacak çalışma için önemlidir.

Yüksek fırın curufları genelde metal filizlerinin fırınlarda arıtılması işleminin bir yan ürünü olarak ortaya çıkarlar. Demir cevheri yüksek sıcaklıkta eriyerek dökme (pik) demire dönüşürken demir çelik yüksek fırın curufları eriyik üzerinden sıyrılarak alınan suyla soğutulmuş atık maddelerdir [25]. Hava ile soğutulan curuflar, düşük soğuma oranı ile üretilen curuflardır. Bu curuflar bir çukur içerisinde katılaştırılır ve sık sık su spreyları ile soğutulur. Bu tür curufların en geniş kullanım alanları yol yapımları, demir yolu ballastlarıdır. Topaklama veya granüle curuflar, yüksek soğuma oranıyla üretilen curuflardır. Topaklama curuflar döner tambur üzerine sıvı curuf boşaltımı ile üretilirler (çoğu zaman su ile birlikte). Granüle curuf geniş su çukurunun içerisine direk sıvı curufun boşaltımı ile ya da curuf damlacıkları üzerine curufu kırarak şekilde basınçlı su spreyi yapılarak üretilirler. Hızlı soğuyan curuflar hava soğutmalı curufların kullanım alanlarına benzer alanlarda kullanılmasının yanı sıra çimento ve cam hammadesi olarak kullanılmaktadır [24]. Yüksek fırın curuflarının bileşimi farklı üreticiler için geniş bir aralıkta değişmektedir. Genel olarak, bileşimindeki ana bileşenler büyük oranda  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{CaO}$  ve  $\text{MgO}$  gibi cam yapıcı oksitlerdir. Endüstriyel atıklar içerisinde büyük gruplar oluşturan yüksek fırın curuflarının ekonomik değerlendirilmesine yönelik çalışmalar gelişmiş Batı ülkelerinde uzun yıllardan beri sürmektedir. Amerika Birleşik Devletleri'nde 12 milyon  $\text{m}^3$ 'den daha fazla curufdan cam seramik üretilmiş ve kullanılmıştır. Bu durumda, bir milyon dolardan daha yüksek değere sahip geleneksel hammaddelerin yerine endüstriye curufun girmesi ekonomik katkı sağlamaktadır. Amerika Birleşik Devletleri'nde demir ve çelik endüstrisi her yıl yaklaşık olarak 18 milyon  $\text{m}^3$  curuf üretmektedir. Buna karşılık, ülkemizde ise sadece Ereğli Demir Çelik'te yaklaşık 550.000 ton/yıl yüksek fırın curufu oluşmakta ve her yıl on binlerce ton curuf atığı demir çelik fabrikalarının içerisindeki ve/veya civarındaki alanlarda stoklanmasına

rağmen curufların deęerlendirilmesine ynelik alıřmalar istenilen dzeyde yapılmamıřtır.

Yksek fırın curufları kimyasal kompozisyonlarından dolayı fazlasıyla cama benzediđinden cam yığınında kullanıldıklarında cam oluřturma prosesinin etkisini artırmaktadır. Ancak curuf ierdiđi demir ve diđer kalıntı maddelerden dolayı koyu renkte rnler vermektedir. Dolayısı ile renginin aılması ve kaliteli hammadde haline getirilmesi iin uygun katkılar gerekmektedir [26].

### **3.2. Radyasyonun lm Yntemleri**

Nkleer radyasyonları tespit etmek iin kullanılan tm dedektrlerin temel alıřma ilkeleri benzer zelliklere sahiptir. Radyasyon (ıřıma) dedektre girer, dedektr materyalinin atomlarıyla etkileřip enerjisinin bir kısmını veya tamamını kaybeder ve atom yrngelerinden nispeten dřk enerjili elektronların salınmasına neden olur. Bu elektronlar toplanır ve analiz edilmek zere, elektronik devre tarafından ya akım ya da gerilim řekline dnřtrlr. Dedektr materyalinin seimi llecek radyasyon tipine ve hakkında mevcut bilgiye bađlıdır. Radyoaktif bozunmalar sonucunda salınan alfa paracıkları veya dřk enerjili nkleer reaksiyonlardan yayınlanan ykl paracıkların katılardaki maksimum menzili 100  $\mu\text{m}$ 'den kk olduđu iin ok ince pencerele dedektrler gereklidir.  $\beta$  bozunumlarında yayınlanan elektronlar iin bu kalınlığın 0,1 mm-1 mm aralıđında olması gerekirken,  $\gamma$  ıřınımı iin bu aralık daha fazladır ve hatta 5 cm kalınlıklı dedektrler yksek enerjili fotonları lmek iin yeterli olmayabilir [27].

Dedektrn seimi llmek istenen radyasyonun tr ve zelliklerine bađlı olarak deđiřmektedir. Her biri farklı fiziksel zellikte olduđu iin tm bu radyasyonları aynı anda lebilen bir dedektr mevcut deđildir; ancak biri veya birkaını aynı anda gzleyebilen dedektrler bulunmaktadır. Bu blmde iki tip dedektrden ve alıřma ilkelerinden bahsedilmektedir: Gazlı sayalar, sintilasyon dedektrleri (pırıldama) (tez alıřmasında kullanılan dedektr tipi) ve yarıiletken dedektrlerdir.



### **3.2.1. İyon Odası Dedektörü**

İyon odaları X,  $\gamma$  ısınları ve  $\beta$  parçacıkları ölçümünde kullanılırlar. Alçak radyasyon şiddetine duyarlı olmamakla beraber yüksek doz şiddetlerini ölçmede son derece yararlıdır. Çeşitli radyasyonları ayırt etme özelliği olmamakla beraber 60-300 Volt'luk çalışma aralığında etkindir. Gaz olarak genellikle atmosfer basıncında hava kullanılır.

### **3.2.2. Geiger-Müller Dedektörü**

GM detektörü 'Q-gazı' (%98 Helyum ve %1.3 Bütan) ile dolu bir tüpten oluşur. İyon odalarında olduğu gibi, oluşan birçok reaksiyon sonrası meydana gelen averaj akımı ölçmek yerine, detektör her bir etkileşimi kaydeder. Yani, tek bir iyonlaştırıcı olay GM tüp tarafından puls ya da sayım üretir. Prosesi başlatan orijinal iyon çiftlerinin sayısını dahi göz önüne almayarak bütün pulsları aynı büyüklükte üretir. Dolayısı ile GM sayacı radyasyon tiplerini veya enerjilerini ayırt edemez. Bu nedenle GM sayaçlarının çoğu dakika basına sayma (CPM) olarak kalibre edilir. GM sayaçları esas olarak, radyoaktif materyalin varlığını dedekte etmekte kullanılır, 900-1300 V'luk çalışma aralığında etkindir.

### **3.2.3. Orantılı Sayaçlar**

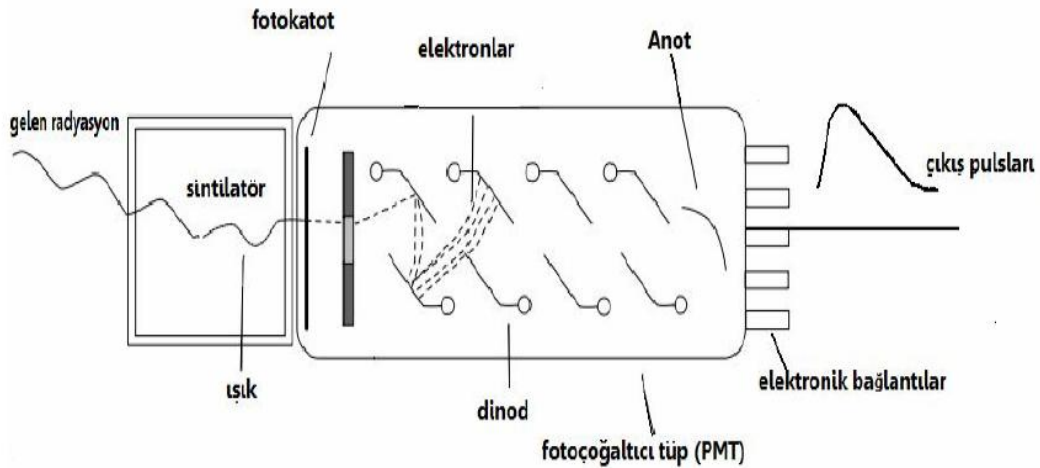
Çalışma voltajı orantılı bölgede olup, meydana gelen yüksek alan şiddeti ile anottaki yük miktarı, dolayısıyla voltaj pulsu büyür. Bu tip dedektörlerle;

1. Düşük enerjili X ve gama ısınları ölçülebilir,
2. İyon odasına açılan naylon veya mikalardan yapılmış ince pencere ile alfa parçacıklarının ölçümü yapılır.

Gazın çoğaltma faktörü 105-106 ve çalışma voltaj aralığı 1500-4000 V'tur. Orantılı cihazların radyasyonları ayırt etme özelliği vardır.

### 3.2.4. Sintilasyon Dedektörleri (Pırıldama)

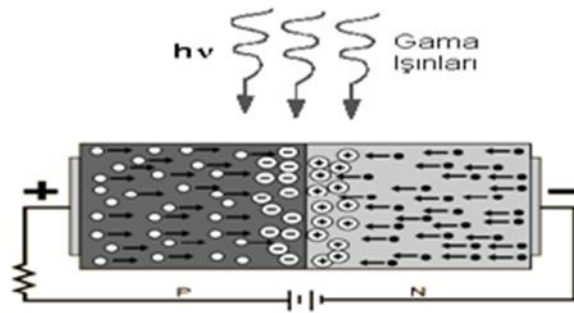
Elektrona verilen enerji onu ortamdaki yerinden koparmaya yeterli olmadığı zaman uyarılan elektron, tekrar eski haline dönerken görünür ışık yayar. Sintilasyon fosforlarının yaydığı ışık, foto çoğaltıcı tüpler tarafından toplanarak, voltaj pulsu haline getirilir. Meydana gelen pulsun büyüklüğü radyasyonun enerjisi ile orantılıdır. Bu dedektörler sayım ve aynı zamanda enerji ayırımı için kullanılır.



