



FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜLERİ
ORTAK YÜKSEK LİSANS PROGRAMI



YÜKSEK LİSANS TEZİ

Oğuzhan AYDIN

ÇEŞİTLİ İNŞAAT
MALZEMELERİNİN
RADYOLOJİK AÇIDAN
İNCELENMESİ

FİZİK ANABİLİM DALI

OSMANIYE – 2017

**FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ ORTAK
YÜKSEK LİSANS PROGRAMI**

**ÇEŞİTLİ İNŞAAT MALZEMELERİNİN RADYOLOJİK
AÇIDAN İNCELENMESİ**

Oğuzhan AYDIN

**FİZİK
ANABİLİM DALI**

**OSMANIYE
HAZİRAN-2017**

TEZ ONAYI

ÇEŞİTLİ İNŞAAT MALZEMELERİNİN RADYOLOJİK AÇIDAN İNCELENMESİ

Oğuzhan AYDIN 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: Prof. Dr. Eyyup TEL
Fizik Anabilim Dalı, OKÜ

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

Doç. Dr. A. Halil Zeki GÖK
Enstitü Müdürü, **Fen Bilimleri Enstitüsü**

Bu Çalışma OKÜ Bilimsel Araştırma Projeleri Birimi Tarafından Desteklenmiştir.

Proje No: OKÜBAP2014-PT3-044

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.

Oğuzhan AYDIN



ÖZET

İNŞAAT MALZEMELERİNİN RADYOLOJİK AÇIDAN İNCELENMESİ

Oğuzhan AYDIN

Yüksek Lisans, Fizik Anabilim Dalı

Danışman: Yrd. Doç. Dr. F. Aysun UĞUR

Haziran 2017, 56 sayfa

Bu çalışmada, Osmaniye ilinden temin edilmiş 14 farklı yapı malzemesinden oluşan toplam 70 adet örnekte ki doğal radyoaktivite seviyesi gama spektrometresi ile çalışıldı. Çalışılan yapı malzemesi örneklerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K konsantrasyonları sırasıyla 2.3to 75.2 Bq kg⁻¹, 1.1 to 51.1Bq kg⁻¹and 79.8 to 854 Bq kg⁻¹olarak ölçüldü. Yapı malzemelerinin kullanımından dolayı ortaya çıkabilecek mevcut riskler için gama ve alfa aktivite hesaplamaları, kapalı alanlarda alınan toplam doz oranı ve alınan yıllık etkin doz değerleri hesaplandı. Gama ve alfa aktivite değerleri kabul edilen üst sınırın altında bulunmuştur. Yıllık etkin alınan toplam doz değeri kabul edilen 0.3mSv değerinden daha düşük bulunmuştur. Sonuçlar, bu çalışmada kullanılan yapı malzemeleri örneklerinin yaşam alanları içinde herhangi bir anlamlı radyasyon etkisi göstermediğini ortaya koymaktadır.

Anahtar Kelimeler: Radyoaktivite, HPGe, Radyasyon

ABSTRACT

INVESTIGATION OF VARIOUS BUILDING MATERIAL IN TERM OF RADIOLOGICAL

Oğuzhan AYDIN

M.Sc., Department of Physics

Supervisor: Assist. Prof. Dr. F. Aysun UĞUR

June 2017, 56 pages

In this study, the natural radioactivity levels in a total of 70 samples of 14 different building materials collected from building construction sites and from the retailers in Osmaniye were studied by means of gamma-ray spectrometer with HPGe detector. The mean activity concentrations of ^{226}Ra , ^{232}Th and ^{40}K measured in the studied building material samples ranged from 2.3 to 75.2 Bq kg⁻¹, 1.1 to 51.1 Bq kg⁻¹ and 79.8 to 854 Bq kg⁻¹ for ^{226}Ra , ^{232}Th and ^{40}K radionuclide, respectively. The gamma activity concentration index and the alpha index, the indoor absorbed dose rate and the corresponding annual effective dose were evaluated for potential exposure risks from the usage of the building material samples. The evaluated values of the external and internal index were below the recommended upper level. All the values of effective annual dose determined were lower than recommended exemption level of 0.3 mSv. The results suggest that the use of the studied building material samples in the construction of buildings is unlikely to give rise to any significant radiation exposure to the residents..

Key Words: Radioactivity, HPGe, Radiation

Yaşam sürecime dahil olan bütün sevdiklerime...

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
İTHAF SAYFASI	iii
TEŞEKKÜR.....	iv
İÇİNDEKİLER	v
ÇİZELGELER DİZİNİ	vii
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	viii
SİMGELER VE KISALTMALAR.....	ix
1. GİRİŞ.....	1
1.1 Radyasyon.....	1
1.1.1 Radyasyon Kaynakları.....	1
1.1.2 Radyasyon Birimleri.....	2
1.2 Radyoaktivite ve Radyonüklitler.....	4
1.2.1 Yer Küre Oluşumundan Önce Var Olan Radyonüklitler	4
1.2.2 Kozmik Işınlardan Etkileşimleriyle Meydana Gelen Radyonüklitler (Kozmojenik)	5
1.2.3 İnsanların Ürettiği Radyonüklitler	6
1.3 Tabii Fon (Background) Radyoaktivite.....	7
1.4 Radyoaktivite Bozunma Yasası	9
1.5 Radyoaktif bir numunenin Yarı ve Ortalama Ömrü.....	11
1.6 Zincirleme Bozunum Süreci	12
2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR	17
3. MALZEME VE YÖNTEM	23
3.1 Malzeme.....	23
3.1.2 Radyasyonun Ölçüm Yöntemleri.....	23
3.1.2.1 İyon Odası Dedektörü	23
3.1.2.2 Geiger-Müller Dedektörü	24
3.1.2.3 Orantılı Sayaçlar	24
3.1.2.4 Sintilasyon Dedektörleri	24
3.1.2.5 Yarıiletken Dedektörler	25
3.1.2.6 Nötron Dedektörleri.....	25
3.2 Yöntem.....	26
3.2.1 Gama Spektrometresi.....	26

3.2.1.1	Yüksek Saflıkta Germanyum (HPGe) Yarıiletken Dedektörleri.....	28
3.2.1.2	Ön Yükselteç	29
3.2.1.3	Yükselteç	30
3.2.1.4	Çok Kanallı Analizör	30
3.2.1.5	Analog Sayısal Dönüştürücü	31
3.2.1.6	ADC Ayırma Gücü	32
3.2.1.7	ADC Dönüşüm Kazancı	33
3.2.2	Gama Spektrometrik Analizler	33
3.2.2.1	Pik Alan Hesabı	34
3.2.3	Standartla Karşılaştırma Yöntemi.....	36
3.2.3	Örneklerin Toplanması ve Analize Hazırlanması	39
3.2.4	Ölçme İşlemi.....	40
4.	BULGULAR VE TARTIŞMA.....	42
4.1	Ölçülebilir En Düşük Aktivite Değerinin Hesaplanması	42
4.2.	Yapı Malzemesi Numunelerindeki 226Ra, 232Th ve 40K Aktivite DEğişim Değerleri Mutlak Yöntem İle Elde Edilen Aktivite Değişim Değerleri	42
4.3	Radyum Eşdeğer Aktivite	43
4.4	Harici ve Dahili Aktivite İndisleri	44
4.5	Soğurulmuş Gama Doz Hızı ve Yapı İçi Etkin Doz Hızı.....	46
5.	SONUÇLAR VE ÖNERİLER.....	49
	KAYNAKLAR	53
	ÖZGEÇMİŞ	56

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.1. Dönüşüm birimleri ve dönüşüm faktörleri	3
Çizelge 1.2. Başlangıç Nüklitler	5
Çizelge 1.3. Kozmojenik Nüklitler	6
Çizelge 1.4. İnsan üretimi nüklitler.....	6
Çizelge 3.1. Yüksek saflıkta germanyum dedektörünün özellikleri.....	34
Çizelge 3.2. IAEA/RGU-1 (Uranyum standardı)	38
Çizelge 3.3. IAEA/RGTh-1 (Toryum standardı)	38
Çizelge 3.4. IAEA/RGK-1 (Potasyum standardı).....	38
Çizelge 3.5. Standartların kütle ve sayım süreleri	38
Çizelge 4.1. Bina materyali örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişimleri	43
Çizelge 4.2. Doz ölçütünün kontrolüne yönelik aktivite derişim indisi değerleri.....	45
Çizelge 4.3. Bina materyali numuneleri için I_γ ve I_α indisleri ve soğurulmuş gama doz hızı ve yapı içi etkin doz hızı değerleri.....	48
Çizelge 5.1. Aktivite konsantrasyonlarının değerlerinin kıyaslanması	51

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 1.1. Yeryüzündeki radyasyon kaynakları	2
Şekil 1.2. Yerküre genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından maruz kalınan radyasyon dozlarının oransal değeri	7
Şekil 1.3. Yerküre genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından alınan dozların oranı	7
Şekil 1.4. İnsanlara radyasyonun geçiş yolları.....	8
Şekil 1.5. Radyoaktif bir numune miktarının zamanla değişimi	10
Şekil 3.1. Sintilasyon dedektör şeması	25
Şekil 3.2. Yarıiletken dedektör şeması	25
Şekil 3.3. Yüksek saflıktaki germanyum dedektörlü gama spektrometresi.....	27
Şekil 3.4. Basit gama spektrometre sistemi	28
Şekil 3.5. Yüke hassas önyükseltecin şematik görünümü	29
Şekil 3.6. Çok kanallı analizörde kanal numarası ve puls yüksekliği arasındaki ilişki.....	31
Şekil 3.7. Analog sayısal dönüştürücünün şematik görünümü	32
Şekil 3.8. Pik alan hesabı	35
Şekil 3.9. Kalibrasyon ve ölçümler için kullanılan plastik örnek kabı	39

SİMGELER VE KISALTMALAR

A	A Aktivite (-)	(-)
A _s	Standardın Aktivitesi	(-)
A _x	Örneğin Aktivitesi	(-)
B	Doğal Fon	(-)
B _q	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 _γ	Gama Enerjisi	(-)
f _γ	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	(-)
U	Uranyum	(-)
X	X-ışını	(-)
Z	Atom Numarası	(-)
α	Alfa	(-)
β	Beta	(-)
ΔE	Enerji Farkı	(-)
ε	Verim	(-)
γ	Gama	(-)
μCi	Mikrocurie	(-)
μSv	Mikrosievert	(-)
τ	Ortalama Ömür	(-)
ν	Frekans	(-)
ADC	Analog Sayısal Dönüştürücü	(-)
EPA	Amerikan Çevre Örgütü	(-)
HPGe	Yüksek Saflıkta 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	(-)

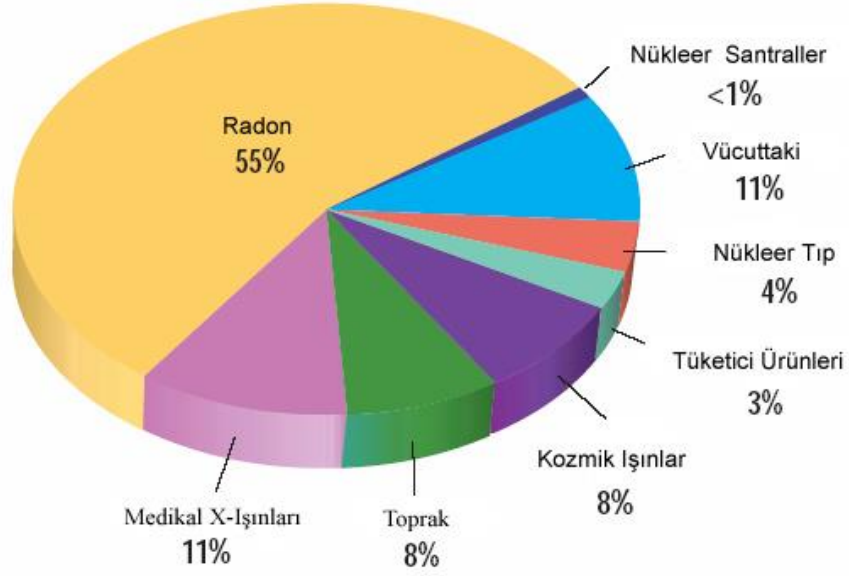
1.GİRİŞ

1.1.Radyasyon

X-ışınları 1895 yılında W.C. Rontgen tarafından bulunmuştur. H. Becquerel tarafından 1896 yılında uranyumun bir neden olmaksızın gözümüzle göremediğimiz ışınları yaydığı bulunmuştur. İlerleyen yıllarda M. Curie ve P. Curie uranyumdan farklı radyoaktif izotoplar keşfedip ayırmayı başarmışlardır. Curie çifti ve H. Becquerel bu çalışmalarından dolayı 1903 yılında Nobel Fizik ödülünü almışlardır. Daha sonraki yıllarda E. Rutherford'un yaptığı çalışmalarda radyoaktif ışımaların özelliklerini hedefleyen çalışmalar yaptığı görülmektedir. 19. yüzyılın sonuna doğru birçok bilim adamı fizikte artık gerçekleştirilebilecek bir yenilik olmadığı fikrindeydi. Fakat Rutherford 3 yıl içinde radyoaktifliğin bir elementin atomlarının başka bir elementin atomlarına kendiliğinden dönüşme süreci olduğunu bularak "Radyoaktiflik" adında yeni bir fizik dalı ortaya çıkarmıştır[16].

1.1.1. Radyasyon Kaynakları

Evrendeki canlı ve cansız varlıklar toprakta, havada, suda, bilhassa kendi vücutları içerisinde bulunan tabii radyasyon kaynakları ile buna ek olarak insanların kendilerinin oluşturduğu suni radyasyon kaynakları tarafından salınan ışınımına maruz kalıyorlar (Şekil 1.1).



Şekil 1.1 Yeryüzündeki Radyasyon Kaynakları

Tabii radyasyon kaynakları:

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

Suni radyasyon kaynakları:

- Tıbbi amaçlı, zirai amaçlı ve endüstriyel amaçlı X-ışınları
- Suni radyoaktif maddeler
- Nükleer bomba testleri
- Nükleer kontaminasyonlar (bulaşmalar)
- Nükleer güç santralleri

1.1.2 Radyasyon Birimleri

Başlıca radyasyon birimleri aktivite, ışınlama, soğurulmuş doz ile doz eşdeğeridir. Uluslararası Radyasyon Birimleri Komisyonu (ICRU)'nun yaptıkları çalışmaların sonucu olarak, aktivite birimi olarak Curie, ışınlama birimi olarak Röntgen, soğurulmuş doz birimi olarak Rad ve doz eşdeğeri birimi olarak Rem'i kabul etmişlerdir. MKS sistemini kabul eden Uluslararası Birimler ve Ölçümler Sistemi

(International System of Unit, SI)'nin kabul edilmesinden sonra ICRU tarafından 1971 yılında SI birimleri tanımlanmıştır. Buna göre eski birimler yerine yeni birimlerin kullanılması esas alınmıştır. Çizelge 1.1'de bu birimlere ait dönüşüm birimi ile dönüşüm faktörleri verilmektedir.

