

**T.C.
NEVŞEHİR HACI BEKTAŞ VELİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**BRİKET VE TUĞLANIN RADYOLOJİK AÇIDAN
KARŞILAŞTIRILMASI**

**Tezi Hazırlayan
Kemal DEMİR**

**Tez Danışmanı
Prof. Dr. Şeref TURHAN**

**Fizik Anabilim Dalı
Yüksek Lisans Tezi**

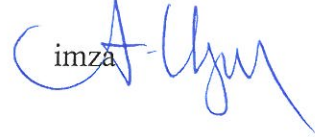
**Mayıs 2015
NEVŞEHİR**

Prof. Dr. Şeref TURHAN danışmanlığında **Kemal DEMİR** tarafından hazırlanan "**Briket ve Tuğlanın Radyolojik Açıdan Karşılaştırılması**" başlıklı bu çalışma, jürimiz tarafından Nevşehir Hacı Bektaş Veli Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Fizik Anabilim Dalında **Yüksek Lisans Tezi** olarak kabul edilmiştir.

25.05.2015

JÜRİ


Başkan : Doç. Dr. Aslıhan KARATEPE

imza 

Üye : Prof. Dr. Şeref TURHAN

imza 

Üye : Doç. Dr. Harun Reşit YAZAR

imza 

ONAY:

Bu tezin kabulü Enstitü Yönetim Kurulunun 29.05.2015 tarih ve 2015/23-03 sayılı kararı ile onaylanmıştır.

22/6/2015
Doç. Dr. Sahlan ÖZTÜRK
Müdür
Enstitü Müdürü

TEZ BİLDİRİM SAYFASI

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

İmza

Adı Soyadı


Kemal DEMİR

TEŐEKKÜR

Yüksek lisans öğrenimim ve tez çalışmam süresince tüm bilgilerimi benimle paylaşmaktan kaçınmayan, her türlü konuda desteğini benden esirgemeyen ve tezimde büyük emeđi olan danışmanım Prof. Dr. Şeref TURHAN'a, örneklerin Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezine gönderilmesinde fedakarca yardım eden Tarih Bölümü araştırma görevlisi Abdurrahman Fatih ŞENDİL'e, Fen Edebiyat Fakültesi Dekanlığı'na, örneklerin radyoaktivite ölçümleri konusunda engin deneyimini ve emeđini esirgemeyen Dr. Ahmet VARİNLİOĐLU'na, Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkez Müdürlüğü'ne, tezin yazım aşamasında yardımcı olan değerli dostum yüksek ziraat mühendisi Recep Yaşar BAYRAM'a ve maddi ve manevi olarak her zaman desteklerini hissettiren değerli AİLEME içtenlikle teşekkür ederim.

**BRİKET VE TUĞLANIN RADYOLOJİK AÇIDAN KARŞILAŞTIRILMASI
(Yüksek Lisans Tezi)**

Kemal DEMİR

**NEVŞEHİR HACI BEKTAŞ VELİ ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

Mayıs 2015

ÖZET

Bu çalışmada, konutların, okulların, iş yerlerinin ve fabrikaların inşaatında yapısal malzeme olarak kullanılan briket ve tuğla örnekleri radyolojik açıdan karşılaştırılmıştır. Bu çalışma, Türkiye’de ilk defa yapılan bir çalışmadır. Türkiye’nin farklı bölgelerinden temin edilen tuğla ve briket örneklerinde doğal olarak bulunan ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K ’ın aktivite derişimleri, yüksek saflıklı germanyum dedektörlü gama-ışını spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K ’ın ortalama aktivite derişimi, sırasıyla, $35,2\pm 3,4$, $37,8\pm 2,5$ ve $593,5\pm 44,5$ Bq/kg ve $81,6\pm 2,5$, $62,0\pm 4,8$ ve $1030,3\pm 31,2$ Bq/kg olarak bulunmuştur. Briket ve tuğla örneklerinin yapısal malzeme olarak kullanılmasının radyolojik açıdan değerlendirmek amacıyla her bir tuğla ve briket örneği için radyum eşdeğer aktivite indisi, aktivite derişim indisi, temsili seviye indisi, dış ışınlama indisi, gama indisi ve alfa indisi, iç ışınlama indisi, kapalı ortamdaki havada soğurulan gama radyasyon doz hızı ve yıllık etkin radyasyon doz hızı ve yaşam boyu kanser riski gibi radyolojik parametreler hesaplanmıştır. Aynı zamanda elde edilen veriler, ilgili ölçüt veya sınır değerler ile karşılaştırılmıştır. Sonuçlar, tuğla örneklerine ilişkin ölçülen ve hesaplanan ortalama değerlerin, briket örneklerine ilişkin değerlerden yaklaşık iki kat daha küçük olduğunu ve dolayısıyla radyolojik risk açısından, inşaat sektöründe yapısal malzeme olarak tuğlanın, brikete tercih edilebileceğini ortaya koymuştur.