Şekil 3.1. Sintilasyon dedektör şeması

### 3.2.5. Yarı İletken Dedektörler

Silisyum (Si) ve Germanyum (Ge) gibi yarı iletken maddelerden yapılır. Bu dedektörler radyasyonun bu maddelerde oluşturduğu iyonizasyon ilkesi ile çalışırlar. Genellikle radyasyonun enerjisini ölçmek için kullanılırlar. [28].



Şekil 3.2. Yarıiletken Dedektör Şeması

### 3.2.6. Nötron Dedektörleri

Diğer radyasyonların ölçüldüğü sistemlerle (n, $\alpha$ ), (n,  $\beta$ ), (n,p) ve (n,  $\gamma$ ) reaksiyonları sonucunda oluşan ikincil iyonlayıcı ışınlar ölçülür. Nötron etkileşmesinden doğan izotopun kendisi radyoaktif olabileceğinden bu yöntem çoğunlukla indium, tantal ve altın plakaları bir araya getirerek kaza dozimetresinde kullanılır [28].

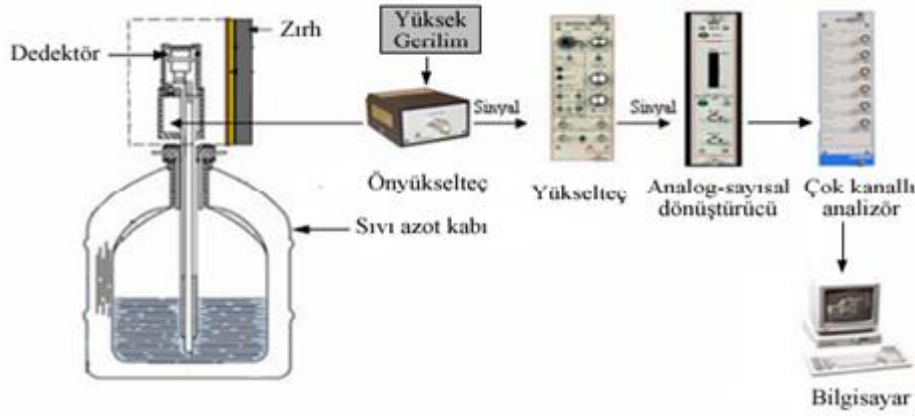
Bu çalışmada yöntem olarak yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörlü gama ışın spektrometresi kullanılarak Tosyalı Demir Çelik (Osmaniye) ve Yolbulan Demir Çelik (Osmaniye) fabrikalarından yan ürün olarak çıkan 15 adet yüksek fırın cüruf örneğinin radyoaktivite değerleri belirlenmiştir.

### 3.3. Gama Spektrometresi

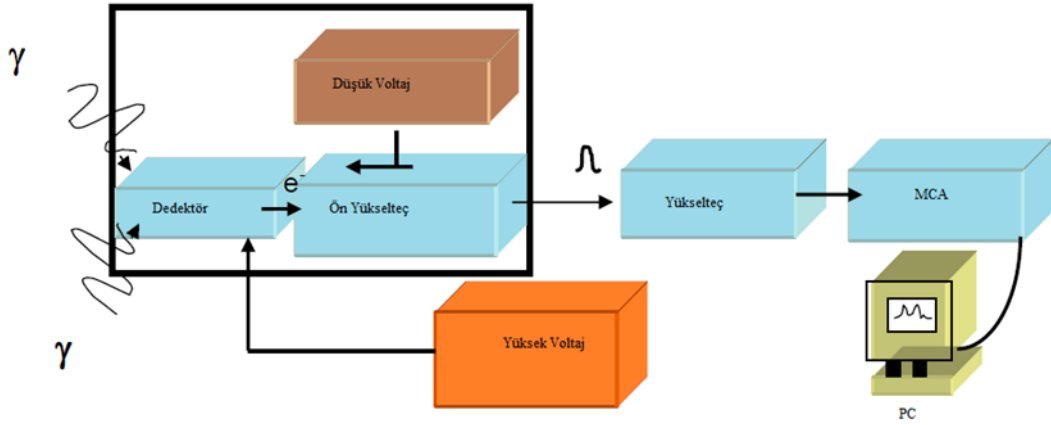
Çevresel örneklerdeki doğal radyoaktif serilere ait radyonüklitlerin belirlenmesi için birçok radyoanalitik yöntem kullanılmaktadır. Bunlardan en yaygın olanları; gama spektrometrisi, alfa spektrometrisi, sıvı sintilasyon sayımı ve orantılı sayaçlar ile  $\alpha$ - $\beta$  toplam sayımı gibi tekniklerdir. Sintilasyon NaI(Tl) dedektörü (verimi yüksek, çözme gücü düşük) ve yarı iletken (HPGe; verimi düşük, çözme gücü yüksek) dedektörlerin kullanıldığı gama spektrometrik yöntem, radyokimyasal ayırma işlemlerine gerek duyulmadan doğrudan, tahribatsız, hızlı ve radyonüklitleri aynı anda ölçme imkânı sağlamaktadır.

Yarı iletken dedektörler, negatif yük (elektron) veya pozitif yük (deşik) taşıyıcıları fazla olan n ve p tipi materyaller temas ettirilerek elde edilir. Ters besleme altında dedektörde, elektron ve deşikten arınmış bir hassas bölge oluşur. Dedektör veriminin yüksek olması için derin bir hassas bölge, derin hassas bölge elde etmek için de oldukça saf madde gerekir. Bir foton, eklem içinden geçtikçe, bir elektron, valans bandından iletim bandına yükseltilir ve elektron-deşik çifti üretilmiş olur. İçerideki elektrik alan, elektronları eklem pozitif, deşikleri de negatif tarafa doğru sürükler. Bu da bir sayıcı ile sayılabilen bir puls meydana getirir. Şekil 3. 2’de yarı iletken dedektörlerin basit şematik gösterimi görülmektedir. Yarıiletken dedektörlerin en yaygın kullanılanları, Ge(Li), Si(Li) dedektörleridir.

Gama spektrometresi, dedektör kristaline ulaşan gama ışınlarının enerjisiyle orantılı olarak oluşan pulsların bir önyükselteç ve yükselteçte işlendikten sonra elde edilen sinyalin analog sayısal dönüştürücüde (ADC) sayısal hale getirilmesi ve çok kanallı analizörün (MCA) hafızasında spektrum olarak kaydedilmesine imkân veren bir sistemdir. Yüksek saflıkta germanyum dedektörlü gama spektrometresi Şekil 3. 3’de gösterilmiştir [29].



Şekil 3.3. Yüksek Saflıktaki Germanyum Dedektörlü Gama Spektrometresi



Şekil 3. 4. Basit gama spektrometre sistemi

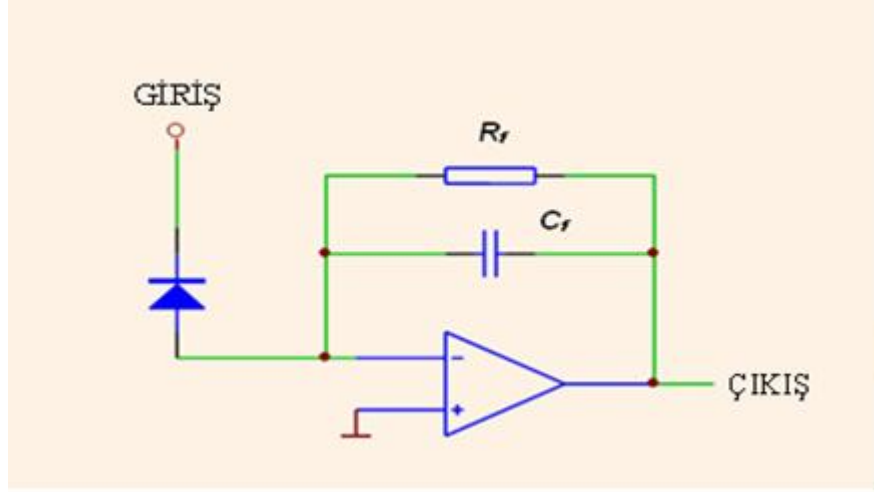
### 3.3.1. Yüksek Saflıkta Germanyum (HPGe) Yarı İletken Dedektörleri

Germanyum dedektörler, iç bölgesi iyonlaşmış radyasyona, özellikle x ışınları ve gama ışınlarına hassas olan P-i-N yapısında yarı iletken diyotlardır. Foton dedektörün boşaltılmış hacmi içerisinde fotonla etkileştiğinde yük taşıyıcıları üretilir ve elektrik alanla P ve N elektrotlarına sürüklenir. Gelen foton tarafından dedektörde depolanan enerji ile orantılı bu yük hassas ön yükselteç ile pulsa dönüştürülür.

Germanyum düşük bant aralığına sahip olduğu için bu dedektörler yük taşıyıcılarının ısısal üretimini (zıt sızıntı akımı) kabul edilebilir bir seviyeye azaltmak için soğutulmalıdır. Aksi takdirde, sızıntı akımın indüklediği gürültü dedektörün enerji çözünürlüğünü yıkar. 77 K sıcaklığa sahip sıvı azot bu tür dedektörler için yaygın soğutma ortamıdır. Dedektör LN2 kriostata yerleştirilen veya bağlanan vakum odasına monte edilmiştir. Böylece hassas dedektör yüzeyleri nem ve diğer bulaşmalardan korunur.