Çizelge 1.1. Dönüşüm Birimi Ve Dönüşüm faktörleri

Terim	Birim		Dönüşüm
	Eski	Yeni	
Aktivite	Curie (Ci)	Becquerel (Bq)	1 Ci= 3.7×10^{10} 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: Radyoaktif maddelerin belirli bir zaman aralığında bozulan atomlarının sayısına aktivite denilmektedir. Aktivite birimi; eski birim sisteminde 1 gram ^{226}Ra 'nın bozunma hızı olarak tanımlanıp ve birimi Curie (Ci) olarak isimlendirilmiştir. Saniyedeki 3.7×10^{10} bozunuma 1 Curie denilir.

Işınlama Birimi: Birimi Röntgen (R)'dir. 0°C ve 760 mmHg basınçlı normal şartlarda havanın 1kg'ında 2.58×10^{-4} Coulomb'luk + ve - elektriksel yüklü iyonlar oluşturan χ ve γ radyasyonu miktarıdır. Işınlama birimin SI birim sisteminde özel bir adı bulunmamaktadır.

Soğurulmuş Doz Birimi: Işınlama dozu radyasyon demeti özelliği hakkında bilgi verir. Soğurulmuş dozu belirlemek için malzemelerdeki soğurulmuş enerjinin de ölçülmesi gerekir. Soğurulmuş dozun büyüklüğü, malzemeler tarafından soğurulmuş olan enerjinin bir ölçüsüdür. Soğurulmuş dozun birimi eski birim sisteminde Gray olup SI birim sisteminde ise Rad'dır

Doz Eşdeğeri: Soğurulmuş dozun oluşturduğu biyolojik etkiler, iyonlaştırıcı radyasyonun tipine ve bu radyasyonların oluşturduğu iyonizasyonun yoğunluğu ile bağlantılıdır. [4].

1.2. Radyoaktivite ve Radyonüklitler

Çekirdeklerin tümü protonlar ve nötrondan oluşmuştur ancak en basit çekirdek olan hidrojen çekirdeği hariç. Hafif izotoplardaki nötronların protonlara oranı birebir olduğu halde, periyodik çizelge sonundaki ağır elementlere doğru gidildikçe bu oran artış göstermektedir. Giderek artan bu oran nüklidin kararsız olduğu bir yere gelir. En ağır kararlı nüklid, $^{207}_{83}Bi$ 'dir. Daha ağır çekirdekler ise dışarıya verecekleri fazla enerjileri olduğu için kararsız haldedirler. Bu ağır nüklidlere radyonüklid denir. Bu nüklidler fazla enerjilerini radyasyon yayımlayarak gidermiş olurlar. Bu radyasyon yayımlama olayına radyoaktivite yada radyoaktif parçalanma adı verilir. Radyonüklidler alfa, beta ve gama bozunumları ile parçalanmaktadır. Radyoaktiviteyi dışardan kontrol etmek imkansızdır. Durdurmak, yavaşlatmak mümkün değildir ve radyoaktif madde bitinceye kadar sürmektedir. Radyoaktivite doğal ve suni olarak 2 şekilde bulunur. Doğada var olan 66 tane izotop kararsız halde olup radyasyon yayımlarlar. Bu izotoplara tabii radyoaktif izotoplar ve radyasyon yayımlarına ise doğal radyoaktivite denir [25].

Radyoaktif maddeler (elementler), çoğunlukla radyoaktif izotoplar yada radyonüklitler olarak tanımlanırlar. 1500'den fazla radyoaktif nüklit vardır. Bu radyonüklitleri üç genel sınıfta toplamak mümkündür.

- 1-Yerküre oluşmadan önce var olan (Primordial)
- 2-Kozmik ışınların etkileşimleriyle oluşan (Kozmojenik)
- 3-İnsanoğlunun yaptığı ya da neden olduğu aktivitelerle oluşan

1.2.1. Yer Küre Oluşumundan Önce Var Olan Radyonüklitler

Başlangıçtan beri var olan radyonüklitler, yerküre ve evren oluştuğu anlardan kalan radyonüklitlerdir. Bu radyonüklitlerin yarılanma periyotları oldukça uzundur.

Primordial radyonüklitler, ^{235}U , ^{238}U ve ^{232}Th serilerine ait olanlar ile radyasyonun önemli bir miktarını oluşturan ^{40}K ve ^{87}Rb diğer bazı nüklitleri içerir.. Çizelge 1.2’de yer küre oluşumundan önce var olan radyonüklitler görülmektedir

Çizelge1.2 Başlangıç Nüklitler [23]

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

Ağır elementlerin oluşturduğu 3 seri tabii radyoaktif izotop vardır:

- Uranyum-238 kaynaklı seri
- Toryum-232 kaynaklı serisi
- Uranyum-235 kaynaklı aktinyum serisi

1.2.2. Kozmik Işımlar Etkileşimleriyle Meydana Gelen Radyonüklitler (Kozmojenik)

Uzaydan gelen ve yüksek enerjiye sahip ağır parçacıklarla yüksek enerjiye sahip foton ile müon gibi parçacıklar kozmik radyasyon oluşturur. Kozmik radyasyon ile alt atmosfer etkileşip radyoaktif nüklitleri üretirler. Bu radyonüklitler uzun yarı ömürlü olmasına rağmen başlangıçta var olan nüklitlere kıyasla kısa yarı ömürlüdürler. Kozmojenik radyonüklitlerin bazıları verilmektedir.

Çizelge 1.3 Kozmojenik Nüklitler [23]

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

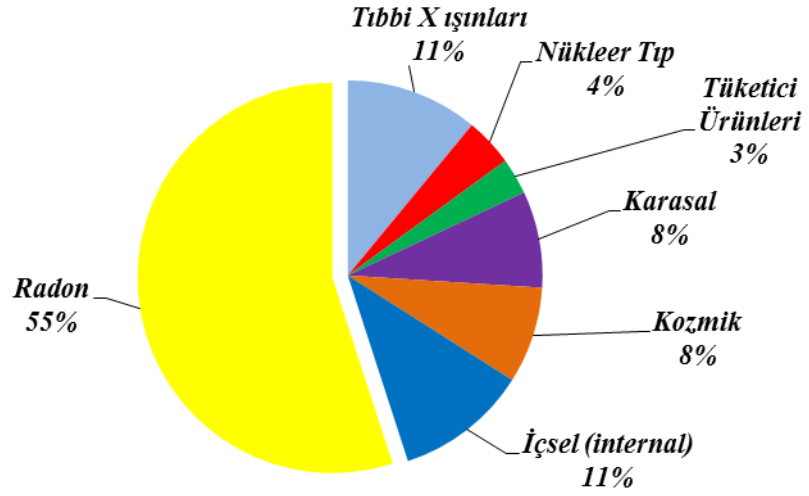
1.2.3. İnsanların Ürettiği Radyonüklitler

İnsanoğlu doğal olarak oluşan radyonüklitlere ek olarak uzun yıllar boyunca nükleer reaktörlerde, savaş silahlarında ve tıpta radyoaktif maddeler kullanmışlardır. Bu maddeler miktar olarak doğal radyonüklitlere göre küçük ve nüklitlerin çoğunun yarı ömürleri kısadır. Nükleer silah testlerinin durdurulması ile bu nüklitlerde azalma meydana gelmiştir. İnsanlar tarafından üretilen radyonüklitler Çizelge 1.4'de verilmektedir.

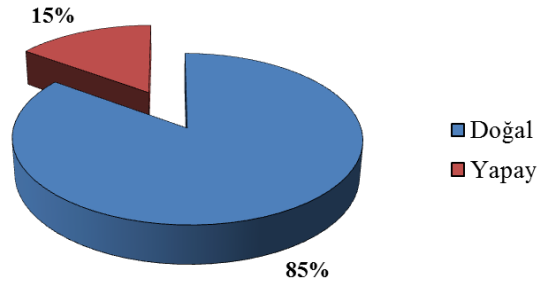
Çizelge 1.4 İnsan Üretimi Nüklitler [23]

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

1.3. Tabii Fon (Background) Radyasyonu



Şekil 1.2. Yerküre genelinde tabii ve suni radyasyon kaynaklarından alınan radyasyon doz değerleri .

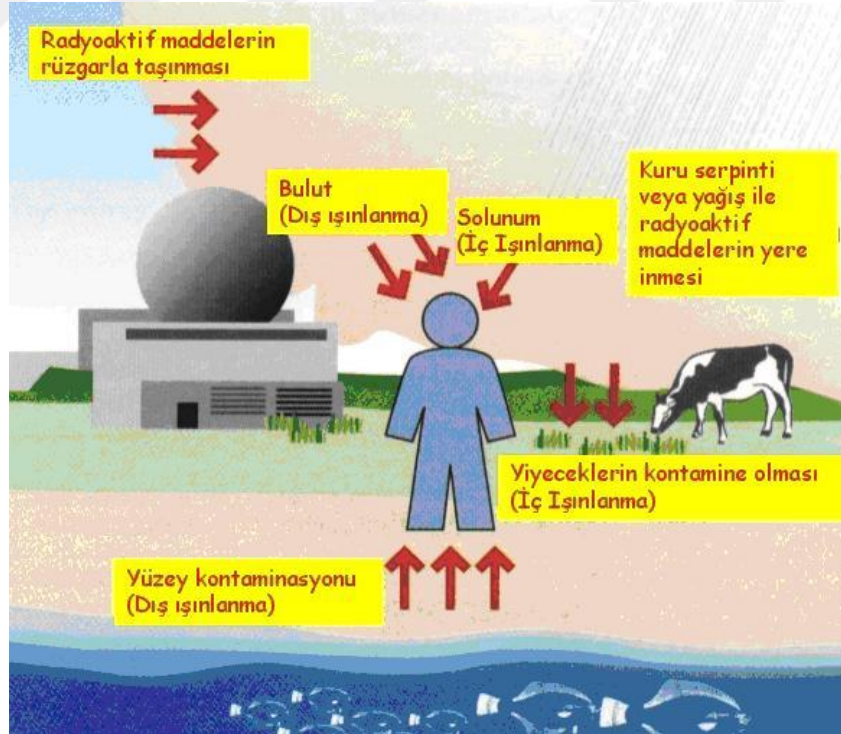


Şekil 1.3. Yerküre genelinde tabii ve suni radyasyon kaynaklarından alınan doz oranları

Canlıların radyasyon ile ilişkisi biyosferde, ilk canlı organizmanın oluşumuyla başlamaktadır. İnsanlar, devamlı biyosferde var olan, tabii radyoaktif elementlerden salınan güneş sisteminin ve iyonlaştırıcı radyasyonların neden olduğu kozmik ışınlar etkisi altında yaşamlarını sürdürmektedirler. Yer kürenin oluşumu ile birlikte tabiatta yerini alan milyarlarca yıllık uzun ömre sahip radyoaktif elementler yaşadığımız ortamda normal ve kaçınılmaz olarak kabul edilen tabii bir radyasyon seviyesi oluşturmaktadırlar. Son yüzyıllarda bu doğal seviye, nükleer bomba testleri ile birçok

teknolojik ürün kullanımı dolayısıyla oldukça artış göstermiştir. Maruz kalınan tabii radyasyon seviyesini belirleyen birçok sebep mevcuttur. Yaşanılan yöre, yöre toprağının yapısı, binaların yapımı için kullanılan yapı malzemeleri, mevsimler, kutup bölgelerine olan mesafe ve hava şartları bunlardan bazılarıdır. Bunun dışında iklimsel değişikliklerde doğal radyasyon düzeyinin büyüklüğünü belirlemektedir.

Radyasyon insanlara, güneşten ve uzaydan gelen kozmik ışınlar, yer kabuğu oluşumunda var olan radyoizotoplar, yapı malzemesi, toprak, su ve gıdalar gibi tabii kaynaklarla ışınlanmakta. Bunun yanı sıra tıp, enerji üretimi, endüstriyel, tarım, hayvancılık ve araştırma, gibi alanlarda kullanılmak zorunda kalınan suni kaynaklardan dolayı radyasyon dozu almaktadır. İnsanların almış olduğu dozlara en fazla katkı, doğal radyasyon kaynaklarından gelmesi nedeniyle bu kaynaklardan alınan radyasyon miktarları önem arz etmektedir. Şekil 1.2 ve Şekil 1.3’de Yerküre genelinde tabii ile suni radyasyon kaynaklardan dolayı alınmış olan dozun oransal değerleri gösterilmektedir. Şekil 1.4 ise insanlara radyasyonun geçiş yolu göstermektedir.



Şekil 1.4. İnsanlara radyasyonun geçiş yolları

1.4. Radyoaktif Bozunma Yasası

Radyoaktif bir örneğin içinde bulunan herhangi bir atomun ne zaman bozunuma uğrayacağını bilmek fiziksel açıdan olanaksızdır. Atomik çekirdek parçacığının iki türünü içerir: pozitif olarak yüklü protonlar (atom numarası Z =proton sayısı) ve yüksük nötronlar. Bunların her ikisi birlikte nükleon olarak adlandırılır. Bir nükleon her element için karakteristik olan atom numarası Z ve kütle numarası A şeklinde karakterize edilir. Radyoaktif bozunum, zamanla rastgele ve gelişigüzel gerçekleştiği için olasılık ve istatistik kuramlarıyla bazı özellikleri bulunabilir. Önemli bir yaklaşım çekirdeklerle ayrı ayrı ilgilenmek değil zamana göre sürekli sabit olarak kalan bir nicelik olan kavramı, radyoaktif bir atom çekirdeğinin birim zamandaki bozunum olasılığını araştırmaktır. Radyoaktif bozunma sabiti denilen bu olasılık λ ile gösterilmektedir. Radyoaktif atom çekirdeğinin yaşı ne olursa olsun radyoaktivitenin sönüm yasasına göre bozunum olasılığı λ sabitidir. λ , radyoaktif atom çekirdekleri için ayırt edici bir özellik olmaktadır. Örneğin radon için bu değer $\lambda = 0,0075/ \text{saat} = 0,000125/ \text{dakika}$ 'dır.

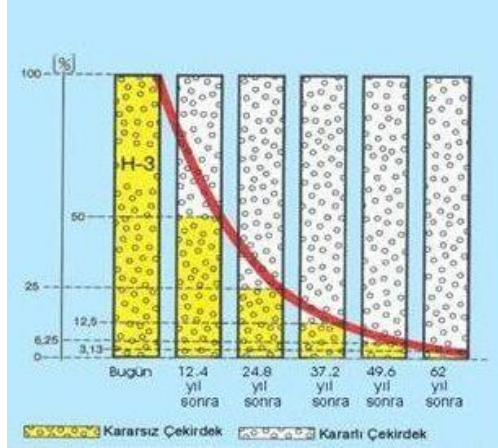
Çekirdeğin bozunma hızı ya da aktivitesi, radyoaktif bir çekirdekte birim zamanda oluşan bozunma sayısı olarak ifade edilmektedir. Herhangi bir t zamanında N tane radyoaktif çekirdeğin olduğu kabul edilirse ayrıca örneğe dışarıdan çekirdek ilavesi söz konusu olmuyorsa sonsuz küçük dt zamanı boyunca bozunan çekirdeğin sayısı N ile orantılı olacaktır.

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

Eşitlikte görülen $-$ işareti çekirdek sayısındaki zaman içindeki azalmayı göstermektedir. Eşitlik (1.1)'teki diferansiyel denklemin çözümlenmesi ile üstel olarak radyoaktif bozunum yasası bulunmuş olur.