### 3.3.2. Ön yükselteç

Gama-ışınlarının dedektör ile etkileşmesi sonucunda oluşan yük ön yükselteç ile toplanır. Ön yükselteçte puls şekillendirmesi yapılmaz. Dedektöre yüksek empedans vererek yükselteç ve dedektör arasında bir empedans uyuşturucu olarak görev yapar. Ön yükselteçler akıma hassas, gerilime hassas ve yüke hassas olmak üzere farklı şekilde tasarlanabilirler. Yüksek çözünürlüklü gama spektrometresinde, genellikle kazancın dedektör kapasitansından bağımsız olmasından dolayı yüke hassas ön yükselteçler kullanılır (Şekil 3.4) [29].



Şekil 3.5. Yüke Hassas Ön yükseltecin Şematik Görünümü

Dedektörde oluşan yük, belirli bir süre boyunca  $C_f$  kapasitörü ile toplanır. Yük toplandıkça, kapasitördeki gerilim artar. Ön yükselteç girişini bir sonraki pulsa hazırlamak için  $R_f$  geri besleme direnci kapasitöre paralel olarak bağlanır. Bu şekilde yapılan ön yükselteçler direnç geri beslemeli ön yükselteç olarak adlandırılır. Çıkış pulsunun doğma zamanı hızlıdır (100–700 ns) ve dedektörün yük toplama özelliklerine göre çıkış pulsunun azalım zamanı uzundur. Azalım zamanı geri besleme devresinin  $R_f C_f$  çarpımı ile verilen zaman sabiti ile belirlenir. Direnç geri beslemeli ön yükselteçlerde iki önemli sorun vardır. Birincisi çıkış pulsunun azalım zamanının uzun olmasından dolayı art arda gelen pulsların üst üste binmesi diğeri ise  $R_f$  geri besleme direncinden kaynaklanan gürültüdür. Bu gürültüyü en aza indirmek için direnç değeri büyük seçilir [29].

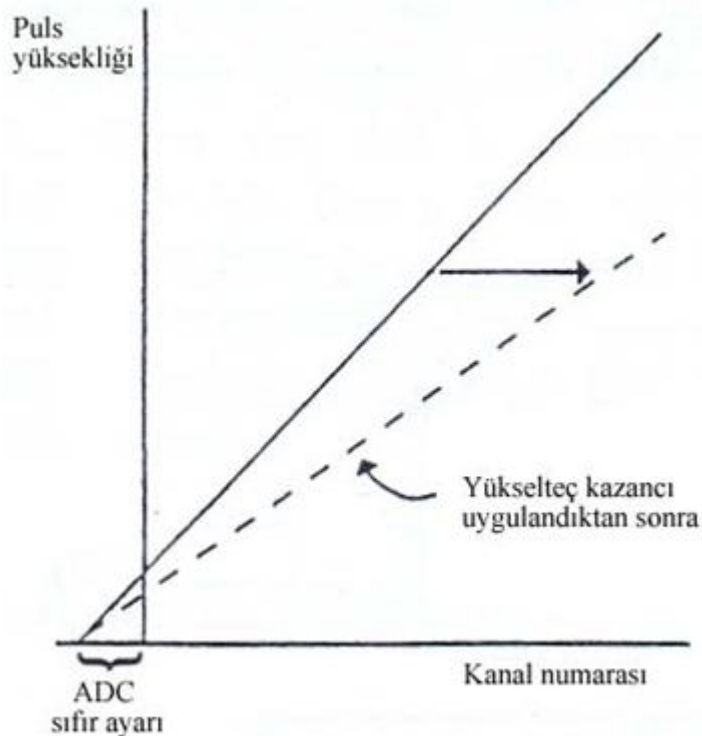
### 3.3.3. Yükselteç

Ön yükselteçten çıkan kuyruklu pulslar, puls yüksekliğinin ölçülmesi için uygun değildir. Bu kuyruklu pulslar yükselteç tarafından büyütülerek daha kısa doğma zamanlı ve çok daha hızlı azalım zamanı olan pulslara dönüştürülürler [27]. Şekillendirmenin istenmeyen etkilerini düzeltmek için, yüksek çözünürlüklü gama spektroskopisinde kullanılan yükselteçlerde sıfır-kutup düzeltmesi ve taban seviye düzeltmesi sağlanır.

### 3.3.4. Çok Kanallı Analizör

Dedektöre gelen gama-ışını enerjisiyle orantılı yükseklikte oluşan pulsların yükselteçte şekillendirilmesinden sonraki işlem bu pulsların çok kanallı analizörde yüksekliklerine göre sıralanmasıdır. Günümüzde 13 bit, 14 bit spektrum kaydetme hafızasına sahip çok kanallı analizörler nükleer spektroskopide yaygın olarak kullanılmaktadır.

Prensipte çok kanallı analizöre gelen pulsun yüksekliği ve bu puls yüksekliğine karşılık gelen kanal numarası arasındaki ilişki doğrusal olmalıdır (Şekil 3.6). Küçük genlikli gürültü pulslarının engellenmesi için, analog-sayısal dönüştürücü sıfır ayarı yapılmasına imkân verir. Çok kanallı analizörde integral ve diferansiyel olmak üzere iki farklı doğrusallık tanımlanır. İntegral doğrusallık, puls yüksekliği ve kanal numarası arasındaki doğrusallıktan sapmanın ölçüsüdür. Diferansiyel doğrusallık ise kanal genişliklerinin kararlılığını gösterir ve integral doğrusallığa göre daha hassastır [6, 29].



Şekil 3.6. Çok Kanallı Analizörde Kanal Numarası ve Puls Yüksekliği Arasındaki İlişki

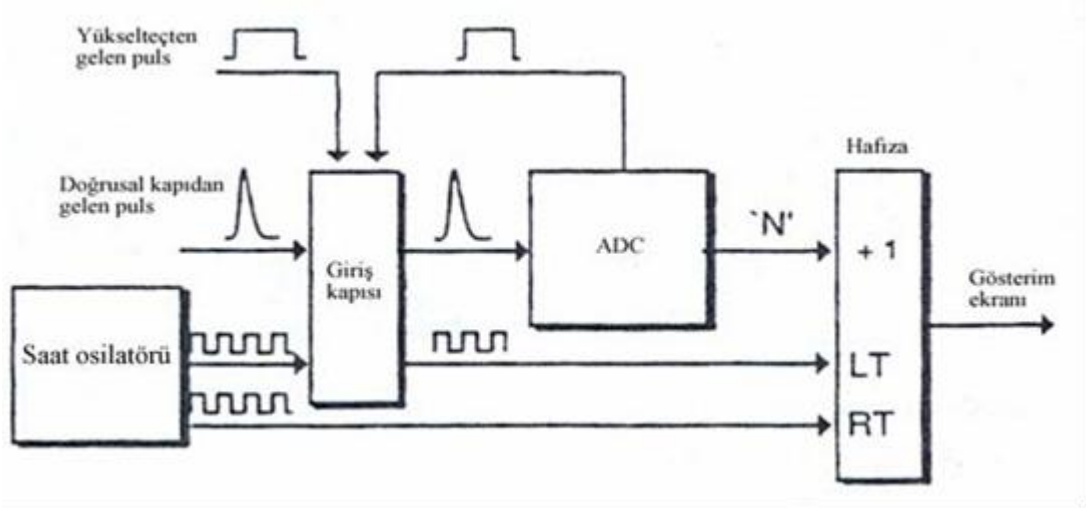
Spektrum kaydetme hafızası olarak da nitelenen çok kanallı analizörün kanal sayısı 16K'ya kadar çıkmaktadır. Bu hafıza aynı anda veya bölünerek kullanılabilir.

Spektrumun elde edilmesinde kullanılacak kanal sayısı dedektörün ayırma gücüne ve ilgilenilen enerji aralığına bağlı olarak seçilir. Genellikle germanyum dedektörlerde yarı yükseklikteki tam genişliğin,  $YYTG=4$  kanala eşit olduğu durum uygun kabul edilir. Germanyum dedektörlerde 1000 keV–1500 keV enerji aralığında  $YYTG=2$  keV olduğundan kanal başına 0,5 keV enerji karşı gelmektedir. Bu nedenle ilgilenilen enerji aralığı 2000 keV'den daha yüksek ise pratikte 4096 veya 8192 kanal seçilmesi gerekmektedir. Bu kanal sayısı, ilgilenilen enerji aralığı  $(keV)/YYTG(keV)] \times YYTG$  (kanal) ifadesinden belirlenir.

### **3.3.5. Analog Sayısal Dönüştürücü**

Enerji spektroskopisinde yükselteçten gelen çıkış pulsu (analog sinyal) ADC'de eşdeğer bir sayıya dönüştürülür. Her puls yüksekliklerine göre sıralanır ve uygun bir kanala gönderilir (Şekil 3. 7). ADC tarafından kontrol edilen bir giriş kapısı bir önceki pulsun sayısallaştırılması sırasında ADC'ye puls gelmesini engeller. ADC, meşgul olmadığı süre boyunca giriş kapısını açık tutacak mantık pulsu sağlar. Giriş kapısının açık olduğu süre, bu kapıya yönlendirilen saat osilatörü pulsları ile ölçülür. Bu pulsların sayısı sistemin aktif kaldığı sürenin (live time, LT) ölçüsüdür. Giriş kapısına gönderilmeyen saat osilatörü pulslarının sayısı ise geçen gerçek süreyi (real time, RT) belirler. Şekil 3. 5'deki sistemin puls işlemediği süreye ise ölü zaman (DT) denilir ve  $DT= RT-LT$  ifadesinden hesaplanır [6, 29].