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

Burada t zaman, $N(t)$ ise t zamanı sonucunda kalmış olan çekirdeğin sayısını, N_0 başlangıçta bulunan ($t = 0$ iken) çekirdeğin sayısını ve λ radyoaktif örneğin bozunum sabitini göstermektedir ve birimi $1/s$ 'dir. Üstel olarak bozunma denkleminde ait değişim aşağıdaki grafikte gösterilmektedir.



Şekil 1.5. Radyoaktif bir numune miktarındaki zamanla değişim

Yukarıda bahsedilen aktivite için radyoaktif bozunma yasası denkleminin her iki yanını λ ile çarpıldığında aşağıdaki gibi bir ifade bulunur.

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

denklemden $N\lambda$ örneğin bozunma hızı veya aktifliği olarak tanımlanır ve birim zamandaki bozunma sayısını vermektedir. I ile ifade edilir ve birimi ise bozunma/saniye' dir.

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

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

1.5. Yarı ve Ortalama Ömür

Herhangi bir t anında bozunmadan kalabilen çekirdek sayısı radyoaktif bozunma yasasını ifade eden denklem ile verilir. Teorik olarak incelendiğinde örnekteki çekirdeklerin tamamının bozunabilmesi için sonsuz bir zaman geçmesi gerekmektedir. Sadece t'nin sonsuz olduğu durumda $N(t) = 0$ olur. Bunun yerine yarı ömür ifadesi kullanılır. Radyoaktif haldeki elementin yarı ömrü başlangıçta var olan çekirdek sayısının yarıya düşmesi için geçen süredir. $T_{1/2}$ ile ifade edilen yarılanma ömrünü bulabilmek için $N = N_0/2$ alınırsa,

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

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

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

bulunur. Yarı ömür çekirdeğin fiziksel ve kimyasal etkilerle değişiklik göstermeyen bir parametresidir. Bu ifadeden bozunum kanununda $\lambda = 0,693/T_{1/2}$ yazılarak yeniden ifade edebiliriz.

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

Radyoaktif haldeki izotoplar oldukça geniş bir aralıkta yarılanma sürelerine sahiptir. 10^{-21} s ile en kısa yarı ömre sahip olan çekirdek ${}^4\text{He}$, en uzun yarı ömre sahip çekirdek ise 1017 yıl ile ${}^{204}\text{Pb}$ 'dir.

Radyoaktif bozunuma bir olasılık olayı gibi bakıldığında bozunum olasılık yoğunluğu fonksiyonu açıklanabilir.

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

Çekirdeğin herhangi bir t ile t+dt zaman aralığındaki bozunum olasılığını veren 1.9 denkleminde radyoaktif çekirdeğin bozunması için geçen ortalama süre bulunabilir.

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

1.6. Zincirleme Bozunum Süreci

Deneysel çalışmaların bir sonucu olarak radyoaktif bozunum üstel bir yasayla değişmektedir. Bu yasa türetilirken de; atom bozunumun istatistiksel bir olay olduğu, belirli ihtimallerle bozunuma sahip olmasının mümkün olduğu bulunmuştur. Bu kanuna göre bir çekirdeğin ne zaman bozunuma uğrayacağını bilmek olanaksızdır. Fakat çekirdeklerin toplamının zamana bağlı olarak bozunma olasılıkları, bulunabilir.

Dikeye uğrayan bir çekirdek için bir saniye içerisindeki bozunma olasılığı, λ ile verilir ve birinci çekirdek için bu olasılık λ_1 alındığında, istatistik yasasının temel varsayımına göre; λ bozunma sabitinin zaman ile var olan diğer çekirdeklerin tip ve sayılarından bağımsız olması gerektiğini öngörür. Bu koşulda bir dt zaman aralığındaki her bir atom için bozunma olasılığı $P(t)=\lambda dt$ ile ifade edilir. Verilmiş olan bir t zamanında eğer bozunuma uğramadan kalan N tane atom var ise, dt küçük zaman aralığında bozunuma uğrayacak atomların sayısı;

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

olur. Bu denklemde görüldüğü gibi kısa dt zamanındaki bozunum sayısı, bozunmadan kalan atomların sayısı (N) ile dt zamanıyla doğru orantılıdır. Denklemdeki - işareti, (t) arttığı sürece N'nin azalacağını gösteriyor. Bu durumda bağıntı;

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

şeklinde yazılarak, t = 0 iken radyoaktif atomların sayısı N_0 olduğu varsayılarak integre edildiğinde;

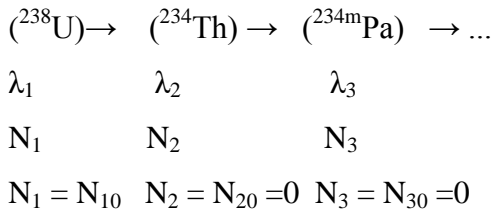
$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.13)$$

bulunur. Burada $N(t)$, t zamanındaki var olan radyoaktif haldeki atomların sayısı λ ise radyoaktif çekirdeğin bozunma olasılığı ya da kısaca bozunum sabiti olarak ifade edilir. Eşitlik (1.13)'teki radyoaktif atom sayısı yerine aktivitesi (A) yazıldığında;

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

denklemini elde edilir. Bu durumda A herhangi bir örneğin aktivitesi, N radyoaktif atomların sayısı ve λ bozunma sabitine bağlı bir nicelik olur.

Herhangi bir t zamanında λ_i bozunma sabiti ile kız çekirdeğe bozulan ana çekirdeğin atom sayısı N_i olsun. Kız çekirdeğin atomlarının sayısının N_2 ile gösterebiliriz. Burada λ_2 bozunma sabiti ile bir başka çekirdeğe dönüşecektir. λ_3 bozunum sabiti ile dikeye uğrayacak çekirdeğin sayısı ise N_3 olsun. Bunlara ek olarak $t = 0$ durumunda $N_1 = N_{10}$, $N_2 = N_{20}$ ve $N_3 = N_{30}$ olduğu kabul edildiğinde, zincirleme radyoaktif parçalanma aşağıda olduğu gibi ifade edilir.



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 (dikey) denklemleri yazılır. Bu denklem N_1 'in dikey hızını verir.

Eşitlik (1.16) N_2 türündeki nüklitlerin $\lambda_1 N_2$ hızıyla üretildiklerini $\lambda_1 N_2$ hızıyla dikeye uğradıklarını göstermektedir. Eşitlik (1.17) ise N_3 çekirdeğinin 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 eşitlik (1.16) da düzenlendiğinde;

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

veya

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

sağlanır. Bu bağıntının her iki tarafı ile ikinci parametre 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;

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

bulunur. Bu eşitlikte C integral sabitinin değeri $t = 0$ da $N_2 = N_{20} = 0$ değeri yerine konularak,

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

bulunur. Bulunan C değeri Eşitlik (1.23)'de yerine yazılıp eşitliğin her iki tarafı $e^{\lambda_2 t}$ 'ye bölüldüğü zaman;

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

Elde edilir. Böylece (1.18) bağıntısı $t = 0$ da $N_3 = N_{30} = 0$ şartıyla çözüldüğünde,

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

Elde edilir. (1.18), (1.25), (1.26) denklemlerin yardımı ile herhangi bir t anındaki mevcut atomların sayısını bulmak mümkündür. Bu denklemler, $t = 0$ ile özel durumlar için türetilmiştir. Artık $t = 0$ sıfır olmasa bile N_1 , N_2 ve N_3 için genel denklemler aşağıdaki ifadeler şekilde türetilbilirler.

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

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

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

şeklinde düzenlenecektir. Eşitlik (1.27), Eşitlik (1.28)de, denklemleriyle örneğin; ^{238}U , ^{234}Th ve $^{234\text{m}}\text{Pa}$ nüklitlerinin zincirleme bozunma durumunda, $A(^{238}\text{U}) = \lambda^1 N^1$, $A(^{234}\text{Th}) = \lambda_2 N_2$ ve $A(^{234\text{m}}\text{Pa}) = \lambda_3 N_3$ aktivitelerinin zamanla değişimini verir [26].



2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR

S.Solak ve ark. (2012), tarafından yapılan çalışmada Adana'daki inşaat yapım alanlarından ve bayilerden toplanan 14 farklı bina materyalinin toplam 117 tane örneğin doğal radyoaktivite seviyesi belirlenmiştir. Bu çalışmada HPGe dedektörlü gama-ışın spektrometresi kullanılmıştır. Çalışılan bina materyali örneklerinde ölçülen Ra-226, Th-232 ve K-40'ın ortalama aktivite konsantrasyonları sırası ile 2.1 ile 88.2 Bq/kg, 1.8 ile 52.7 Bq/kg ve 68.1 ile 847.5 Bq/kg arasında bulunmuştur. İçerideki soğurulmuş doz hızı ve buna karşılık gelen yıllık etkin doz oranı bina materyallerinin kullanımından potansiyel olarak maruz kalınan risk için değerlendirildi. Harici ve dahili indeksin elde edilen değerleri önerilen en üst seviyenin altında bulunmuştur. Belirlenen etkin yıllık doz değerlerinin tümü 0.3 mSv'lık önerilen seviyeden düşüktür.

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}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K ortalama aktivite seviyeleri sırasıyla 152.4, 54.9 ve 183.1 Bqkg⁻¹ olarak bulunmuştur.

N.Yıldız ve arkadaşlarının yapmış olduğu çalışmada toprak örneklerindeki U-238, Th-232, K-40 ve fisyon ürünü Cs-137'nin ortalama aktivite konsantrasyonları yüksek saflıktaki germanyum gama ışın spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Aktivite konsantrasyon değerleri sırasıyla 18.9, 27.2, 524.0 ve 10.6 Bq/kg olarak bulunmuştur. Aktivite sonuçları frekans dağılımları için analiz edildi, tablolanmış ve Türkiye ve dünya çapında literatür ile karşılaştırılmıştır. Topraktaki radyonüklit dağılımından da harici maruz kalındığından dolayı dış havadaki soğurulmuş gama doz oranı ve buna karşılık gelen yıllık etkin doz hesaplanarak radyolojik risk değerlendirilmesi yapılmıştır.

C. Cambazoğlu ve ark. (2014), tarafından yapılan çalışmada Kilis ilinin farklı bölgelerinden alınan yüzey toprak örneklerinin ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K ortalama aktivite

değerleri HPGe dedektörlü gama spektrometresi kullanılarak analiz edilmiş ve içeride ve dışarıda maruz kalınan radyolojik risklerin nedenleri değerlendirilmiştir. Örneklerdeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'un ortalama aktivite değerleri sırasıyla 16 ± 2 , 14 ± 2 ve 206 ± 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 Türkiye, Kırklareli topraklarındaki radyonüklitlerin aktivite yoğunlukları haritalandırılarak ve çevresel gama doz hızları değerlendirilerek, yaşam boyu kanser riski için hesaplama yapılmıştır. 230 örnekleme istasyonundan alınan dış gama doz hızı belirlenerek ve toprak numuneleri 177 bölgeden alınmıştır. Toprak numunelerinin alındığı bölgenin koordinatları, küresel koordinatlandırma sistemi (GPS) ile belirlenmiştir. 118 ± 34 nGy/saat olarak elde edilen ortalama dış gama doz hızı eberline marka portatif radyasyon ölçer (ESP-2) ile belirlenmiştir. Kırklareli için yıllık etkin gama dozu $144 \mu\text{Sv}$ olarak belirlenmiş ve yaşam boyu kanser riski ise 5.0×10^{-4} olarak bulunmuştur. Toprak numunelerinin aktivite konsantrasyonları gama ışın spektroskopisi kullanılarak belirlenmiştir. ^{226}Ra , ^{238}U , ^{232}Th ve ^{137}Cs için ortalama aktivite değerleri sırası ile 37 ± 18 Bqkg⁻¹, 28 ± 13 Bqkg⁻¹, 40 ± 18 Bqkg⁻¹, 8 ± 5 Bqkg⁻¹ ve 667 ± 281 Bqkg⁻¹ olarak bulunmuştur. Kırklareli için ortalama radyonüklit aktivite yoğunluğu bazı yüksek değerlere karşın dünya ortalaması arasındadır. Kanser riski ve yıllık etkin gama dozunun dünya ortalamasından daha yüksek olduğu görülmüştür.

N. Khalifa Ahmed'in 2005 yılında yaptığı çalışma ise Mısır'ın Qena şehrinde yaygın olarak kullanılan inşaat malzemeleri (tuğla, çimento, alçı, seramik, mermer, kalker ve granit) incelenmiştir. Numunelerin radyoaktivite miktarları gama spektrometrik ölçümlerin kullanılmasıyla belirlenmiştir. En yüksek ^{226}Ra ve ^{40}K aktivite konsantrasyon değerleri sırasıyla 205 ± 83 Bqkg⁻¹ ve $8.7 \pm 3.9 \times 10^2$ Bqkg⁻¹ ile mermerde, ^{232}Th aktivite konsantrasyon değeri ise 118 ± 14 Bqkg⁻¹ olarak granitte bulunmuştur. Değişik inşaat malzemelerinde bulunan üç radyonüklit için ortalama

konsantrasyon ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K için sırası ile 116 ± 54 , 64 ± 34 ve $(4.8 \pm 2.2) \times 102 \text{ Bqkg}^{-1}$ olarak bulunmuştur. Radyum eşdeğer aktivitesi ve çeşitli tehlike endeksleri radyasyon tehlikesini tespit için hesaplanmıştır. Radyum eşdeğer aktivite değeri için maksimum sonuç mermerde $436 \pm 199 \text{ Bqkg}^{-1}$ 'dir. Bu malzemelerin en yüksek radyoaktivite düzeyleri ile havadaki doz hızı mermerde hesaplanmıştır.

M. Degerlier, G. Karahan ve G. Ozger'in 2008'de yaptığı çalışmada ise Adana çevresindeki yüzey toprağındaki tabii radyonüklit konsantrasyonları, HPGe dedektörlü gama ışın spektrometrik yöntem kullanarak belirlenmiştir. ^{238}U , ^{232}Th ve ^{40}K 'dan elde edilen ortalama aktivite konsantrasyon değerleri sırasıyla 17.6, 21.1 ve 297.5 Bqkg^{-1} olarak belirlenmiştir. Örneklerin alındığı noktalarda, yerden 1 m yukarıdaki harici gama doz hızı ölçümleri, portatif gama sintilasyon detektörü kullanılarak yapıp, ortalama değer 67 nGyh^{-1} olarak bulunmuştur ve yıllık etkin doz eşdeğeri ise $82 \mu\text{Sv}$ olarak belirlenmiştir.

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 K-40, U-238, Th-232 ve aktivite konsantrasyonları sırasıyla $10.4 \pm 0.7 \text{ Bq/kg}$ ortalama ile 2.6 ile 38.1 Bq/kg , $12.2 \pm 0.7 \text{ Bq/kg}$ ortalamayla 3.7 ile 40.5 Bq/kg ve $243.4 \pm 12.8 \text{ Bq/kg}$ ortalamayla 30.0-639.7 Bq/kg oranlarında hesaplanmıştır. 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 $22.4 \pm 9.5 \text{ nGy/h}$ ortalama ile 5.2 ile 53.6 nGy/h arasında değişiyor. Benzer olarak ortalama AED 0.03 mSv olarak bulunmuştur.