Şekil 3.7. Analog Sayısal Dönüştürücünün Şematik Görünümü

### 3.3.6. ADC Ayırma Gücü

Kullanılabilecek toplam kanal sayısıdır. Genelde m-bit ADC,  $2^m$  tane kanalı ifade eder. Örneğin 13 bit ADC, 8192 kanalı kaplayacak şekilde bir dönüşüm yapar. Germanyum dedektörlerle kullanılan sistemlerde genellikle 16384 (6K), 8192 (8K) veya 4096 (4K) kanal bulunur. Ayırma gücü,  $[\text{İlgilenilen enerji aralığı (keV)} / \text{ADC kanal sayısı}]$  ifadesinden hesaplanır.

### 3.3.7. ADC Dönüşüm Kazancı

Herhangi bir spektrumun elde edilmesinde kullanılan kanal sayısıdır. Sistemin ayırma gücü 16384 kanal olmasına rağmen, sadece 4096 kanal spektrumda kullanılabilir, bu durumda dönüşüm kazancı 4096 olacaktır ve 0-10V aralığındaki pulslar 1-4096 arasındaki kanallarda kaydedilecektir. Spektroskopi uygulamalarında üç tip ADC kullanılır. Bunlar 1) Wilkinson tipi ADC, 2) Sabit dönüştürme zamanlı ADC ve 3) Ayraçları paralel bağlı (flash tipi) ADC'dir. Nükleer spektroskopi uygulamalarında yaygın olarak ilk iki tip ADC tercih edilir [29].

### 3.4. Gama Spektrometrik Analizler

Ölçümler; Çizelge 3.1’de özellikleri verilen bir kuyu tipi HPGe dedektör (Canberra GX5020) ile yapılmıştır. Dedektör, ortamdaki doğal fon radyasyonunun etkisini en aza indirmek için Canberra Model 747 zırhı ile zırhlanmıştır. Zırh 9,5 mm kalınlığındaki çelik iskelet içinde 100 mm kalınlığında kurşundur. Ayrıca zırhın iç kısmı 72–88 keV enerji aralığındaki Pb X-ışınlarını önlemek amacıyla 1 mm kalınlığında Cd ve Cd X-ışınlarını (24–28 keV) önlemek için 1,6 mm kalınlığında Cu ile kaplanmıştır. Zırhın taban kısmında halka şeklinde bir kurşunla kapatılmış 11,4 cm çapında boşluk vardır. Bu boşluktan dikey geometrili kriyostat ve dedektör kabloları geçmektedir. Zırh içindeki saçılan radyasyonu en aza indirmek için dedektör zırhın merkezine yerleştirilmiştir. Azot soğutması için 50 L hacminde, çift duvarlı (vakumlu) bir sıvı azot kabı kullanılmıştır [6].

Çizelge 3.1. Yüksek Safılıkta Germanyum Dedektörün Özellikleri.

Dedektör modeli	Canberra HPGe Detector
Bağlı verim	%50
Enerji ayırma gücü ve pik/Compton oranı <sup>60</sup> Co’ın 1332,5 keV enerjideki yarı maksimumdaki tam genişliği	1,94 keV ve 69.8:1
Dedektör geometrisi ve kristal tipi	Kapalı uçlu, eş eksenli ve p-tipi Ge
Çapı ve yüksekliği	65.5 mm ve 62.5 mm
Pencere malzemesi, kalınlığı	Al, 1 mm ve 15,9 cm <sup>2</sup>
Pencereden uzaklık	5 mm
Kriyostat ve azot kabı	Dikey geometrili

### 3.4.1. Pik Alanı Hesabı

Tek pikin net alanı;

$$S = G - B \quad (3.1)$$

ile elde edilir. Burada;

S: Net pik alanı,

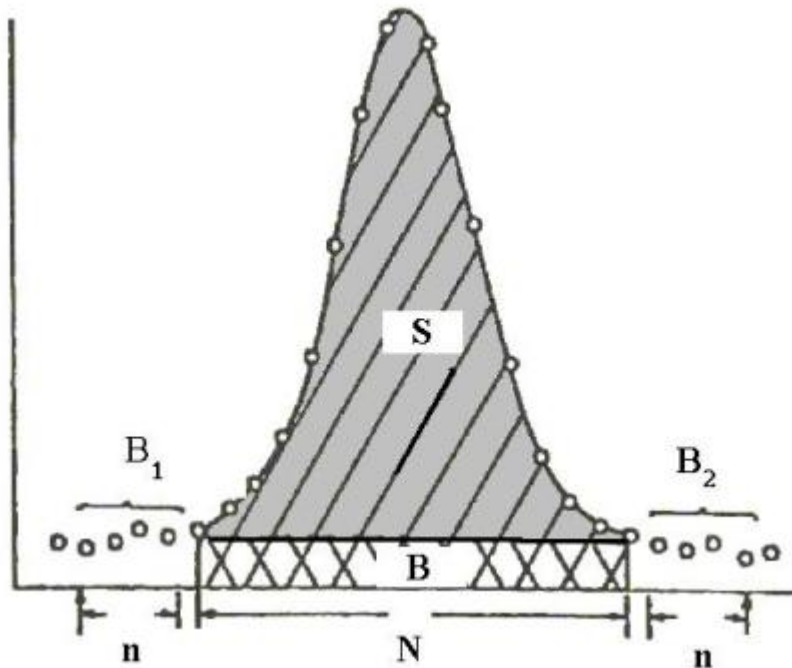
G: İlgili bölgedeki toplam sayım sayısı,

B: Doğal fondur.

Şekil 3.8.'ta gösterilen pikte B alanı,

$$B = \left( \frac{N}{2n} \right) (B_1 + B_2) \quad (3.2)$$

eşitliğinden elde edilir.



Şekil 3.8. Pik Alanı Hesabı

Burada ;

N: İlgili pikteki kanalların sayısı,

n: Pikin sağındaki ve solundaki doğal pik kanal sayısı

$$B_1 = \left( \sum_{a=x_1}^{x_1+n-1} x_a \right) / n \quad \text{fotopikin sol tarafındaki doğal fon sayımının ortalaması,}$$

$$B_2 = \left( \sum_{a=x_2-n+1}^{x_2} x_a \right) / n \quad \text{fotopikin sağ tarafındaki doğal fon sayımının}$$

ortalaması,

Net pik alanındaki belirsizlik Şekil 3.6.'de gösterilen bir fotopik için aşağıdaki formülle hesaplanır.

$$\sigma = \sqrt{G + \left( \frac{N}{2} \right)^2 \frac{(B_1 + B_2)}{n}} \quad (3.3)$$

$\sigma$  : Standart sapma

G: Pikteki toplam alan (sayım)

N: İlgilenilen pikteki toplam kanal sayısı

n: Seçilen uç kanal sayısı (4 veya 2)

B1 ve B2 daha önce tanımlanmıştı. Hesaplanan pik alanındaki sayım istatistiğini yeterli derecede vurgulamak için, “yüzde hatası” aşağıdaki formülle hesaplanır:

$$\%Hata = m\sigma / NP \quad (3.4)$$

NP: Pik alanı

$\sigma$  : Standart sapma

m: Güven katsayısı

### 3.4.2. Standartla Karşılaştırma Yöntemi

Örneklerin aktivitelerinin hesaplanması için alternatif ve güvenilir bir yöntem de, standartla karşılaştırma yöntemidir. Bu yöntemde göre, örnekleri ölçeceğimiz geometri ile aynı geometride daha önceden aktivitesi bilinen aktif uranyum, toryum ve potasyum standartları ölçülür, sayım hızları bulunur ve gama spektrumları elde edilir. Daha sonra aynı geometride hazırlanan örnekleri her biri en az 86.000 saniye sayım süresi olacak şekilde ölçülür. Standardın aktivitesi bilindiği için sayım hızları oranından örneklerin aktivitesi kolaylıkla, daha güvenli bir şekilde hesaplanabilir. Spektrumlar ilgili radyonüklitler analizörde seçilerek, bilgisayar ortamına transfer edilmiş, bilgisayar ortamında sayım hızları hesaplanan örnekler standartların sayım hızlarıyla oranlanarak her örneğin özgül aktivitesi hesaplanmıştır.

Bu yöntemin en önemli avantajı, sayım hızları oranlanırken dedektör verimlerinin birbirini yok etmesi ve bunun sonucunda da verime bağlı hataların ortadan kalkmasıdır [6,29].

As: Standardın aktivitesi.

Ax: Örneğin aktivitesi.

ms: Standardın kütlesi.

mx: Örneğin kütlesi.

ts: Standardın sayım süresi.

tx: Örneğin sayım süresi.

$\epsilon$  : Dedektör verimi.

$f_\gamma$  : Gama yayınlanma olasılığı.

Sayım / t = Sayım hızı olarak gösterilirse standardın aktivitesi;

$$A_s = \frac{(\text{Sayım})_s / t_s}{\epsilon f_\gamma m_s} \times 1000 \quad (3.5)$$

$$A_x = \frac{(\text{Sayım})_x / t_x}{\epsilon f_\gamma m_x} \times 1000 \quad (3.6)$$

İki bağıntı birbirine oranlandığında;

$$\frac{A_s}{A_x} = \frac{\frac{(\text{Sayım})_s / t_s \times 1000}{\epsilon f_\gamma m_s}}{\frac{(\text{Sayım})_x / t_x \times 1000}{\epsilon f_\gamma m_x}} \quad (3.7)$$

$$\frac{A_s}{A_x} = \frac{(\text{Sayım})_s t_x m_x}{(\text{Sayım})_x t_s m_s} \quad (3.8)$$

elde edilir. (Sayım/t) = sayım hızı olduğuna göre, ifade yeniden düzenlendiğinde;

$$\frac{A_s}{A_x} = \frac{(\text{Sayım})_s}{t_s} \times \frac{t_x}{(\text{Sayım})_x} \times \frac{m_x}{m_s} \quad (3.9)$$

$$A_s/A_x = (\text{Sayım hızı})_s m_x / (\text{Sayım hızı})_x m_s \quad (3.10)$$

Buradan  $A_x$  çekilirse;

$$A_x = A_s (\text{Sayım hızı})_x m_s / (\text{Sayım hızı})_s m_x \quad (3.11)$$

elde edilir [6,29].

Çizelge 3. 2, Çizelge 3. 3, Çizelge 3. 4'de bu metotta kullanılan radyoaktif standartlar verilmiştir. Çizelge 3. 5'da standartların kütle ve sayım süreleri verilmiştir.

Çizelge 3.2. IAEA/RGU-1 (Uranyum Standardı)

Element	Değişim
Uranyum	400± 2 µg/g
Toryum	1 µg/g'dan daha az
Potasyum	20 µg/g'dan daha az

Çizelge 3.3. IAEA/RGTh-1 (Toryum Standardı)

Element	Değişim
Toryum	800± 16 µg/g
Uranyum	6,3± 0,4 µg/g
Potasyum	0,02± 0,01 µg/g

Çizelge 3.4. IAEA/RGK-1 (Potasyum Standardı)

Element	Değişim
Potasyum	44,8± 0,3 %
Uranyum	0,001 µg/g'dan daha az
Toryum	0,01 µg/g'dan daha az

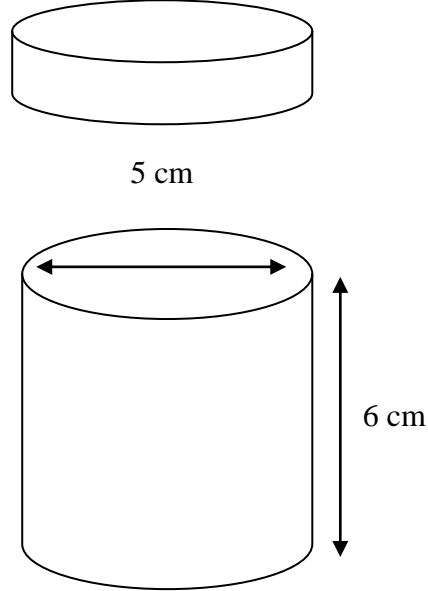
Çizelge 3.5. Standartların Kütle ve Sayım Süreleri.

	IAEA RGU-1	IAEA RGTH-1	IAEA RGK1	IAEA Soil-375
Sayım Süresi	24154,3	25804,65	5331,525	1309,37
Kütle (g)	130,1	133,6	178,6	172,7302

### 3.5. Örneklerin Toplanması ve Analize Hazırlanması

Tosyalı ve Yolbulan Demir Çelik Fabrikalarında yan ürün olarak üretilen yüksek fırın cürufu yığınının her biri 0,5 kg olan 15 örnek alınıp torbalara konulmuştur. Bu örnekler Çukurova Üniversitesi Fizik Bölümü Gülten Günel Nükleer Fizik Araştırma Laboratuvarı'nda ilk olarak elenmiş sonra fırında 110 °C sıcaklıkta 24 saatte kurutulmuştur. Tekrar elenen örnekler daha önceden aynı geometride spektrometrelerin kalibre edildiği plastik kaplar Şekil 3. 9. içerisine konularak hassas terazide tartılmıştır.

Daha sonra kapların sızdırmazlığı sağlanarak Ra-226 ve onun ürün çekirdeği olan Rn-222 arasındaki kalıcı dengeyi oluşturmak için 4 hafta bekletilmiştir ve böylece numuneler radyoaktivite ölçme işlemine hazır hâle getirilmiştir.



Şekil 3.9. Kalibrasyon ve Ölçümler için Kullanılan Plastik Örnek Kabı.

### 3.6. Ölçme İşlemi

Örneklerin aktivitesinin ölçümü iki farklı yöntemle yapılmıştır. Birinci yöntemde örnekler gama spektrometresinde verim kalibrasyonu yapılarak doğrudan ölçmeyle, plastik örnek kaplarında her biri 86.000 saniye sayım süresince spektrumları kaydedildi. Sayım sonuçları çok kanallı analizöre aktarılarak ilgili pikler seçilmiş sonra spektrum verileri bilgisayar ortamına aktarılarak radyonüklitlerin aktiviteleri hesaplanmıştır.

İkinci yöntemde örnekler standartla karşılaştırma yöntemiyle ölçülmüştür. Bu yöntemde önce aktiviteleri bilinen aktif uranyum, toryum, potasyum ve soil-375 standartları ölçüm yapılacak geometriye göre hazırlanarak dedektöre uygun geometride yerleştirilmiş ve gama spektrumları elde edilmiştir. Standartların sayım hızları bulunmuş sonra aynı geometride hazırlanan 15 örneğin her biri için 86.000 saniye sayım süresi uygulanmıştır.



Spektrumlarda ilgili radyonüklitler analizörde seçilerek, bilgisayar ortamına transfer edilmiş, bilgisayar ortamında sayım hızları hesaplanan örnekler standartların sayım hızlarıyla oranlanarak her örneğin özgül aktivitesi hesaplanmıştır.

Bu yöntemin en önemli avantajı, sayım hızları oranlanırken dedektör verimlerinin birbirini yok etmesi ve bunun sonucunda da verime bağlı hataların ortadan kalkmasıdır.

Cüruf numunelerinin analizinde Ra-226 aktivitesi için;  $185,7(^{235}\text{U})+186,2(^{226}\text{Ra})$  keV' lik fotopiki,  $^{214}\text{Pb}$ ' ün 295,2 keV' lik fotopiki,  $^{214}\text{Pb}$  'ün 351,9 keV' lik fotopiki,  $^{214}\text{Bi}$ 'ün 609,3 keV' lik fotopiki ve  $^{214}\text{Bi}$ 'ün 1764,5 keV' lik fotopiki kullanılmıştır. Th-232 aktivitesi için;  $^{208}\text{Tl}$ ' in 583,2 keV' lik fotopiki ve  $^{228}\text{Ac}$ 'un 911,2 keV' lik fotopiki kullanılmıştır.  $^{40}\text{K}$  aktivitesi için 1460,8 keV' lik fotopik kullanılmıştır. Bu ölçüm sisteminin minimum ölçülebilir aktivitesi aşağıdaki formülle hesaplanmıştır:

$$MDA = \frac{1.64\sigma_{N_B}}{\varepsilon.P.t.w} \quad (3.12)$$

Burada MDA Bqkg<sup>-1</sup>(güvenilirlik seviyesi %95),  $\sigma_{N_B}$  ilgilenilen bölgede fonun standart sapması ve fon spektrumu için sayımların sayısının kareköküne eşittir,  $\varepsilon$  dedektörün mutlak verimi, P gama bozunumunun mutlak yayılım olasılığı, t saniye cinsinden ölçüm süresi ve kilogram cinsinden kurutulmuş örneğin ağırlığıdır.

## 4. BULGULAR VE TARTIŞMA

### 4.1. Ölçülebilir en düşük aktivite değerinin hesaplanması

Curuf örneklerine ilişkin ölçülebilir en düşük aktivite (ÖEA) değerleri aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplanmıştır [31].

$$\text{ÖEA (Bq kg}^{-1}\text{)} = \frac{F_C \cdot \sigma_{NB}}{\varepsilon \cdot P \cdot t \cdot w} \quad (4.1)$$

Burada  $F_C$  istatistiksel kapsam faktörü (%95 güvenilirlik seviyesinde, 1,64 olarak alınmıştır),  $\sigma_{NB}$  ise ilgilenilen fotopiklerin arka fondaki (background) standart sapması (arkafon spektrumunda ilgilenilen her bir fotopikteki net sayım değerlerinin karekökü),  $\varepsilon$  HPGe dedektörünün mutlak verimi,  $P$  bozunum başına gama yayınlanma ihtimali,  $t$  ölçme süresi (s) ve  $w$  kütlesi (kg) dir. Tosyalı ve Yolbulan fabrikalarından temin edilen curuf örneklerindeki  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  radyonüklitlerine ilişkin ortalama ÖEA değerleri sırasıyla, 0,8, 1,3 ve 2,7 Bq kg<sup>-1</sup> ve 0,7, 1,2 and 2,8 Bq kg<sup>-1</sup> olarak hesaplanmıştır.

### 4.2. Curuf örneklerindeki $^{226}\text{Ra}$ , $^{232}\text{Th}$ ve $^{40}\text{K}$ aktivite derişim değerleri mutlak yöntem ile elde edilen aktivite derişim değerleri

$^{226}\text{Ra}$  ile  $^{222}\text{Rn}$  arasındaki kalıcı dengeyi sağlamak için dört hafta bekletilen curuf örneklerindeki  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktivite derişim değerleri, aynı geometrideki RGU, RGTh ve RGK standartlarından elde edilen veriler ve Eş. 3.10 kullanılarak hesaplanmıştır. Tosyalı ve Yolbulan fabrikalarından temin edilen curuf örneklerindeki  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktivite derişim değerleri sırasıyla Çizelge 4.1'de verilmektedir.