F.Gezer ve ark. 2012 yılında inşaat sektörü ve yol yapımında kullanılan Mersin ve Bandırma gübre fabrikalarından temin edilen fosfojips örneklerindeki Ra-226, Th-232 ve K-40 radyonüklitlerinin aktivite derişimleri gama spektrometresi tekniğı kullanılarak belirlenmiş ve incelenen fosfojips örneklerinin yapı katkı ham maddesi

olarak kullanılmasından kaynaklanan radyolojik risk değerleri hesaplanmıştır. Fosfojips örneklerinde ölçülen Ra-226, Th-232 ve K-40 aktivite derişimlerinin ortalama değerleri sırasıyla MGF için 250,8 Bq/kg, 14,6 Bq/kg ve 10,1 Bq/kg ve BGF için 826,6 Bq/kg, 9,0 Bq/kg ve 8,6 Bq/kg 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}U , ^{232}Th , ^{40}K ve ^{137}Cs aktivite konsantrasyonları HPGe dedektörlü yüksek çözünürlüklü gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Toprak örneklerindeki ^{238}U , ^{232}Th , ^{40}K ve ^{137}Cs aktivite konsantrasyonları sırasıyla 28.6 ± 0.7 Bq/kg ortalama ile 2.0 ile 220.0 Bq/kg, 33.0 ± 0.7 Bq/kg ortalama ile 1 ile 158.6 Bq/kg, 448.5 ± 7.3 Bq/kg ortalama ile 26.0 ile 1603.2 Bq/kg ve 13.4 ± 0.8 Bq/kg ortalama ile 1.0 ile 357.0 Bq/kg arasında değişmiştir. ^{238}U , ^{232}Th ve ^{40}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)'nın yaptığı çalışmada 2003 ile 2005 yılları arasında, Malezya Perak'ın Kinta semtinde doğal arka fon radyasyonu ile radyoaktivite konsantrasyon değeri incelenmiştir. Harici gama doz hızları 39 - 1039 nGy⁻¹ aralığında bulunmuş ve ortalaması 222 ± 191 nGy⁻¹ olarak hesaplanmıştır. ^{238}U , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite konsantrasyon değerleri yüksek çözünürlüğe sahip koaksiyel HPGe detektörlü gama ışın sistemi kullanılarak belirlenmiştir. ^{238}U , ^{232}Th ve ^{40}K 'nin aktivite konsantrasyon değerleri sırasıyla, 12 - 426 Bqkg⁻¹, 19 - 1377 Bqkg⁻¹ ve 19 - 2204 Bqkg⁻¹ aralığında hesaplanmıştır. Radyonüklitlerin belirlenen aktivite konsantrasyon değerlerinden, soğurulmuş gama doz hızları bulunmuştur. Hesaplanan doz hızları ile ölçülen doz hızları iyi birer korelasyon katsayısına sahip olduğu (R=0.94) görülmüştür. Tabii radyoaktivitenin radyolojik tehlikelerini değerlendirmek üzere, radyum eşdeğer aktivite, soğurulmuş gama doz hızı ve ortalama kirlilik ağırlıklı doz hızları da hesaplanmıştır.

O.O. Alatise ve arkadaşlarının 2008 yılında yaptıkları çalışma ile Nijerya'nın topraklarında bulunan tabii radyoaktif malzemelerin, radyasyon düzeyleri belirlenerek topraktaki radyonüklit hesaplamaları yapılması amaçlanmıştır. Toprak numunelerindeki doğal radyonüklitlerdeki radyoaktivite derişimleri, yüksek çözünürlüğe ve düşük backgrounda sahip yüksek saflıklı koaksiyel gama ışın detektörü kullanılarak analiz edilmiştir. ^{40}K , ^{226}Ra ve ^{232}Th aktivite konsantrasyonları sırası ile 111.9 - 444.7 kBq/kg, 23.24-43.66 kBq/kg ve 6.48-12.79 aralığında ve ortalama değerleri ise sırasıyla 283.28 kBq/kg, 34.54 kBq/kg, ve 9.17 kBq/kg olarak bulunmuştur.

J. Al-Jundi, B.A. Al-Bataina, Y. Abu-Rukah, H.M. Shehadech (2003) çalışmasında ise Amman Akabe'den elde edilen topraklarda, doğal olarak oluşan karasal (^{238}U , ^{232}Th ve ^{40}K) radyonüklitin spesifik aktivite değerleri ile soğrulmuş gama doz hızları, HPGe dedektörlü gama ışın spektrometresi kullanılarak hesaplanmıştır. Toprak numunelerindeki aktivite değerleri ^{238}U için 22 - 104 Bqkg⁻¹, ^{232}Th için 21 - 103 Bqkg⁻¹ ve ^{40}K için 138 - 601 Bqkg⁻¹ aralığında hesaplanmıştır. En yüksek ^{238}U aktivite değeri Al-hassa'nın fosfat madeninden temin edilen numunelerde elde edilmiştir. Yapılan çalışmadaki yıllık etkin doz eşdeğeri ise 40-151 µSv olarak bulunmuştur. Ortalama değer UNSEAR-2000 raporunda verilmiş olan yapı içi radyasyon dozu limitleri içinde olduğu görülmüştür.

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±5.90 ve 888.68±76.16 Bq/kg olarak bulunmuştur. Gama yayan radyonüklitlerin aktivite konsantrasyonlarını ölçmek için yüksek saflıkta germanyum dedektörü kullanılmıştır. ^{226}Ra , ^{238}U , ^{232}Th ve ^{40}K ortalama spesifik aktivite değerleri sırasıyla 57.7±5.4, 44.9±6.3, 18.1±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 arkadaşlarının (2011)'nin yaptığı çalışmada Yemen'nin Juban şehri civarından toplanan kaya ve toprak örneklerindeki ^{232}Th , ^{40}K , ^{226}Ra ve ^{137}Cs atığının doğal radyoaktivitesi ölçülmüştür. Topraklardaki radyonüklitlerin konsantrasyonları HpGe dedektörlü gama ışın spektrometresi ile belirlenmiştir. ^{232}Th , ^{40}K , ^{226}Ra '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 ± 60 Bq/kg), (55 ± 3 , 121 ± 6.4 , ve 2341 ± 75 Bq/kg), (212.8 ± 8.3 , 109 ± 5.1 , ve 32.4 ± 4.5 Bq/kg), ve (32.1 ± 1 , 22.3 ± 2.4 ve 190.7 ± 13 Bq/kg) olarak bulunmuştur. Toprak için uygun bulunan değerler 44.3 ± 4.3 , 58.2 ± 5.0 , ve 822.6 ± 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. Malzeme

3.1.1. Radyasyonun Ölçüm Yöntemleri

Nükleer radyasyonların belirlenmesi için kullanılan dedektörler benzer özellikte çalışma ilkesine sahiptirler. Detektöre giren radyasyon (ışınım), dedektör materyalinin atomları ile etkileşerek enerjisinin bir bölümünü ya da tamamını kaybederek atom yörüngelerindeki düşük enerjiye sahip olan elektronların salınmasına sebep olur. Salınan elektronlar analiz edilmek için toplanarak, elektronik devreyle gerilim veya akım haline dönüştürülürler. Dedektör malzemesinin seçimi ölçülecek olan radyasyon türüne ve radyasyon hakkındaki bilgiye bağlıdır. Düşük enerjiye sahip olan nükleer tepkimelerden yayınlanan yüklü parçacıklar ile radyoaktif bozunumlar sonucu salınan alfa parçacıklarının katı içindeki en fazla menzili 100 μm 'den küçük olduğundan dolayı dedektörün oldukça ince bir pencereye sahip olması gereklidir. Beta bozunumları sonucu yayınlanacak olan elektronlar için bu kalınlık 0,1 mm-1 mm aralığında olması gerekir iken, γ ışınımında bu aralık daha fazladır.[18].

Ölçmek istenilen radyasyon türüne ve özelliğine bağlı olarak dedektörün seçimi değişmektedir. Radyoaktif materyallerin fiziksel özellikleri farklı olduğundan dolayı radyasyonların tümünü aynı anda ölçebilecek bir dedektör yoktur fakat bir ya da birkaç radyasyonu aynı anda ölçebilen dedektör bulunmaktadır.

3.1.2.1. İyon Odası Dedektörü

γ , x ışınları ve β parçacıkları ölçümünde iyon odaları kullanılmaktadır. Yüksek doz şiddetlerini ölçmede son derece yararlı olmasının yanı sıra alçak radyasyon şiddetine duyarlıdır. İyon odaları 60-300 V'luk çalışma aralığında etkindir ve bazı radyasyonları ayırt etme özelliği yoktur. Atmosfer basıncındaki hava gaz olarak kullanılmaktadır.

3.1.2.2. Geiger-Müller Dedektörü

%98 He ve %1.3 Bütan (Q-gazı) ile dolu tüpten oluşan geiger-müller dedektörü, iyon odalarındaki gibi, çeşitli reaksiyon sonrası oluşan averaj akımı ölçmek yerine, GM dedektörü her bir etkileşimi kayıt altında tutar. Bu şekilde sadece bir iyonlaştırıcı olay GM tüpü ile sayım veya puls üretilmiş olur. GM tüpü süreci başlatan orijinal iyon çiftlerinin sayısını hesaba katmadan tüm pulsları eşit büyüklükte üretmiş olur. Bu nedenle Geiger-Müller dedektörü radyasyon enerjilerini ya da türlerini ayırt edemez. Bundan dolayı GM dedektörlerinin çoğu dakikadaki sayım (CPM) olarak ayarlanır. Geiger-Müller dedektörleri 900-1300 V'luk çalışma aralığında temelde radyoaktif materyalin varlığını dedekte etmekte kullanılır.

3.1.2.3. Orantılı Sayaçlar

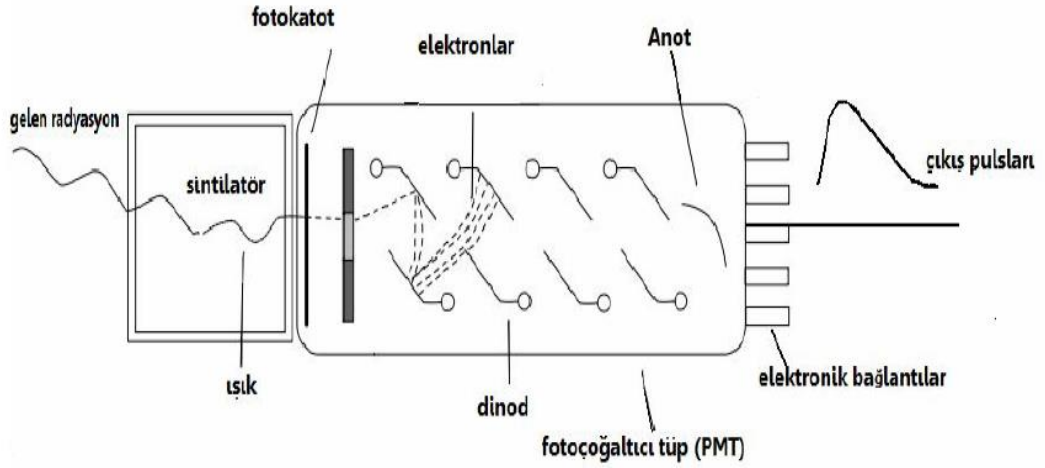
Bu tür dedektörlerde elektrotlara uygulanmış olan voltaj iyonlaşma odasındakiler uygulanan voltajdan çok daha fazla olup puls büyüklüğü belirli bir limite kadar artan voltaj ile artar. Bu tür dedektörler ile;

1. Düşük enerjiye sahip gama ışınları veya x ışınları ölçülür,
2. İyon odasına açılan mika ya da naylondan yapılan ince pencereyle alfa parçacıklarının ölçümü yapılabilir.

Gazın çalışma voltajı 1500-4000 V aralığındadır ve çoğaltma faktörü 105-106'dır. Orantılı cihazlar radyasyonları ayırt etme özelliğine sahiptir.

3.1.2.4. Sintilasyon (Pırıldama) Dedektörleri

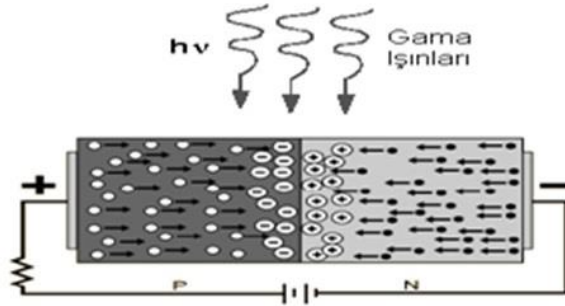
Verilen enerji elektronu ortamdaki yerinden koparmaya yetmediği zaman uyarılmış durumdaki elektron, tekrar eski konumuna döndüğü sırada görünür bir ışık yayar. Sintilasyon fosforları tarafından yayılan ışığı PMT (foto çoğaltıcı tüpler) toplayarak, voltaj pulsu şekline dönüştürür. Oluşan pulsun büyüklüğü radyasyonun enerjisi ile orantılı şekilde değişir. Dedektörlerin bu tipi enerji ayırımı ve sayım için kullanılırlar.



Şekil 3.1. Sintilasyon dedektör şeması

3.1.2.5. Yarı İletken Dedektörler

Yarı iletken maddelerden yapılırlar: Si (Silisyum) ve Ge (Germanyum) gibi. Radyasyonun bu maddelerde oluşturduğu ilkesine göre çalışan bu dedektörler ile radyasyonun enerjisi ölçülmektedir. [16].



Şekil 3.2. Yarıiletken dedektör şeması

3.1.2.6. Nötron Dedektörleri

(n.α), (n. β), (n. p) ve (n. γ) reaksiyonları sonucunda oluşan ikincil iyonlayıcı ışınlar diğer radyasyonların ölçüldüğü sistemlerle ölçülür. Nötron etkileşmesi sonucu oluşan izotopun kendisi radyoaktif olabileceğinden dolayı nötron dedektörleri genellikle tantal, indium ile Au plakaların yan yana getirilmesiyle kaza dozimetresinde kullanılır [16].

3.2. Yöntem

Bu çalışmada yöntem olarak yüksek saflıkta germanyum (HPGe) dedektörlü gama ışın spektrometresi kullanılarak Osmaniye’de ki yapı sektöründe yapı ve kaplama malzemesi olarak kullanılan bina materyali örneklerinin radyoaktivite değerleri belirlenmiştir.

3.2.1. Gama Spektrometresi

Gama ışın spektrometresi çeşitli matrislerde gama yayan izotopları belirlenmesine ve ölçülmesine izin veren analitik bir metottür. Gama ışın spektrometresi bir tek ölçümle ve daha az örnek hazırlamayla örnekteki çeşitli gama yayan radyonüklitleri belirlemek için sana izin verir. Ölçüm, spektrum çizgileri ile verilir, büyüklüğü radyonüklidin aktivitesiyle orantılıdır ve yatay eksen pozisyonu enerjisi hakkında fikir verir.