Çizelge 4.1. Tosyalı ve Yolbulan Fabrikaslarından temin edilen curuf örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktivite derişim değerleri

Örnek	Aktivite Derişimi ( $\text{Bq kg}^{-1} \pm 1\sigma$ )		
	$A_{\text{Ra}}$	$A_{\text{Th}}$	$A_{\text{K}}$
1	$8,8 \pm 1,1$	$6,3 \pm 1,6$	$18,1 \pm 1,8$
2	$15,7 \pm 1,6$	$11,8 \pm 2,8$	$152,3 \pm 6,5$
3	$49,1 \pm 3,6$	$3,6 \pm 0,4$	$24,6 \pm 3,1$
4	$13,7 \pm 3,7$	$9,8 \pm 0,6$	$137,3 \pm 6,5$
5	$20,2 \pm 2,1$	$10,0 \pm 2,8$	$154 \pm 5,4$
6	$80,1 \pm 3,4$	$4,5 \pm 1,8$	$43,3 \pm 3,6$
7	$123,7 \pm 4,2$	$10,1 \pm 3,7$	$142,5 \pm 5,7$
8	$136,2 \pm 2,9$	$4,9 \pm 1,7$	$104,3 \pm 5,6$
9	$150 \pm 4,4$	$7,5 \pm 3,2$	$148,4 \pm 6,7$
10	$124,7 \pm 4,3$	$10,1 \pm 5,7$	$142,5 \pm 6,9$
11	$130,3 \pm 3,7$	$4,1 \pm 1,1$	$141,7 \pm 7,1$
12	$134,8 \pm 2,9$	$35 \pm 1,8$	$199,8 \pm 2,9$
13	$220,2 \pm 7,1$	$5,4 \pm 4,6$	$243,5 \pm 11,8$
14	$179,3 \pm 7,3$	$329 \pm 3,1$	$251,5 \pm 12,7$
15	$158,4 \pm 4,7$	$9,4 \pm 2,7$	$185,2 \pm 6,9$
Ortalama	$96,6 \pm 6,2$	$30,77 \pm 2,6$	$139,27 \pm 0,7$

### 4.3. Radyum Eşdeğer Aktivite

Yapı malzemesi numunelerindeki doğal radyonüklitler düzgün dağılımlı olmadıklarından, bu radyonüklitlerden kaynaklanan radyolojik tehlikeleri hesaba katmak ve  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'un aktivite derişim seviyesini temsil etmek amacıyla radyum eşdeğer (Raeq) aktivite indisi türetilmiştir [32]. Raeq aktivite derişimi (veya indisi), aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplanmaktadır.

$$Ra_{eq} = A_{Ra} + \left(\frac{10}{7}\right) \cdot A_{Th} + \left(\frac{10}{130}\right) \cdot A_K \quad (4.2)$$

Burada,  $A_{Ra}$ ,  $A_{Th}$  ve  $A_K$  yapı malzemelerindeki  $^{226}Ra$ ,  $^{232}Th$  ve  $^{40}K$ 'in sırasıyla, Bq kg-1 cinsinden aktivite derişimidir. OECD-NEA tarafından 1979 yılında yayımlanan raporda, ev ve işyeri binalarında kalıcı olarak kullanılmak amacıyla üretilen malzemelere yönelik olarak  $Ra_{eq}$  aktivite derişimi için 370 Bq kg-1, müsaade edilen en büyük değeri olarak belirlenmiştir.  $Ra_{eq}$  aktivite derişiminin, bu değere eşit veya küçük olması durumunda, yapı malzemelerindeki radyonüklitlerin sebep olduğu dış ışınlamadan kaynaklanan yapı içi yıllık etkin doz değerinin 1,5 mSv'in altında olacağı kabul edilmiştir.

#### 4.4. Harici ve Dahili Aktivite İndisleri

Yapı malzemelerinden kaynaklanan yapı içi gama radyasyon dozuna;  $^{226}Ra$ ,  $^{232}Th$  ve  $^{40}K$  gibi birden daha fazla radyonüklit katkıda bulunduğundan dolayı, bu radyonüklitleri içeren malzemelerin özgül aktivitelerini karşılaştırmak ve uygulama sınırının aşılp aşılmadığını değerlendirmek amacıyla aktivite indislerinin türetilmesi gereği ortaya çıkmıştır. Aktivite indisinin türetilmesinde, malzemenin tipi ve yapı içindeki miktarı dikkate alınmalıdır. Duvarların kalınlıkları, kapı ve pencerelerin yerleri ve radyonüklitlerin düzgün dağılım göstermesi, farklı doz hızı dağılımlarını oluşturabilir. Bu yüzden farklı modeller kullanılarak farklı indisler elde edilebilir. Bugüne kadar aktivite derişim indisi veya gama indisi ( $I_\gamma$ ), temsili (tipik) seviye indisi ( $I_{\gamma r}$ ) ve harici indis ( $H_{ex}$ ) olarak isimlendirilen bir çok aktivite indisi teklif edilmiştir [30, 33, 34, 35].

Bu çalışmada, Avrupa Komisyonu (AK) tarafından 1999 yılında yayımlanan raporda, tavsiye edilen aktivite derişim indisi dikkate alınmış ve raporda açıklandığı gibi hesaplanmıştır (EC (European Commission), 1999). Aktivite derişim indisi, ev ve işyeri binalarında kalıcı olarak kullanılmak amacıyla üretilen malzemeler için aşağıda eşitlik kullanılarak hesaplanmaktadır.

$$I\gamma = \frac{A_{Ra}}{300 \text{ Bq kg}^{-1}} + \frac{A_{Th}}{200 \text{ Bq kg}^{-1}} + \frac{A_K}{3000 \text{ Bq kg}^{-1}} \quad (4.3)$$

Burada,  $A_{Ra}$ ,  $A_{Th}$  ve  $A_K$  yapı malzemelerindeki  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın sırasıyla, Bq kg-1 cinsinden aktivite derişimidir. Aktivite derişim indisi, doz sınırına, malzemenin yapı içinde kullanılma şekline ve miktarına bağılı olarak Çizelge 4.2'da verilen deęerleri aşmamalıdır.  $I\gamma \leq 1$  olduęu durumlarda, yapı malzemesi herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilir.

Çizelge 4.2. Doz ölçütünün kontrolüne yönelik aktivite derişim indisi deęerleri

Doz ölçütü	0,3 mSv y <sup>-1</sup>	1 mSv y <sup>-1</sup>
Yapısal malzemeler (beton, tuęla, vb.)	$I \leq 0,5$	$I \leq 1$
Yüzeysel olarak ve sınırlı kullanıma sahip dięer malzemeler (kiremit, vb.)	$I \leq 2$	$I \leq 6$

Bu çalışmada Tosyalı ve Yolbulan fabrikasından saęlanan curuf numunelerinin ortalama  $I\gamma$  deęeri  $0.54 \pm 0.06$  olarak hesaplanmıřtır. Bu durumda Tosyalı ve Yolbulan fabrikalarının curuf numunelerinin  $I\gamma \leq 1$  olduęu için yapı malzemesi olarak kullanılması, herhangi bir radyolojik risk oluřturmamaktadır.

Uranyum-radyum serisinden radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) ve toryum serisinden toron ( $^{220}\text{Rn}$ ), alfa radyasyonu yayımlayan radyonüklitlerdir. Her ikisi de asal gaz olduklarından, yapı malzemeleri gibi gözenekli ortamlarda serbestçe hareket edebilir ve malzemede oluřan  $^{222}\text{Rn}$  ve  $^{220}\text{Rn}$ 'nin bir kısmı yüzeye ulařır ve ev ve işyeri binalarının içine nüfuz edebilirler. Binalar içindeki en önemli  $^{222}\text{Rn}$  ve  $^{220}\text{Rn}$  kaynaęı, binaların temelinde bulunan topraktır; ancak bazı durumlarda yapı malzemeleri de önemli kaynak hâline gelebilir. Bununla birlikte  $^{220}\text{Rn}$ , yarılanma süresinin (55,6 s) çok kısa ve derişiminin de düşük olması sebebiyle genellikle radyolojik deęerlendirmelerde dikkate alınmaz.

Ev ve işyeri binalarında kullanılan yapı malzemelerinden kaynaklanan ve solunum yolu ile vücuda giren  $^{222}\text{Rn}$  ve kısa ömürlü bozunum ürünlerinin yayınladıęı alfa ve beta radyasyonları, iç ışınlamaya sebep olur. Yapı içi radon derişim sınırı, eski

binalar için 400 Bq m<sup>-3</sup> ve yeni binalar için ise 200 Bq m<sup>-3</sup> olarak belirlenmiştir [36].

Bugüne kadar <sup>222</sup>Rn gazının solunmasının sebep olduğu ilave alfa radyasyonunun değerlendirilmesiyle ilgili olarak birkaç indis (alfa-indisleri ve dâhili indisler (H<sub>in</sub>)) türetilmiştir. Bu çalışmada esas alınan alfa indisi (I<sub>α</sub>), aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplanmıştır.

$$I_{\alpha} = \frac{A_{Ra}}{200 \text{ Bq kg}^{-1}} \quad (4.4)$$

Burada, A<sub>Ra</sub>, yapı malzemelerindeki <sup>226</sup>Ra'nın Bq kg<sup>-1</sup> cinsinden aktivite derişimidir. I<sub>α</sub> > 1 olduğu durumlarda, ev içi <sup>222</sup>Rn aktivite derişimi sınırı olan 200 Bq m<sup>3</sup> 'ün aşılması olasıdır.

Çizelge 4.3 curuf örnekleri için I<sub>α</sub> değerlerini göstermektedir.

#### 4.5. Soğurulmuş Gama Doz Hızı ve Yapı İçi Etkin Doz Hızı

Yapı malzemelerindeki radyonüklidlerin sebep olduğu dış ışınlamadan kaynaklanan yapı içi soğurulmuş gama doz hızının (D<sub>R</sub>) hesaplanmasında, doz hızı dönüşüm kat sayıları olarak; <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th ve <sup>40</sup>K için sırasıyla, 0,92 nGy h<sup>-1</sup>/Bq kg<sup>-1</sup>, 1,1 nGy h<sup>-1</sup>/Bq kg<sup>-1</sup> ve 0,08 nGy h<sup>-1</sup>/Bq kg<sup>-1</sup> değerleri alınmıştır [35].

Doz hızının yapısal ve kaplama malzemelerindeki radyonüklitlerden kaynaklanan dış ışınlamanın sebep olduğu yapı içi soğurulmuş gama doz hızı,

$$D_R (\text{nGy h}^{-1}) = 0,92 \times A_{Ra} + 1,1 \times A_{Th} + 0,08 \times A_K \quad (4.5)$$

eşitliği kullanılarak değerlendirilmiştir. Burada A<sub>Ra</sub>, A<sub>Th</sub> ve A<sub>K</sub> yapı malzemelerindeki <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th ve <sup>40</sup>K'in sırasıyla, Bq kg<sup>-1</sup> cinsinden aktivite derişimidir.

Çizelge 4. 3 curuf örnekleri için soğurulmuş gama doz hızı (D<sub>R</sub>(nGyh<sup>-1</sup>))değerlerini göstermektedir. Curuf örnekleri için ortalama soğurulmuş gama doz hızı 139,76 nGyh<sup>-1</sup> bulunmuştur.

Yer kabuğu kökenli radyonüklitlerden kaynaklanan dış ışınlamanın sebep olduğu yapı içi soğurulmuş gama dozu hızının nüfus ağırlıklı dünya ortalaması,  $84 \text{ nGy h}^{-1}$  ( $40 - 200 \text{ nGy h}^{-1}$ ) olarak verilmiştir [37].

Bu iki ortalama değer de dış ışınlamanın sebep olduğu yapı içi soğurulmuş gama dozu hızının nüfus ağırlıklı dünya ortalamasını aşmaktadır.

Yapı içi etkin doz hızı ( $H_R$ ), havada soğurulmuş gama dozundan etkin doza dönüşüm kat sayısı  $0,7 \text{ Sv Gy}^{-1}$  alınarak ve bireylerin zamanının % 80'nini kapalı mekânlarda geçirdiği kabul edilerek aşağıdaki eşitlik ile hesaplanmıştır.

$$H_R (\text{mSv y}^{-1}) = D_R (\text{nGy h}^{-1}) \times 365,25 \text{ gün} \times 24 \text{ h} \times 0,8 \times 0,7 \text{ Sv Gy}^{-1} \times 10^{-6} \quad (4.6)$$

Burada,  $D_R (\text{nGy h}^{-1})$ , Eş. (4)'de verilen soğurulmuş gama doz hızıdır.

Çizelge 4. 4 yapı içi etkin doz hızı ( $H_R$ ) değerlerini cüruf örnekleri için göstermektedir.

Binalarda kullanılan yapı malzemelerindeki radyonüklitlerden kaynaklanan gama radyasyonu sebebiyle halkın maruz kaldığı yapı içi etkin doz hızı için uygulama sınırı olarak  $1 \text{ mSv y}^{-1}$  tavsiye edilmiştir. Raporda, doz hızına yönelik yapılacak kontrollerde,  $0,3 - 1 \text{ mSv y}^{-1}$  aralığındaki bir değer in esas alınması gereği de tavsiye edilmiştir. AB üye ülkelerinde, radyasyondan korunma açısından  $1 \text{ mSv y}^{-1}$ 'i aşan doz hızları dikkate alınmaktadır. Yapı malzemelerinden kaynaklanan gama radyasyonu, bireyin yapı içi yıllık etkin dozunu en fazla  $0,3 \text{ mSv y}^{-1}$  kadar artırıyor, söz konusu malzemeler radyoaktivite ile ilgili bütün sınırlamalardan muaftır.

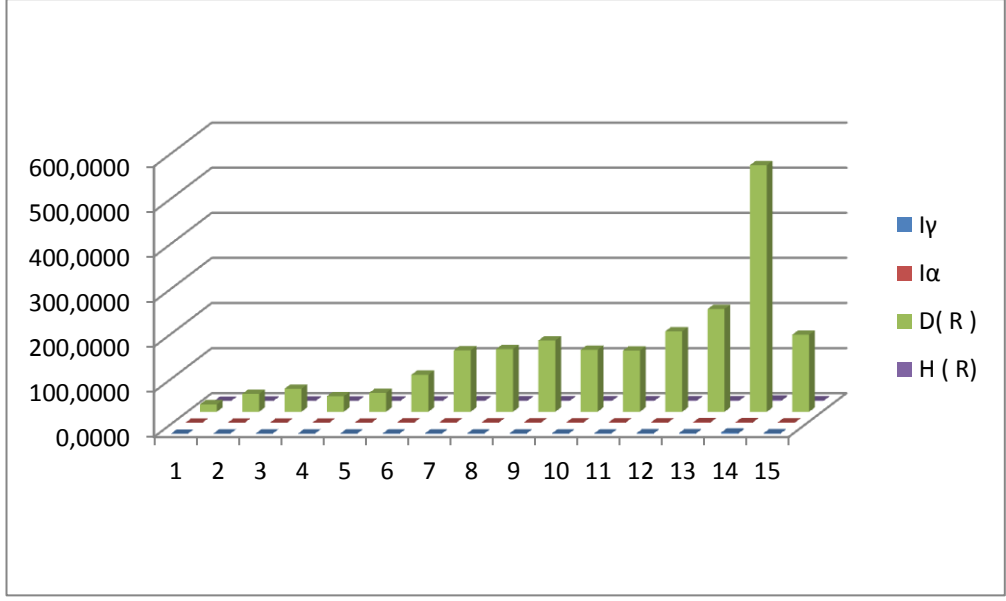
Yapısal ve kaplama malzemeleri için değerlendirilen  $D_R$  ve  $H_R$  sonuçları, Çizelge 4. 3'te verilmiştir. Yapısal malzemeler için değerlendirilen  $D_R$ 'nin ortalama değerleri, çimento, tuğla ve briket hariç ve kaplama malzemeleri için değerlendirilen  $D_R$ 'nin ortalama değerleri ise granit, seramik, fayans ve karo hariç, ağırlıklı ortalama ( $84 \text{ nGy h}^{-1}$ ) daha küçüktür. Yapısal malzemeler için değerlendirilen  $H_R$ 'nin ortalama

değerleri, briketin dışında, aşılmaması tavsiye edilen sınır değerden ( $1 \text{ mSv y}^{-1}$ ) önemli ölçüde daha küçüktür.

Çizelge 4.3. Curuf  $I_\gamma$ ,  $I_\alpha$  indisleri ve soğurulmuş gama doz hızı ve yapı içi etkin doz hızı değerleri

Örnek				
	$I_\gamma$	$I_\alpha$	$D_R(\text{nGyh}^{-1})$	$H_R(\text{mSv y}^{-1})$
1	0,0669	0,04	16,47	0,08
2	0,1621	0,08	39,61	0,19
3	0,1899	0,25	51,10	0,25
4	0,1404	0,07	34,37	0,17
5	0,1687	0,10	41,90	0,21
6	0,3039	0,40	82,11	0,40
7	0,5103	0,62	136,31	0,67
8	0,5133	0,68	139,04	0,68
9	0,5870	0,75	158,12	0,78
10	0,5137	0,62	137,23	0,67
11	0,5021	0,65	135,72	0,67
12	0,6909	0,67	178,50	0,88
13	0,8422	1,10	228,00	1,12
14	2,3265	0,90	546,98	2,69
15	0,6367	0,79	170,88	0,84
Ortalama	0,5436	0,52	139,76	0,69





Şekil 4.1. Curuf  $I_\gamma$ ,  $I_\alpha$  indisleri ve soğurulmuş gama doz hızı ve yapı içi etkin doz hızı değerleri

## SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Bu çalışmada Tosyalı ve Yolbulan demir çelik fabrikalarından sağlanan curuf numunelerinin ortalama  $I\gamma$  değeri  $0.54\pm 0.06$  olarak hesaplanmıştır. Bu durumda curuf numunelerinin  $I\gamma \leq 1$  olduğu için yapı malzemesi olarak kullanılması, herhangi bir radyolojik risk oluşturmamaktadır.

Türkiye’de 2011 verilerine göre yılda yaklaşık 32 milyon ton çelik üretilirken, yan ürün olarak 23 milyon ton arc cüruf ve 9 milyon ton yüksek fırın cürufu elde edilmiştir.

Curuf Demir Çelik fabrikalarından elde edilen atık malzeme kategorisinde bir malzemedir. Milli ekonomiye katkı amacıyla çıkan bu atık malzemelerin otoban, baraj, liman inşaatları gibi yapılarda çimentoya katkı malzemesi olarak değerlendirilmesi uygundur. Ancak radyolojik yönden incelemesi yapılmamış olan cüruf malzemesinin kapalı ortamların (okul, kütüphane, ev işyeri) inşaatının yapımında kullanılması sakıncalıdır.