Gama ışın spektrometresi uygulamaları şunlardır:

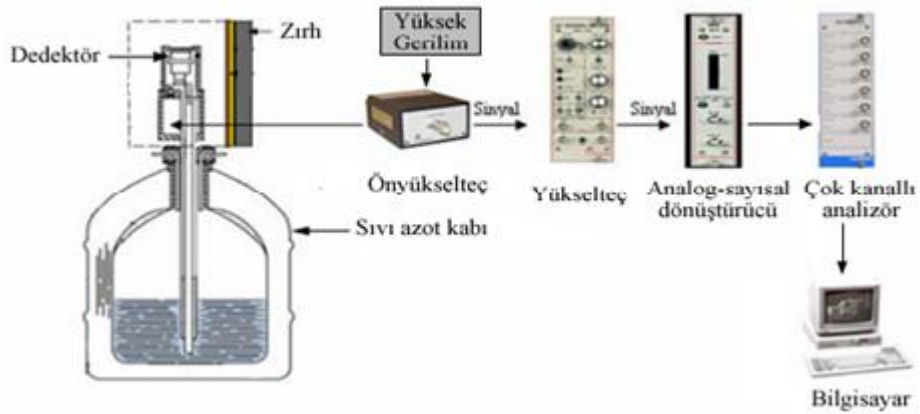
- Nükleer tesisleri izleme,
- Sağlık fiziği,
- Nükleer tıp,
- Malzeme araştırma,
- Biyolojik bilim,
- Çevresel bilim,
- Radyoizotopların endüstriyel kullanımları

Dünya çapında 200,000 den daha fazla gama-ışın spektrometresinin akademik ve sanayi laboratuvarlarında ve izlenimlerinde kullanıldığı tahmin ediliyor. Bu tekniğin teknik olarak son derece nitelikli olduğundan dolayı bilimcilerin ve mühendislerin bu alanda eğitimlerine devamlı talep olmuştur.

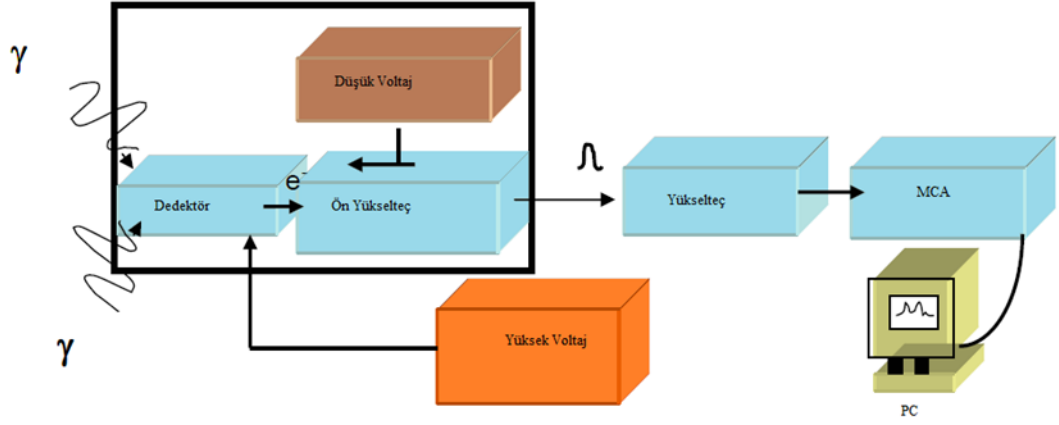
Çevresel örneklerde bulunan doğada bulunan radyoaktif serileri kapsayan radyonüklitleri belirlenmek amacıyla birçok radyoanalitik yöntemler kullanılıyor. Bu yöntemlerden en çok kullanılanları; gama spektrometresi, alfa spektrometresi, sıvı

sintilasyon sayacı ve orantılı sayaç ile α - β toplam sayacı gibi teknikler olmaktadır. Verimi yüksek, çözme gücü düşük olan talyum katkılı sodyum iyodür ve düşük verimli yüksek çözme gücüne sahip olan HPGe dedektörünün kullanıldığı gama spektrometrik yöntem, radyo kimyasal ön hazırlık prosedürüne ihtiyaç kalmadan dolaylı olmadan, zararsız, hızlı ve de radyonüklitleri bir arada ölçmek için imkân sağlar.

Gama ışın spektrometre sistemi, Ge (germanyum) kristaline gelen gama ışınlarının enerjisi ile orantılı olarak meydana gelen pulsların yükselteç vede önyükselteçte işlendikten sonra oluşan sinyalin ADC'de sayısal veriler haline dönüştürülmesi ve MCA'nın hafızasında spektrum şeklinde saklanmasına olanak tanıyan gama ışın sistemidir. Şekil 3. 3'de HPGe (Yüksek saflıkta germanyum) dedektörlü gama spektrometresi gösterilmektedir [24].



Şekil 3.3. Yüksek Saflıkta Germanyum Dedektörlü (HPGe) Gama Işın Spektrometresi [24]



Şekil 3. 4. Basit gama spektrometre sistemi

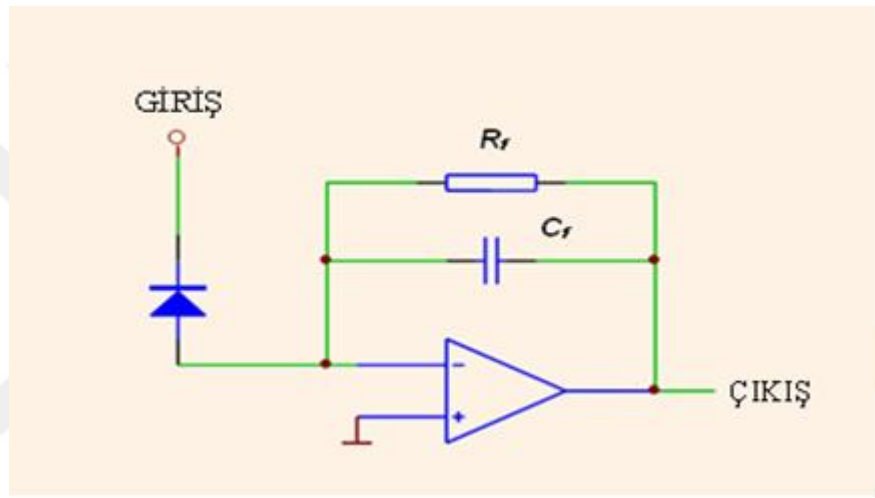
3.2.1.1 Yüksek Safılıktaki Germanyum (HPGe) Yarı İletken Dedektörleri

Ge dedektörleri iyonize radyasyon, özellikle X-ışınlarına ve gama ışınına duyarlı iç bölgede bir P-i-N yapıya sahip yarıiletken diyottur. Ters sapma altında bir elektrik alan iç ya da boşalan bölge boyunca uzanır. Fotonlar dedektörün boşalan hacmi içinde madde ile etkileştiğinde yük taşıyıcılar (holler ve elektronlar) oluşturulur ve P ve N elektrotları elektrik alan ile yayılır. Detektöre gelen fotonun depoladığı enerjiyle orantılı olan yük gerekli yüke duyarlı bir ön yükselteç tarafından gerilim (voltaj) pulsuna dönüştürülür.

Düşük bant aralığına sahip olduğundan dolayı germanyum dedektörlerindeki yük taşıyıcıların ısısal üretimini istenilen düzeye indirmek için soğutulması gerekmektedir. Soğutulmadığı durumda, dedektörün enerji çözünürlüğü ısısal üretimin oluşturduğu gürültü tarafından dedektörün enerji çözünürlüğü yıkılır. Bu tip dedektörler için en yaygın soğutma ortamı 77 K sıcaklığa sahip sıvı azottur. Dedektör LN2 kriostata yerleştirilmiş olan ya da bağlanmış olan vakum odasına kurulmuştur. Bu şekilde dedektörün duyarlı yüzeyi nem gibi tüm bulaşmalardan korunmuş olur.

3.2.1.2 Önyükselteç

Ön yükselteçte gama ışınlarının dedektörle etkileşimi sonucunda meydana gelen yük toplanır. Puls şekillendirilmesi önyükselteçte yapılmaz. Önyükselteç dedektöre yüksek öz direnç verir ve bu şekilde yükselteç ile dedektör arasında bir öz direnç uyuşturucu şeklinde görev yapmış olur. Önyükselteçler üç şekilde tasarlanabilir: yüke hassas, gerilime hassas ve akıma hassas. Yüke duyarlı ön yükselteçler çoğunlukla kazancın dedektör kapasitansından bağımsız olması nedeni ile yüksek çözünürlüklü gama spektrometresinde kullanılır (Şekil 3.4) [24].



Şekil 3.5. Yük hassasiyetli ön yükseltecin şematik görünümü

Dedektör içinde meydana gelen yük, belirli zaman süresince C_f kapasitörüyle toplanır. Yükün toplanması kapasitördeki gerilimi artırır. R_f geri besleme direnci kapasitöre paraleldir çünkü önyükselteç girişini bir sonraki pulsa hazırlar. Bu çerçevede yapılan önyükselteçler direnç geri beslemeli önyükselteç olarak ifade edilir. Çıkış pulsunun ortaya çıkma süresi 100-700 ns aralığında olduğu için hızlıdır ve dedektörün yük toplama şekillerine göre çıkış pulsunun azalım süresi uzun olur, geri besleme devresinin $R_f C_f$ çarpımıyla elde edilen zaman sabiti azalım zamanıyla belirlenmiş olur. Çıkış pulsunun azalım süresinin uzun olması nedeni ile arka arkaya gelen pulslar üst üste biniyor olması ve R_f geri besleme direncinden dolayı oluşan gürültü direnç geri beslemeli ön yükselteçlerdeki en önemli iki sorundur. Geri besleme direncinden kaynaklanan gürültü direnç değeri büyük seçilerek en aza indirilir [24].

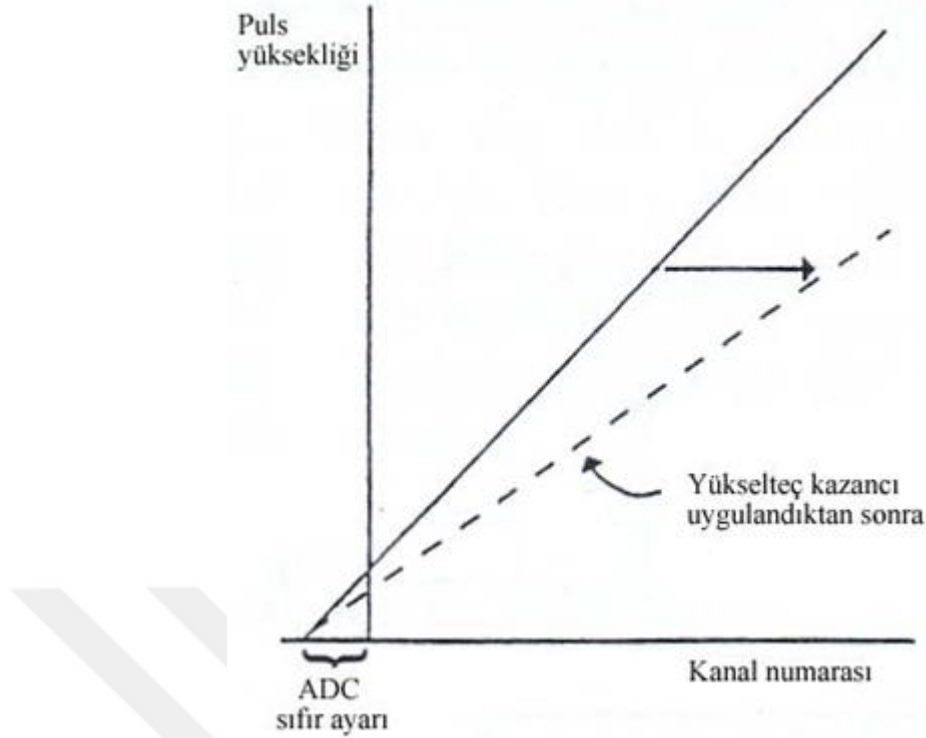
3.2.1.3. Yükselteç

Puls yüksekliğini ölçmek için ön yükselteçten çıkan kuyruklu pulslar, uygun olmamaktadır. Yükselteç bu kuyruklu pulsları büyüterek daha kısa oluşma zamanına ve çok hızlı azalım zamanına sahip pulslara dönüştürür. Yüksek çözünürlüğe sahip gama spektrometresinde kullanılacak olan yükselteçlerin sıfır kutup düzeltmesi ve taban seviye düzeltmeleri yapılarak şekillendirmenin istenmeyen etkilerini düzeltilir.

3.2.1.4. Çok Kanallı Analizör

Yükselteçte şekillendirilen pulslar detektöre gelen gama ışını enerjisi ile orantılı yükseklikte oluştuğundan sonra bu pulslar çok kanallı analizörde sıralanır. Nükleer spektroskopide yaygın olarak kullanılan çok kanallı analizörler 13-4 bitspektrum kaydetme hafızasına sahiptir.

Çok kanallı analizöre gelen puls yüksekliği ve bu puls yüksekliğine gelen kanal numarası arasındaki ilişkinin doğrusal olması gerekmektedir. Analog sayısal dönüştürücüye sıfır ayarı yapılarak genliği küçük olan gürültü pulsları engellenmiş olur. Çok kanallı analizörde, tanımlanmış olan iki farklı doğrusallık vardır: İntegral ve diferansiyel doğrusallık. Kanal numarası ve puls yüksekliği arasındaki doğruluğun sapma ölçüsü integral doğrusallık olarak tanımlanır. İntegral doğrusallığa göre daha hassas olan diferansiyel doğruluk ise kanal genişliklerinin kararlılığını gösterir [24].



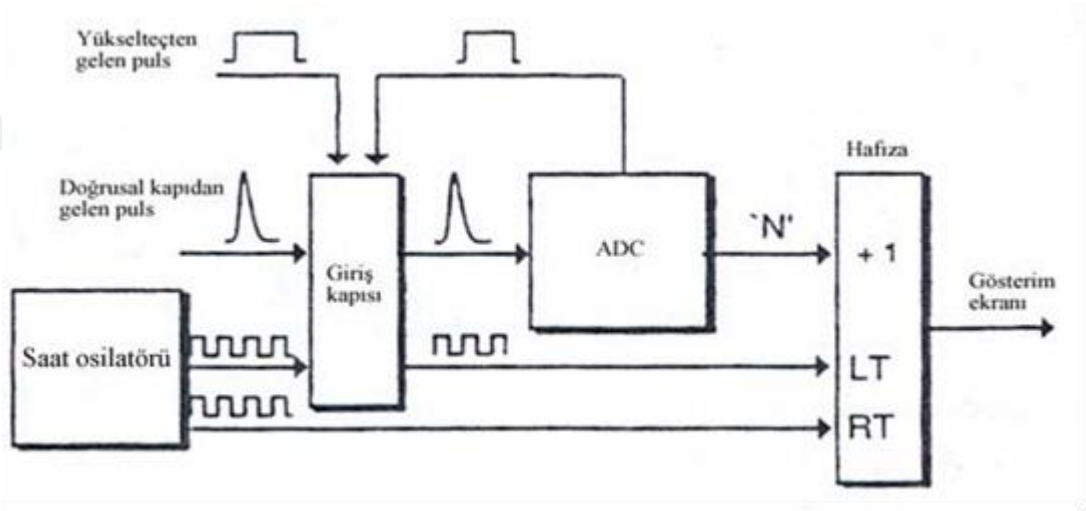
Şekil 3.6. Çok kanallı analizöre gelen puls yüksekliği ve kanal numarası arasındaki ilişki

Çok kanallı analizör ayrıca aynı anada veya bölünerek kullanılabilen spektrum kaydetme hafızası olarak da nitelendirilir ve MCA'nın kanal sayısı 16K'ya kadar çıkabilir. Spektrumun elde etmek için kullanılacak olan kanalın sayısını dedektörün ayırma gücü ile ilgilenilen enerjinin aralığına bağlı olarak seçmek gerekir. Germanyum dedektörlerinde genellikle kanal sayısını seçmek için uygun durum yarı yükseklikteki tam genişlik, $YYTG=4$ kanal sayısına eşit geldiği durum olarak kabul edilmektedir. Germanyum dedektörlerdeki 1000 keV ile 1500 keV enerji aralığında $YYTG=2$ keV olduğu için kanal başına 0,5 keV'lik enerji karşı gelir. Bundan dolayı 2000 keV'den daha büyük bir enerji aralığı ile ilgileniyorsa pratikte 4096 veya 8192 kanal seçmek gerekir.