Bu malzeme bu şekilde değerlendirilmediği takdirde açık alanlarda biriktirilerek çevreyi etkileyen bir atık formuna dönüşmektedir. Bu durumda yağmur sularının üzerinden geçmesi ile tekrar yer altına geçerek, yer altı sularına karışma ihtimali vardır. Bu nedenle daha mantıklı bir şekilde çevreye zarar vermeden kullanılması elzemdir.

Bu çalışmalara ilaveten içine değişik oranlarda cüruf katılmış çimento gibi yapı malzemelerinin de radyolojik yönden incelenmesi başka çalışma konularını oluşturabilir.

## KAYNAKLAR

[1] Bossew, P., Hubmer, A. Ve Strebl, F. Anthropogenic and natural radionuclides in soil of a tropical rainforest of Southern Costa Rica.

[2] Bossew, P. (1996). Radioactive contamination of tropical rainforest soil in Southern Costa Rica. Report, Austrian Institute of Applied Ecology.

[3] Kulalı F., 2009. Süleyman Demirel Üniversitesi Yüksek Lisans Tezi.

[4] Merdanoğlu B.,2004. Kestambul (Çanakkale) Civarındaki Su, Toprak ve Granit Örneklerinde Doğal Radyoaktivitenin Belirlenmesi, Yüksek Lisans Tezi, İstanbul,70s.

[5] Görür, Ş. 2006, Çukurova Üniversitesi Yüksek Lisans Tezi

[6] Gezer F 20011, Fosfojips'in Doğal Radyoaktifliğinin Belirlenmesi, Çukurova Üniversitesi Yüksek Lisans Tezi, 82s

[7] Uğur, F.A., Turhan, Ş., Şahan, H.,Şahan M., Gören, E., Gezer, F., Yeğingil, Z., (2012) "Investigation Of The Activity Level And Radiological Impacts Of Naturally Occurring Radionuclides In Blast Furnace Slag", Radiation Protection Dozimetry, Vol, 153, No:4, PP. 502-508

[8] Taskin, H., Karavus, M., Ay P., Topuzoglu, A., Hidiroglu, S., Karahan, G. 2009. Radionuclide concentrations in soil and lifetime cancer risk due to gamma radioactivity in Kırklareli, Turkey. Journal of Environmental Radioactivity 100, 49–53

[9] Ahmed, N.K., 2005. Measurement of natural radioactivity in building materials in Qena city, Upper Egypt. Journal of Environmental Radioactivity 83, 91-99

- [10] Degerlier, M., Karahan, G., Ozger, G., 2008. Radioactivity concentration and dose assessment for soil samples around Adana, Turkey. *Journal of Environmental Radioactivity* 99, 1018-1025.
- [11] FA Ugur, S Turhan, E Gören, F Gezer, Z Yegingil, H Sahan, M Sahan, E Tel, G Karahan, (2012), “A survey of distribution of terrestrial radionuclides in surface soil samples in and around the Osmaniye province, Turkey”, *Radiation Protection Dosimetry*, 154-4, 483-489
- [12] C Canbazoglu, Ş Turhan, S Bakkal, FA Uğur, E Gören , (2013), “Analysis of gamma emitting radionuclides (terrestrial and anthropogenic) in soil samples from Kilis province in south Anatolia, Turkey”, *Annals of Nuclear Energy*, 62, 153-157
- [13] Ş Turhan, A Köse, A Varinlioğlu, NK Şahin, İ Arıkan, F Oğuz, B Yücel, T Özdemir (2012), “Distribution of terrestrial and anthropogenic radionuclides in Turkish surface soil samples”, *Geoderma*, 187, 117-124
- [14] Lee, S.K., Husin, W., Ramli, A.T., Apriantoro, N.H., Wood, A.K., 2009. Radiological monitoring: terrestrial natural radionuclides in kinta District, Perak, Malaysia. *Journal of Environmental Radioactivity* 100, 368-374.
- [15] Al-Jundi, J., Al-Bataina, B.A., Abu-Rukah, Y., Shehadeh 2003. Natural radioactivity concentrations in soil samples along the Amman Aqaba Highway, Jordan. *Radiation Measurements* 36, 555-560.
- [16] Alatise, O.O., Babalola, I.A., Olowofela, J.A., 2008. Distribution of some natural gamma-emitting radionuclides in the soils of the coastal areas of Nigeria. *Journal of Environmental Radioactivity* 99, 1746–1749.
- [17] Saleh, H., Shayeb, M.A., (2014), “Natural radioactivity distribution of southern part of Jordan (Ma0an) Soil”, *Annals of Nuclear Energy* 65 184–189

- [18] A.I. AbdEl-mageed a, A.H.El-Kamel , A.Abbady , S.Harb , A.M.M.Youssef , I.I.Saleh, (2011), "Assessment of natural and anthropogenic radioactivity levels in rocks and soils in the environments of Juban town in Yemen", *Radiation Physics and Chemistry* 80 710–715
- [19] D.D., Higgins, "Ground Granulated Blast Furnace Slag" *World Cement*, 6, 1995, s 51-52
- [20] H.Ö. Kara, S. Turan, "Production of Floor Tiles by Using Waste Glass Bottles to Replace Na-Feldspar" *Key Engineering Materials Dergisine* sunuldu
- [21] N.F. Youssef, M.F. Abadir, M.A.O. Shater, "Utilization of Soda Glass (Cullet) in The Manufacture of Wall and Floor Tiles" *J. of Euro. Ceram. Soc.*, 18, 1998, s 1721-1727
- [22] S. Turan, Y. İnceefe, E. Özel, "Production and Characterisation of Pigments Produced Using Grinding Waste from Cast Iron Foundry" *Key Engineering Materials Dergisine* Kabul Edildi.
- [23] M.V. Folgueras, A.P. Novaes De Oliveira, O.E. Alarcon, "Quantitative Phase Analysis in Sintered Glass-Ceramics Obtained from Industrial Wastes" *Qualicer VII. World Congress on Ceramic Tile Quality, P.GI*, 2002, s 191-200
- [24] K. Köseoğlu, S.U. Bayça, "Döküm Çamuruna %10 ve %20 Kolemanit ve Üleksit Atıkları İlavesinin Viskozite ve Mukavemet Özellikleri Üzerine Etkileri" 1. Uluslararası Bor Sempozyumu Kitabı, 2002, s 207-212
- [25] S. Baycık "Granüle Yüksek Fırın Curuflarının Karo Sektöründe Kullanılabilirliğinin Araştırılması" Yüksek Lisans Tezi, İstanbul Teknik üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, İstanbul, 2003

- [26] M.W. Davies, B. Kerrison, W.E. Gross, M.J. Robson, D.F. Wichall, "Slagceram: A Glass Ceramic From Blast-Furnace Slag" Journal of Iron and Steel Institute, 2, 1970, s 666
- [27] Knoll, F.G. 2000. Radiation Detection and Measurement Third Edition. Wiley, 816, New York.
- [28] Kulalı, F. 2009. Yüksek Lisans Tezi, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta.
- [29] Solmaz Nur A. 2008. Düşük Seviyeli Radyoaktivite Ölçümü için Kuyu-Tipi Ge Dedektörlü Bir Gama Spektrometresinin 40–2000 keV Enerji Aralığında Verim Kalibrasyonunun Yapılması, Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü Ankara.
- [30] TAEK, TR 2008–7. Türkiye’ de Kullanılan Yapı Malzemelerindeki Doğal Radyoaktiviteden Kaynaklanan Radyasyon Dozunun Değerlendirilmesi, Ankara, 2009.
- [31] Currie, L. A. Limits for qualitative detection and quantitative determination. Anal. Chem. 40, 586–593 (1968)
- [32] Beretka, J., Mathew, P. J., 1985. Natural radioactivity of Australian building materials, industrial wastes and by-product. Health. Phys. 48, 87-95
- [33] Krisiuk, E. M., Tarasov, S. I., Shamov, V. P., Shalak, N. I., Lısa Chenko E. P., Gomelsky, L. G., 1971. A study on radioactivity in building materials. Research Institute for Radiation Hygiene, Leningrad.
- [34] Strenden, E., 1976. Some aspects on radioactivity of building materials. Physica Norvegica 8, 167-177.
- [35] Markkanen M., 1995. Radiation dose assessments for materials with elevated natural radioactivity. Report STUK-B-STO 32, Radiation and Nuclear Safety Authority- STUK, 1995.

[36] EC (European Commission), 1990. Commission recommendation 90/143/Euratom of 21 February 1990 on the protection of the public against indoor exposure to radon. Official Journal L-80 of 27/03/90. European Commission, Brussels.

[37] Sources and Effects of Ionizing Radiation. UNSCEAR 2000 Report

[38] NCRP Report No:94,1987. Exposure of The Population in The United States and Canada From Natural Background Radiation, National Council On Radiation Protection And Measurements.

## ÖZGEÇMİŞ

1. Adı Soyadı : Cavit ONAT  
2. Doğum Tarihi : 18.10.1972  
3. Ünvanı : Öğretmen  
4. Öğrenim Durumu : Lisans

Derece	Bölüm/Program	Üniversite	Bitirme Yılı
Lisans	Fizik	Erciyes Üniversitesi	1996

### 5. İş Tecrübesi:

Görev Unvanı	Görev Yeri	Yıl
Okul Müdürü	Osman Gazi Anadolu Lisesi	2014

### 7. Yayınlar: Uluslararası bilimsel toplantılarda sunulan ve bildiri kitabında basılan bildiriler:

F.A. UĞUR, C. ONAT, E.GÖREN “Assessment of Radiological Terms of Blans Furnuca Sala”, International Workshop on Theoretical and Experimental Studies Nuclear Application and Technology, “TESNAT, 2015”, Poster Sunumu.