3.2.1.5. Analog Sayısal Dönüştürücü

Gama ışın spektrometresinde yükselteçten çıkan analog sinyal (çıkış pulsu) analog sayısal dönüştürücü ile eşdeğer olan bir sayıya dönüştürülür. Ve her puls yüksekliğine bağlı olarak sıralanıp ve uygun bir kanala gönderilir (Şekil 3. 7).

Dönüştürücünün kontrol ettiği giriş kapısı önce gelen pulsun sayısallaştırılması esnasında ADC'ye başka bir pulsun gelmesini önler. ADC tarafından dönüştürücü meşgul olmadığı sürece mantık pulsu sağlanarak giriş kapısı açık tutulur. Giriş kapısı açık iken, bu kapıya yönlendirilmiş olan saat osilatör pulslarıyla ölçülür. Oluşan puls sayısı sistemin çalışma süresinin (live time, LT) ölçüsüdür. Gerçek süreyi (real time, RT) giriş kapısına gönderilmeyen saat osilatörü pulslarının sayısı belirtir. Şekil 3.5'de gösterilen sistemde pulsun işlenmediği süreye ise ölü zaman (DT) denir ve $DT = RT - LT$ ifadesinden bulunur [24].



Şekil 3.7. Analog sayısal dönüştürücünün şematik görünümü

3.2.1.6. ADC Ayırma Gücü

ADC yani ayırma gücü kullanılabilir toplam kanal sayısı olarak ifade edilir. Genellikle m-bit sahip bir ADC, 2m tane kanalı gösterir. HPGe dedektörlerinin kullanıldığı sistemde genellikle 16384 (6K), 8192 (8K) veya 4096 (4K) kanal vardır. İlgili enerji aralığı (keV)/ ADC kanal sayısı ifadesi ile ayırma gücü hesaplanır.

3.2.1.7. ADC Dönüşüm Kazancı

ADC bir spektrumu elde etmek için kullanılan kanalın sayısı olarak ifade edilir. Sistem 16384 kanallık ayırma gücüne sahip olmasına rağmen, bu kanallardan 4096 tanesi spektrumda kullanılabilir, böylece 4096 tane dönüşüm kazancı olur ve 0 - 10V aralığında bulunan pulslar 1- 4096 aralığındaki kanallarda kaydedilir. 3 tip ADC spektroskopi uygulamalarında kullanılır: i) Wilkinson tipi ADC, ii) Sabit dönüştürme zamanlı ADC ve iii) Flash tip (ayraçları paralel bağlı) ADC'dir. ADC'nin sadece iki tipi nükleer spektroskopi uygulamalarında yaygın olarak kullanılır [24].

3.2.2. Gama Spektrometrik Analizler

Ölçüm işlemleri; kuyu tipi HPGe dedektörlü (Canberra GX5020) gama spektrometresi ile yapılmıştır. Dedektör Canberra Model 747 kurşun zırh (9,5 mm kalınlığındaki çelik iskelet içinde 100 mm kalınlığında) ile zırhlanarak ortamda bulunan arka fon (background) radyasyon etkisi en aza indirilmiştir. Bunun dışında 72–88 keV enerji aralığındaki kurşun X ışınlarını önlemek için zırhın iç kısmı 1 mm kalınlığında katmanyum ise 24-28 keV aralığındaki X ışınlarını önlemek amacıyla 1,6 mm kalınlığında bakır ile kaplanmıştır. Zırhın taban kısmında Pb ile kapatılmış 11,4 cm çapında halka şeklinde boşluk bulunmaktadır. Bu boşluktan dedektör kabloları ve dikey geometrili kriyostat geçmektedir. Zırh içerisindeki etrafa saçılan radyasyonu en aza düşürmek için dedektör zırhın merkezine konumlandırılmıştır. 50 L hacimli vakumlu (çift duvarlı) sıvı azot kabı azot soğutması için kullanılmıştır [26].

Çizelge 3.1. Yüksek Saflıkta Germanyum Dedektörün Özellikleri.

Dedektör Tipi	Canberra HPGe Detector
Bağlı verim	%50
Enerji ayırma gücü ve pik/Compton oranı ^{60}Co 'ın 1332,5 keV enerjisindeki yarı maksimumdaki tam genişliği	1,94 keV ve 69.8:1
Dedektörün geometrisi ve kristalin tipi	Kapalı uçlu, eş eksenli ve p-tipi Ge
Çap ve yükseklik	65.5 mm ve 62.5 mm
Pencerenin yapıldığı malzeme ve kalınlığı	Al, 1 mm ve 15,9 cm ²
Pencereden uzaklık	5 mm
Azot kabı ve kriyostat	Dikey geometrili

3.2.2.1. Pik Alan Hesabı

Bir pikin net alanı;

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

ile bulunur. Bu denklemde;

S: Pikin net alanı,

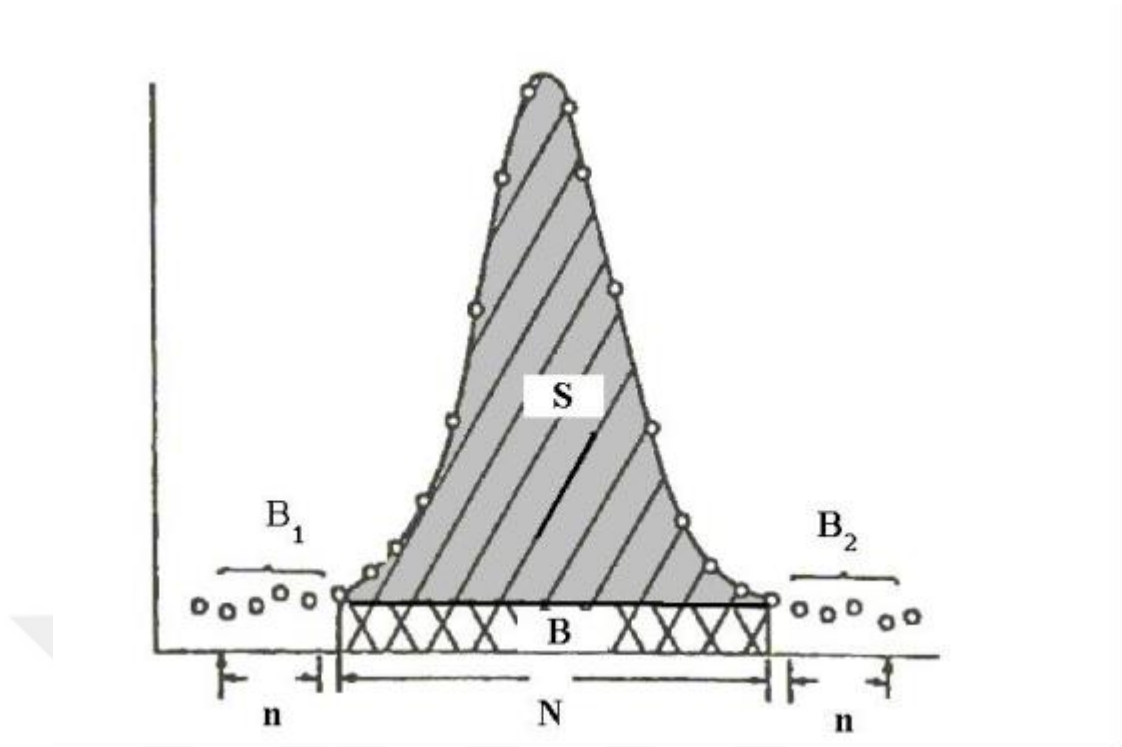
G: İlgilenilen bölgenin toplam sayım sayısı,

B: Arka (doğal) fondur.

Şekil 3.8.'ta gösterilmiş olan pikin B alanı,

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

denklemden elde edilir.



Şekil 3.8. Pik alanı hesabı

Burada ;

N: İlgilenilen pikin kanal sayısı,

n: Pikin solundaki ve sağındaki doğal pikin kanal sayısı

$$B_1 = \left(\sum_{a=x_1}^{x_1+n-1} x_a \right) / n \quad \text{fotopikin sol tarafında bulunan arka fon sayımlarının ortalaması,}$$

$$B_2 = \left(\sum_{a=x_2-n+1}^{x_2} x_a \right) / n \quad \text{fotopikin sağ tarafında bulunan arka fon sayımlarının ortalaması,}$$

Şekil 3.6.'de gösterilen bir fotopikin net pik alanındaki belirsizlik aşağıdaki denklemlerle hesaplanır.

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

σ : Standart Sapma

G: Piktteki toplam sayım
N: İlgili pikin toplam kanal sayısı
n: Seçilen uç kanal sayısı (4 veya 2)

Daha önce B1 ve B2 tanımlanmıştı. Hesaplanmış olan pik alanının sayım istatistiğini vurgulamak için, “yüzde hatası” aşağıda gösterilen eşitlikle hesaplanır:

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

NP: Pikin alanı
 σ : Standart Sapma
m: Güven Katsayısı

3.2.3.2. Standartla Karşılaştırma Yöntemi

Bu yöntem hazırlanan numunelerin aktivitelerini hesaplanmak için kullanılan alternatif ve güvenilir bir yöntemdir. Daha önce aktivitesi bilinen aktif toryum, potasyum ve uranyum standartları örnekleri ölçeceğimiz kaplarla aynı geometriye sahip numune kaplarına konulduktan sonra ölçülür, standartların sayım hızları bulunduğundan sonra gama spektrumları elde edilir. Standartlar ölçüldükten sonra aynı geometriye göre hazırlanan örnekler sayım süresi yaklaşık 86.000 olacak şekilde sayılır. Örneklerin aktivitesi standartların aktivitesi bilindiğinden dolayı sayım hızlarının oranından kolaylıkla ve güvenilir olarak hesaplanır. Elde edilen spektrumların radyonüklitleri analizörde seçilir, bilgisayar ortamına aktarılır, bilgisayar ortamında sayım hızları hesaplandıktan sonra her örneğin özgül aktivitesi örnekler standartların sayım hızlarıyla oranlanarak hesaplanır.

Sayım hızlarının oranlanmasında dedektör verimleri birbirini yok eder ve bunun sonucu olarak verime bağlı hatalar ortadan kalkmış olur. Bu durum standartla karşılaştırma yönteminin en önemli avantajıdır [26,24].

As: Standardın aktivitesi.

Ax: Örneğin aktivitesi.

ms: Standardın kütlesi.

mx: Örneğin kütlesi.

ts: Standardın sayım süresi.

tx: Örneğin sayım süresi.

ε : Dedektörün Verimi.

f_γ : Gama Yayınlanma İhtimali.

$Sayım / t = Sayım\ hızı$ olarak gösterildiğinde standardın aktivitesi;

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

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

İki denklem birbirine oranlandığı zaman;

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

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

bulunur. $(Sayım/t) = sayım\ hızı$ olduğuna göre, denklem tekrar düzenlenirse;

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

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

Buradan A_x çekilirse;

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

Bulunur. Çizelge 3. 2, Çizelge 3. 3, Çizelge 3. 4’de bu yöntemde kullanılmış olan radyoaktif standartlar veriliyor. Çizelge 3.5’de ise standartların sayım süreleri ve kütlesi veriliyor.

Çizelge 3. 2. IAEA/RGU–1 (Uranyum Standardı)

Element	Derişim
Uranyum	400± 2 µg/g
Toryum	1 µg/g’den daha az
Potasyum	20 µg/g’den daha az

Çizelge 3. 3. IAEA/RGTh–1 (Toryum Standardı)

Element	Derişim
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	Derişim
Potasyum	44,8± 0,3 %
Uranyum	0,001 µg/g’den daha az
Toryum	0,01 µg/g’den daha az

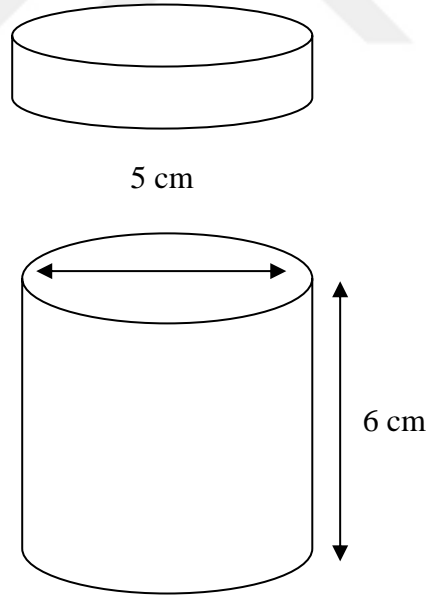
Çizelge 3. 5. Standartların Kütle ve Sayım Süreleri.

	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

3.2.3. Örneklerin Toplanması ve Analize Hazırlanması

Osmaniye’de ki yapı sektöründe yapı ve kaplama malzemesi olarak kullanılan bina materyali örneklerinden her biri yarım kg olan 70 adet numune alınıp torbalara konuldu. Yapı (çimento, beton, gazbeton, killi tuğla, ponza tuğla, kum ve çakıl) ve kaplama (granit, mermer, seramik, kireçtaşı, alçı taşı, derz dolgu ve tutkal) örnekleri Çukurova Üniversitesi Fen-Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümü Gülten Günel Nükleer Fizik Araştırma Laboratuvarı’na getirilen numuneler öncelikle elendikten sonra fırında 105 °C sıcaklıkta 8 saatte neminin gitmesi için kurutuldu.

Kurutulan numuneler tekrar elendikten sonra gama spektrometresinin kalibre edildiği standartların bulunduğu 5x6 geometrisine sahip plastik kaplara yerleştirilerek hassas terazide tartıldı. Tartılan numunelerin ^{226}Ra ve radyumun ürünü olan ^{222}Rn ile aradaki kalıcı dengeyi sağlamak amacı numune kaplarını sığil ederek yaklaşık 1 ay süresince beklemeye bırakıldı. Bu şekilde numuneler radyoaktivite ölçüm ve analiz için hazırlanmış oldu.



Şekil 3. 9. Kalibrasyon ve ölçümler için kullanılan plastik örnek kabı.

3.2.4. Ölçme İşlemi

Numunelerin aktivitelerini ölçmek için 2 farklı yöntem uygulanmıştır. Bu yöntemlerde ilkinde gama spektrometresinin verim kalibrasyonu yapıldıktan sonra plastik kaplara konularak hazırlanan örneklerin her biri yaklaşık 24 saat (86000 saniye) sayılarak spektrumlar kayıt altına alındı. Elde edilen sonuçlar MCA (çok kanallı analizöre)'ya gönderilerek daha önce belirlenen piklerin seçiminden sonra bilgisayar ortamına aktarılan spektrumlarla radyonüklitlerin aktiviteleri Bq/kg cinsinden hesaplandı.

Diğer yöntemde ise hazırlanan numuneler standartla karşılaştırma yöntemi kullanılarak ölçüldü. Karşılaştırma yöntemine göre aktiviteleri bilinen aktif halde bulunan uranyum, toryum, potasyum ve soil-375 standartları 5x6 geometrisine sahip kaplara hazırlanıp dedektöre uygun geometride yerleştirildi ve standartların gama spektrumları elde edildi. Sayımları yapılan standartlar için sayım hızları bulunduğundan sonra standartlarla aynı geometriye göre hazırlanmış olan 15 örnek için 86.000 saniyelik sayım süresi uygulandı.

Spektrumlarla ilgili olan radyonüklitler analizörde seçildikten sonra, bilgisayara aktarıldı, bilgisayarda sayım hızları hesaplanmış olan numuneler ölçülen standartların sayım hızları ile oranlanarak her numune için özgül aktivite değeri hesaplandı.

Karşılaştırma yönteminin avantajı, sayım hızları oranlaması yapılırken dedektör verimlerinin birbirini yok edip verime bağlı hataların ortadan kaldırılmasıdır.

Bina materyali numunelerini analiz etmek için ^{226}Ra aktivitesini hesaplamak için; $185,7(^{235}\text{U})+186,2(^{226}\text{Ra})$ keV deki fotopike, ^{214}Pb 'ün 295,2 keV ve 351,9 keV' lik fotopikine, ^{214}Bi 'ün 609,3 keV ve 1764,5 keV deki fotopikine bakılmıştır. ^{232}Th aktivitesini hesaplamak için; ^{208}Tl ' in 583,2 keV' deki fotopikine ve ^{228}Ac 'un 911,2 keV' deki fotopikine bakılmıştır. ^{40}K aktivitesini hesaplamak için 1460,8 keV' deki fotopike bakılmıştır. Bu ölçüm sisteminin ölçülebilir en düşük aktivitesini hesaplamak için aşağıdaki formül kullanılmıştır:

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

Bu denklemde MDA Bqkg⁻¹(güvenilirlik seviyesi %95), σ_{N_B} belirlenen bölge için arka-fon standart sapması ile arka-fon spektrumu için sayımların sayısının kareköküne eşittir, ε dedektörün mutlak verimi, P gama bozunumunun mutlak yayılım olasılığı, t saniye cinsinden ölçüm süresi ve w ise kilogram cinsinden kurutulan örneğin kütlesidir [26].



4. BULGULAR VE TARTIŞMA

4.1. Ölçülebilir en düşük aktivite değerinin hesaplanması

Aşağıda verilen eşitlik kullanılarak bina materyali numunelerine dair ölçülebilir en düşük aktivite (ÖEA) değerleri hesaplanmıştır [20].

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

Bu denklemde F_C istatistiksel kapsam faktörü (%95 güvenilirlik seviyesinde, 1,64 olarak alınmıştır), σ_{NB} ise ilgilenilen fotopiklerin arka fondaki (background) standart sapması (arkafon spektrumunda ilgilenilen her bir fotopikteki net sayım değerlerinin karekökü), ε HPGe dedektörünün mutlak verimi, P bozunum başına gama yayınlanma ihtimali, t ölçme süresi (s) ve w kütlesi (kg) dir. İnşaat firmalarından temin edilen yapı malzemesi numunelerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerine dair ortalama ÖEA değerleri sırası ile, 0.81, 1.2 ve 2.67 Bq kg⁻¹ ve 0.72, 1.3 and 2.85 Bq kg⁻¹ olarak bulunmuştur.

4.2. Yapı malzemesi numunelerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişim değerleri mutlak yöntem ile elde edilen aktivite derişim değerleri

^{226}Ra ve ^{222}Rn arasında kalıcı denge sağlamak için en az dört hafta bekletilen yapı malzemesi numunelerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivitelerinin derişim değerleri, aynı geometriye göre hazırlanan RGU, RGTh ve RGK standartlarının ölçümüyle elde edilen sonuçlara göre denklem 3.10 kullanılarak hesaplandı. Çizelge 4.1'de bina materyali numunelerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivitelerinin derişim değerleri verilmiştir.

Çizelge 4.1. Bina Materyali Örneklerinde Ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K Aktivitelerinin Derişim Deęerleri

Örnek	Adet	Aktivite Derişimi ($\text{Bq kg}^{-1} \pm 1\sigma$)		
		A_{Ra}	A_{Th}	A_{K}
Çimento	5	$21,4 \pm 4,6$	$16,3 \pm 2,6$	$218,1 \pm 81,8$
Beton	5	$23,4 \pm 3,9$	$29,8 \pm 7,8$	$152,6 \pm 56,5$
Gazbeton	5	$44,1 \pm 6,3$	$15,6 \pm 2,4$	$224,6 \pm 23,1$
Killi tuęla	5	$30,7 \pm 3,7$	$24,9 \pm 3,6$	$413,3 \pm 46,5$
Ponza tuęla	5	$59,2 \pm 2,1$	$50,0 \pm 4,8$	$854 \pm 25,4$
Kum	5	$42,1 \pm 11,4$	$27,6 \pm 10,8$	$437,3 \pm 93,6$
Çakıl	5	$12,7 \pm 0,9$	$10,1 \pm 3,7$	$142,5 \pm 15,7$
Granit	5	$75,2 \pm 15,9$	$16,9 \pm 8,7$	$504,3 \pm 21,6$
Mermer	5	$3,6 \pm 0,7$	$3,5 \pm 2,2$	$248,3 \pm 56,7$
Seramik	5	$35,7 \pm 3,3$	$51,1 \pm 5,7$	$442,5 \pm 43,9$
Kireçtaşı	5	$14,3 \pm 4,7$	$1,1 \pm 1,1$	$141,8 \pm 37,1$
Alçı taşı	5	$6,8 \pm 2,4$	$3,5 \pm 1,8$	$79,8 \pm 12,9$
Derz dolgu	5	$4,2 \pm 2,1$	$5,4 \pm 2,6$	$243,5 \pm 11,8$
Tutkal	5	$2,3 \pm 0,3$	$1,2 \pm 0,1$	$151,5 \pm 21,7$

4.3. Radyum Eşdeęer Aktivite

Yapı malzemesi olarak kullanılan numunelerde bulunan doğal radyonüklitler düzgün dağılımlı olmadıkları için, bu radyonüklitler sonucu oluşan radyolojik tehlikeleri hesaba katmak ve ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'un aktivite derişim seviyelerini temsili için radyum eşdeęer (Ra_{eq}) aktivite indisi türetilmiş olup, Ra_{eq} aktivite indisini hesaplamak için aşağıda verilen eşitlik kullanılmıştır:

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

Burada, A_{Ra} , A_{Th} ve A_K yapı malzemelerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın Bq/kg türünden aktivite derişimi olmaktadır. 1979 yılında OECD-NEA'nın yayımladığı raporda, ev ve işyeri binaları yapımında kullanılmak üzere üretilen materyallere yönelik olarak Raeq aktivite derişim değeri 370 Bq/kg olup, müsaade edilen en yüksek değerdir. Raeq aktivite derişimi, belirlenen bu değere eşit veya küçük olması durumunda, yapı malzemesi olarak kullanılan malzemelerin içerisindeki radyonüklitlerin neden olduğu dış ışınlamalardan kaynaklanan yapı içi yıllık etkin doz değerinin 1,5 mSv'in altında olması gerektiği kabul edilmiştir.

4.4. Harici ve Dahili Aktivite İndisleri

^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K gibi radyonüklitlerin yapı malzemelerinden kaynaklanan yapı içi gama radyasyon dozuna katkıda bulunmasından dolayı, bu radyonüklitleri içeren malzemelerin özgül aktivitelerini karşılaştırmak ve uygulama sınırının aşılp aşılmadığını değerlendirmek için harici ve dahili aktivite türetilmiştir. Aktivite indisleri türetilirken, kullanılacak olan malzemenin yapı içindeki miktarı ve tipi dikkate alınması gerekmektedir. Farklı doz hızı dağılımları radyonüklitlerin düzgün dağılım göstermelerinden, duvarların kalınlıklarından, kapı ve pencerelerin yerlerinden dolayı oluşur. Bu nedenle farklı modeller kullanılmasıyla farklı indisler elde edilebilir. Günümüze kadar birçok aktivite indisi önerilmiştir: gama indisi (I_γ) (aktivite derişim indisi), tipik seviye indisi ($I_{\gamma r}$) ve harici aktivite indis (H_{ex}) olarak isimlendirilir [17, 19].

Yaptığımız çalışmada, Avrupa Komisyonu (AK)'nun 1999 yılında yayımladığı raporda, ön görülen aktivite derişim indisi dikkate alınmıştır ve raporda açıklanmış olduğu gibi hesaplanmıştır. Aşağıda verilen eşitlik kullanılarak iş yeri ve ev yapımda kalıcı olarak kullanılmak üzere üretilen malzemelerin aktivite derişim indisi hesaplanmıştır.

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

Bu denklemde, ARa, ATh ve AK yapı malzemelerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin, Bq/kg olarak aktivite derişimleridir. Çizelge 4.2’de verilen aktivite derişim indisi deęerleri, doz sınırına, malzemenin yapı içinde kullanılma miktarına ve şekline baęlı kalınarak bu deęerler aşılmamalıdır. Yapı malzemesinin herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilmesi için $I\gamma \leq 1$ olmalıdır.

Çizelge 4.2. Doz ölçütünün Kontrolüne Yönelik Aktivite Derişim İndisi Deęerleri

Doz ölçütü	0,3 mSv y ⁻¹	1 mSv y ⁻¹
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 bina materyali örneklerinin ortalama $I\gamma$ deęeri 0.3 olarak hesaplanmış ve numunelerin gama indisi $I\gamma \leq 1$ olduğundan dolayı yapı malzemesi olarak eve ve iş yeri bina yapımında kullanılmasında, herhangi bir radyolojik risk oluşturmadığı görülmüştür.

Alfa radyasyonu yayınlayan radyonüklitler uranyum ile radyum serisinden radon-222 (^{222}Rn) ve toryum serisinin ürünü olan toron-220 (^{220}Rn)’dir. Her iki radyonüklit de asal gaz oldukları için, yapı malzemeleri gözenekli ortamlarda (yapı malzemeleri gibi) serbestçe hareket edebilirler ve bu malzemelerde oluşan ^{222}Rn (radon) ve ^{220}Rn (toron)’nin bir kısmı yüzeye ulaşarak ev ve işyeri binalarının içine nüfuz edebilir. Binaların içinde bulunan en önemli ^{222}Rn ve ^{220}Rn radyonüklit kaynağı, binaların yapım temelinde var olan topraktır; fakat yapı malzemeleri bazı durumlarda önemli kaynak hâline gelebilirler. Bunun dışında ^{220}Rn , yarı ömrünün (55,6 s) çok kısa ve derişiminin deęerinin düşük olmasından dolayı genellikle radyolojik deęerlendirmelerde dikkate alınmamaktadır.

Kısa yarı ömre sahip bozunum ürünlerinin yayınladığı alfa ve beta radyasyonlarından dolayı solunum yolu ile vücuda giren ^{222}Rn ev ve işyeri binalarında kullanılan yapı malzemelerin kullanılmasıyla iç ışınlamaya neden olmaktadır. Eski ve yeni binalar için yapı içi radon konsantrasyonu sırasıyla 400 Bq/ m³ ve 200 Bq/ m³ olarak verilmiştir [21].

^{222}Rn gazının solunmasından kaynaklanan ilave alfa radyasyonunun belirlenmesi ve değerlendirilmesi ile ilgili olarak alfa indisleri ve dâhili indisler (H_{in}) gibi indisler türetilmiştir. Aşağıda verilen denklemin kullanılmasıyla yaptığımız çalışmada temel alınan alfa indisi ($I\alpha$) hesaplanmaktadır.

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

Burada, A_{Ra} , yapı malzemelerinde bulunan ^{226}Ra 'nın Bq/ kg cinsinden aktivite konsantrasyonudur. Eğer $I\alpha > 1$ ise, ev içi ^{222}Rn aktivite konsantrasyon sınırı olan 200 Bq/ m³ 'ün aşılması gibi olası bir durum ortaya çıkar.

Bina materyali numuneleri için $I\alpha$ değerleri Çizelge 4.3'te gösterilmektedir

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

Doz hızı dönüşüm katsayıları, yapı malzemelerinde bulunan radyonüklidlerinden kaynaklanan dış ışınlamanın neden olduğu yapı içi soğurulmuş gama doz hızını (DR) hesaplarken kullanılmaktadır. Bu katsayılar ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitleri için, 0,92 nGy h-1/Bq kg-1, 1,1 nGy h-1/Bq kg-1 ve 0,08 nGy h1/Bq kg-1 olarak alınmıştır.

Kaplama ve yapı malzemelerinde bulunan radyonüklitlerinden kaynaklanan dış ışınlamanın neden olduğu yapı içi soğurulmuş gama doz hızı aşağıdaki eşitlik ile değerlendirilmiştir.

-Standart bir oda içindeki yapısal bina materyallerinin soğurulmuş gama doz hızı;

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

-Standart bir oda içindeki kaplama bina materyallerinin soğurulmuş gama doz hızı;

$$D_R (\text{nGy h}^{-1}) = 0,12 \times A_{Ra} + 0,14 \times A_{Th} + 0,0096 \times A_K \quad 4.6)$$

eşitlikleri kullanılarak değerlendirilmiştir. Bu denklemlerde A_{Ra} , A_{Th} ve A_K yapı malzemelerinde bulunan ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın radyonüklitlerinin, Bq/ kg cinsinden aktivite derişim değerleridir.

Çizelge 4. 3 bina materyali numuneleri için soğurulmuş gama doz hızı ($D_R(nGyh^{-1})$) verileri gösterilmektedir. Bina materyali numuneleri için bulunan soğurulmuş gama doz hızı ortalama değeri $139,76 nGyh^{-1}$ 'dir.

Başlangıçtan beri var olan radyonüklitlerin neden olduğu dış ışınlamadan kaynaklanan yapı içi soğurulmuş gama dozu hızı dünya ortalamasında, $84 nGy/ h$ ($40 - 200 nGy/ h$) olarak belirlenmiştir [22].

Havadaki soğurulmuş gama dozundan etkin doza dönüşüm kat sayısı $0,7 Sv/ Gy$ alınarak ayrıca kişilerin zamanının % 80'lik kısmında kapalı ortamlarda bulunduğu ön görülerek yapı içi etkin doz hızı (HR) aşağıda verilen eşitlik ile hesaplanmaktadır.

$$H_R (mSv y^{-1}) = D_R (nGy h^{-1}) \times 365,25 \text{ gün} \times 24 h \times 0,8 \times 0,7 Sv Gy^{-1} \times 10^{-6} \quad (4.7)$$

Bu denklemde, $D_R (nGy/ h)$, denklem (4.6)'da gösterilen soğurulmuş gama doz hızı değeridir. Çizelge 4. 3'de Bina materyali numuneleri için yapı içi etkin doz hızı (HR) değerlerini gösteriyor.

Yapı malzemesi olarak binalarda kullanılan materyallerdeki radyonüklitlerin neden olduğu gama ışın radyasyonu sebebi ile toplumun maruz kaldığı yapı içi etkin doz hızı uygulama sınırı olarak yılda $1 mSv$ olarak belirlenmiştir. Yayımlanan rapora göre, doz hızına yönelik yapılacak olan kontrollerde, $0,3 - 1 mSv/ y-1$ aralığında bulunan herhangi bir değeri temel olarak alınması gereği de önerilmiştir. Radyasyondan korunma açısından AB üye ülkelerinde doz hızlarının $1 mSv y-1$ 'i aştığı durumlar dikkate alınmaktadır. Kişinin yapı içi yıllık etkin dozunun en çok $0.3 mSv y^{-1}$ kadar arttığı durumlarda yapı malzemelerinden kaynaklanan gama

radasyonu, kullanılacak yapı malzemelerinin radyoaktivitesi ile ilgili bütün sınırlamalardan muafdir.

Çizelge 4.3'te yapı ve kaplama malzemeleri için değerlendirilen DR ve HR sonuçları, gösterilmiştir. Sonuçlar değerlendirilen yapısal malzemeler için DR'nin ortalama değerleri ve seramik, karo, granit ve fayans hariç kaplama malzemeleri için değerlendirilen D_R 'nin ortalama değerleri ise, ağırlıklı ortalama değerinden (84 nGy h^{-1}) daha küçüktür bulunmuştur. Yapı malzemeleri için hesaplanan ortalama HR değerleri, briketin dışındaki diğer malzemeler için, aşılması önerilen 1 mSv/y 'lık sınır değerden oldukça küçüktür.

Çizelge 4.3. Bina Materyali Numuneleri İçin I_γ , I_α İndisleri ve Soğurulmuş Gama Doz Hızı ve Yapı İçi Etkin Doz Hızı Sonuçları

Örnek	I_γ	I_α	$D_R(\text{nGyh}^{-1})$	$H_R(\text{mSvy}^{-1})$
Çimento	0,23	0,11	55,07	0,03
Beton	0,28	0,12	66,52	0,04
Gaz Beton	0,30	0,22	75,70	0,05
Killi tuğla	0,36	0,15	88,70	0,05
Ponza tuğla	0,73	0,30	177,78	0,11
Kum	0,42	0,21	104,08	0,06
Çakıl	0,14	0,06	34,19	0,02
Granit	0,50	0,38	16,23	0,08
Mermer	0,11	0,02	3,31	0,02
Seramik	0,52	0,18	15,69	0,08
Kireçtaşı	0,10	0,07	3,23	0,02
Alçıtaşı	0,07	0,03	2,07	0,01
Derz dolgu	0,12	0,02	3,60	0,02
Tutkal	0,06	0,01	1,90	0,01

5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER

Bu tez çalışmasında Osmaniye ilinde yapı malzemesi olarak kullanılan 14 ayrı tür ve toplam 70 farklı örneğin ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K doğal radyoaktivite seviyeleri gama spektrometresi metodu kullanılarak elde edilmiştir.

Elde edilen sonuçlardan I_γ (Gama aktivite derişim indisi), I_α (Alfa aktivite derişim indisi) , H_R (Yapı içi etkin doz hızı), D_R (Soğurulmuş gama doz hızı) değerleri ayrı ayrı hesaplanmıştır. Sonuçlar tüm yapı malzemeleri için dünya genelinde kabul edilen üst limitlerin altında bulunmuştur.

Deneyle sırasında kullanılan bu yapı malzemelerinin insanların yaşadığı tüm yaşam alanları için kullanmaya uygun olduğu söylenebilir. Yapı malzemelerinin radyoaktivite konsantrasyonları insan sağlığı açısından önemli riskler taşımaktadır. Bu nedenle yapı malzemelerinde Avrupa Birliği üyesi ülkelerde olduğu gibi belirli limitlerin getirilmesi gereklidir.

Kapalı ortamlarda radon gazı konsantrasyonu alfa etkin dozu için önemlidir. Alfa etkin dozu bina içlerinde özellikle solunum yoluyla alınan etkin doz hesapları yapılırken ağırlık kazanır. Doz kontrolü amacıyla gerek ülkeler gerekse uluslararası kuruluşlar tarafından limit değerler belirlenmiştir. Söz konusu limit değerlerin aşılması halinde, radon konsantrasyonunu düşürücü tedbirlerin alınması tavsiye edilmektedir. Uluslararası Atom Enerji Ajansı Temel Güvenlik Standartları (IAEA-BSS) çerçevesinde, radon için tavsiye edilen düzeyler $200\text{-}600\text{ Bq/m}^3$ olarak belirlenmiştir. Türkiye'de müsaade edilebilir radon konsantrasyonu ise 400 Bq/m^3 'tür. Radondan kaynaklı alfa aktivite değerleri ve yıllık alınan doz miktarları bu çalışmanın bir devamı niteliğini taşıyabilir.

Doğal yapı malzemelerin aktivitesi (Naturally Occurring Radioactive Materials) (NORM) ve Teknolojik olarak zenginleştirilmiş doğal yapı malzemelerinin aktivitesi (Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials) (TENORM) Dünya genelinde araştırılmaktadır. Kullanılan malzemenin radyoaktivite içeriğinin tespit edilmesi çalışmaları insan sağlığı açısından son derece önemlidir.

Çizelge 5.1’de yapı malzemelerine ait ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite konsantrasyonları Bq/kg bazında listelenmiştir. Bu duruma göre, Osmaniye’nin beton numunesinin ^{226}Ra aktivitesi, Kamerun, Ankara ve İsrail’in değerlerinden yüksek AB, Bangladeş ve Nijerya’nın değerlerinden daha düşüktür. Adana ile aynıdır. Aynı numunenin ^{232}Th aktivitesi İsrail ve Ankara numunelerinden yüksek, Kamerun, AB, Bangladeş ve Nijerya numunelerinden düşüktür. ^{40}K numunesi incelendiğinde ise aktivite konsantrasyonu İsrail’den yüksek, Kamerun, AB, Bangladeş ve Nijerya’dan düşüktür. Ankara ve Adana ile aynıdır.

Gaz beton numunelerinde ^{232}Th aktivitesi Adana ve Ankara’ya ait numuneler için eşittir. Ancak ^{226}Ra ve ^{40}K değerleri Ankara’dan yüksektir.

Kum örnekleri incelendiğinde, Cezayir, Çin, Bangladeş numunelerinin tüm ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite konsantrasyonları bu çalışmadaki numunelerden düşüktür.

Killi tuğlaya ait değerler kıyaslandığında ^{226}Ra , ^{232}Th aktiviteleri için bu çalışmaya ait numunelerin değerlerinin hepsinden düşük olduğu, ^{40}K için ise Mısır ve Isparta değerinden daha düşük olduğu gözlemlenmiştir.

Çimento örnekleri için ise, bu çalışmaya ait numunelerdeki ^{226}Ra konsantrasyonlarının hepsinden daha düşük olduğu, Adana numunesi ile eşit, Isparta numunesinden de yüksek olduğu saptanmıştır.

Bu çalışmadaki çalışmalar için, yıllık beklenen toplam doz değerleri 0,03 mSv/y’ın altında hesaplanmıştır.

İç ve dış ışınlama doz indekslerine göre bu çalışmada kullanılan yapı malzemelerinin radyolojik yönden bir risk teşkil etmediği ve insanların yaşadığı kapalı yaşam merkezlerinde kullanılmasında bir risk teşkil etmediği bulunmuştur.

Çizelge 5.1 Aktivite Konsantrasyonlarının Değerlerinin Kıyaslanması

Materyal	Ülke	Aktivite Konsantrasyonu		
		Ra-226	Th-232	K-40
Beton	Kamerun	13	18	306
	AB	40	30	400
	İsrail	18	5	51
	Nijerya	66	126	589
	Ankara	16	9	151
	Adana	23	30	153
Gaz Beton	Ankara	17	15	339
	Adana	44	16	225
Çimento	İsrail	43	48	870
	Pakistan	26	29	273
	Cezayir	41	27	422
	Ankara	40	26	317
	Isparta	26	10	130
	Adana	21	16	218
Killi Tuğla	Çin	59	50	714
	Cezayir	65	51	675
	Ankara	31	37	776
	Isparta	59	12	249
	Adana	31	25	413
	Kum	Cezayir	12	7
Çin		41	22	303
Ankara		23	26	527
Adana		42	28	437
Kireçtaşı		Cezayir	16	13
	İsrail	12	4	51
	Çin	20	13	63
	Türkiye	20	5	55
	Adana	14	1	142
	Alçıtaşı	Pakistan	6	13
İsrail		11	6	51
AB		10	10	80
Türkiye		9	4	41
Isparta		28	16	200
Adana		7	4	80

Yapı malzemelerini oluşturan ana madde toprak ve yer kabuğudur. Bu nedenle çeşitli yerleşim yerlerinde oluşan farklı radyoaktivite konsantrasyon değerleri normal karşılanmalıdır. Çünkü yer kabuğunda radyoaktivite homojen olarak dağılmamaktadır. Ancak bu limitlerin bilinmesi ve doğal kaynaklı toprakta bulunması gerekli radyoaktivite konsantrasyonlarının yüksek olan bölgelerde yapı malzemesi olarak kullanılmaması bu tezin sonucunda çıkarılması gereken bir temenni ve neticedir.



KAYNAKLAR

- [1] Gezer, F., Turhan, Ş., Uğur, F.A., Gören, E., Kurt, M.Z., Ufuktepe, Y., Natural Radionuclide Content Of Disposed Phosphogypsum as TENORM Produced From Phosphorus Fertilizer Industry in Turkey, *Annals of Nuclear Energy*, Vol, 50, PP. 33-37, 2012.
- [2] Yıldız, N., Oto, B., Turhan, Ş., Uğur, F.A., Gören, E., Radionüclide Determination And Radioactivity Evaluation Of Surface Soil Samples Collected Along The Erçek Lake Basin in Eastern Anatolia, Turkey, *Journal of Geochemical Exploration*, Vol,146, PP.34-39, 2014.
- [3] Solak, S., Turhan, Ş., Uğur, F.A., Gören, E., Gezer, F., Yeğingil, Z., Yeğingil, İ., Evaluation Of Potantial Exposure Risks Of Natural Radioactivity Levels Emitted From Building Materials Used in Adana, Turkey, *Indoor and Built Environment*, PP.1-9, 2012.
- [4] Merdanoğlu B., Kestanbul (Çanakkale) Civarındaki Su, Toprak ve Granit Örneklerinde Doğal Radyoaktivitenin Belirlenmesi, Yüksek Lisans Tezi, İstanbul,70, 2004.
- [5] Uğur, F.A., Turhan, Ş., Şahan, H.,Şahan M., Gören, E., Gezer, F., Yeğingil, Z., 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, 2012.
- [6] Taskin, H., Karavus, M., Ay P., Topuzoglu, A., Hidiroglu, S., Karahan, G., Radionuclide concentrations in soil and lifetime cancer risk due to gamma radioactivity in Kırklareli, Turkey. *Journal of Environmental Radioactivity* 100, 49–53, 2009.
- [7] Ahmed, N.K., Measurement of natural radioactivity in building materials in Qena city, Upper Egypt. *Journal of Environmental Radioactivity* 83, 91-99, 2005.
- [8] Degerlier, M., Karahan, G., Ozger, G., Radioactivity concentration and dose assessment for soil samples around Adana, Turkey. *Journal of Environmental Radioactivity* 99, 1018-1025, 2008.
- [9] FA Ugur, S Turhan, E Gören, F Gezer, Z Yegingil, H Sahan, M Sahan, E Tel, G Karahan, 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, 2012.

[10] Ş Turhan, A Köse, A Varinlioğlu, NK Şahin, İ Arıkan, F Oğuz, B Yücel, T Özdemir Distribution of terrestrial and anthropogenic radionuclides in Turkish surface soil samples, Geoderma, 187, 117-124, 2012.

[12] Al-Jundi, J., Al-Bataina, B.A., Abu-Rukah, Y., Shehadeh, H.M., Natural radioactivity concentrations in soil samples along the Amman Aqaba Highway, Jordan. Radiation Measurements 36, 555-560, 2003.

[13] Alatise, O.O., Babalola, I.A., Olowofela, J.A., Distribution of some natural gamma-emitting radionuclides in the soils of the coastal areas of Nigeria. Journal of Environmental Radioactivity 99, 1746–1749, 2008.

[14] Saleh, H., Shayeb, M.A., Natural radioactivity distribution of southern part of Jordan (Ma0an) Soil”, Annals of Nuclear Energy 65 184–189, 2014.

[15] A.I. AbdEl-mageed a, A.H.El-Kamel , A.Abbady , S.Harb , A.M.M.Youssef , I.I.Saleh, “Assessment of natural and anthropogenic radioactivity levels in rocks and soils in the environments of Juban town in Yemen”, Radiation PhysicsandChemistry 80 710–715, 2011.

[16] Kulalı, F., Topraktaki radon konsantrasyonu ölçümü ve deprem ilişkisinin araştırılması, Süleyman Demirel Üniversitesi, Yüksek Lisans Tezi, Isparta, 2009.

[17] TAEK, TR 2008–7. Türkiye’ de Kullanılan Yapı Malzemelerindeki Doğal Radyoaktiviteden Kaynaklanan Radyasyon Dozunun Deg̃erlendirilmesi, Ankara, 2009.

[18] Knoll, F.G., Radiation Detection and Measurement Third Edition.Wiley, 816, New York, 2000.

[19] Strenden, E., Some aspects on radioactivity of building materials. Physica Norvegica 8, 167-177, 1976.

[20] Currie, L. A. Limits for qualitative detection and quantitative determination. Anal. Chem. 40, 586–593, 1968.

[21] EC (European Commission), Commission recommendation 90/143/Euratom: Commission Recommendation of 21 February 1990 on the protection of the public against indoor exposure to radon, OJ No L 080, 27/03/1990 p. 26 – 28.

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

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

[24] Solmaz A.N., 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, Yüksek Lisans Tezi, Ankara, 105, 2008.

[25] Görür, Ş., Çevresel radyoaktivite ile bu çevrede yaşayanlara ait dış örneklerdeki radyoaktivite arasındaki ilişkinin araştırılması, Çukurova Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, Adana, 79, 2006.

[26] Gezer, F., Fosfojips'in Doğal Radyoaktifliğinin Belirlenmesi, Çukurova Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, 82, 2011.

ÖZGEÇMİŞ

- 1. Adı Soyadı** : Oğuzhan AYDIN
2. Doğum Tarihi : 15.02.1983
3. Ünvanı : Öğrenci
4. Öğrenim Durumu : Lisans

Derece	Bölüm/Program	Üniversite	Bitirme Yılı
Lisans	Fizik	Çukurova Üniversitesi	2013

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

O. AYDIN, F.A. UĞUR “Determination Of Radioactivity Concentrations In Water Of The Berdan Rivers”, International Workshop on Theoretical and Experimental Studies Nuclear Application and Technology, “TESNAT, 2015”, Poster Sunumu