Anahtar kelimeler: Doğal radyoaktivite, ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K , Briket, Tuğla, Dış ışınlama indisleri, İç ışınlama indisleri, Etkin radyasyon dozu.

Tez Danışman: Prof. Dr. Şeref TURHAN

Sayfa Adeti: 105

**COMPARISON OF CLAY BRICK AND PUMICE BRICK MATERIAL FROM
THE RADIOLOGICAL POINT**

(M. Sc. Thesis)

Kemal DEMİR

**NEVŞEHİR HACI BEKTAŞ VELİ UNIVERSITY
GRADUATE SCHOOL OF NATURAL AND APPLIED SCIENCES**

May 2015

ABSTRACT

In this study, clay brick and pumice brick samples used as structural material in the construction of dwellings, schools, workplaces and factories were compared with each other from the radiological point of view. This is the first study performed in Turkey. The activity concentrations of ^{226}Ra , ^{232}Th and ^{40}K naturally occurring in clay brick and pumice brick samples collected from different regions of Turkey were measured by using gamma-ray spectrometer with high purity germanium detector. The average activity concentrations of ^{226}Ra , ^{232}Th and ^{40}K measured in clay and pumice brick samples were found as 35.2 ± 3.4 , 37.8 ± 2.5 and 593.5 ± 44.5 Bq/kg and 81.6 ± 2.5 , 62.0 ± 4.8 and 1030.3 ± 31.2 Bq/kg, respectively. Radiological parameters such as radium equivalent activity index, activity concentration index, representative level index, external health index, gamma index and alpha index and internal health index, absorbed gamma radiation dose rate in indoor air, annual effective radiation dose rate and lifetime cancer risk were estimated for each clay and pumice brick sample to compare with each other from the radiological point of view. Also, the obtained data are compared with the corresponding criteria or limit values. Results reveal that the average values measured and estimated for clay brick samples are about two times lower than the mean values measured and estimated for pumice brick samples and thereby from the radiological point of view, clay brick are preferable to pumice bricks as structural materials in building sector.

Keywords: Natural radioactivity, ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K , Pumice brick, Clay brick, External exposure indices, Internal exposure indices, Effective radiation dose.

Thesis Supervisor: Prof. Dr. Şeref TURHAN

Page Numbers: 105

İÇİNDEKİLER

KABÜL VE ONAY SAYFASI	i
TEZ BİLDİRİM SAYFASI	ii
TEŞEKKÜR	iii
ÖZET	iv
ABSTRACT	v
İÇİNDEKİLER	vi
TABLolar LİSTESİ	xi
ŞEKİLLER LİSTESİ	xii
RESİMLER LİSTESİ	xiv
SİMGELER VE KISALTMALAR LİSTESİ	xv
1. BÖLÜM	
GİRİŞ	1
2. BÖLÜM	
GENEL BİLGİLER	14
2.1. Radyoaktivite ve Radyoaktif Bozunma Yasası	14
2.2. Radyoaktivitenin Keşfi ve Kısa Tarihçesi	15
2.3. Doğal Radyoaktif Kaynaklar ve Doğal Radyoaktif Seriler	17
2.4. Radyasyon ve Bozunum Türleri	19

2.4.1.	Alfa bozunumu	20	
2.4.2.	Beta bozunumu	20	
2.4.2.1.	Beta(-) bozunumu	21	
2.4.2.2.	Beta(+) bozunumu	21	
2.4.2.3.	Elektron yakalama olayı	22	
2.4.3.	Gama bozunumu	23	
2.5.	Radyasyon Birimleri	24	
2.6.	Radyasyon Kaynakları	25	
2.6.1.	Doğal radyasyon kaynakları	26	
2.6.2.	Yapay radyasyon kaynakları	27	
2.7.	Radyasyonun Madde ile Etkileşi	28	
2.7.1.	Fotoelektrik olay	29	
2.7.2.	Compton saçılımı	30	
2.7.3.	Çift oluşumu	31	
2.8.	Radyasyonun Sağlık Üzerine Etkileri	32	
3. BÖLÜM			
MATERYAL VE YÖNTEMLER			34
3.1.	Tuğlanın Genel Özellikleri	34	
3.2.	Briketin Genel Özellikleri	36	
3.3.	Örneklerin Hazırlanması	37	

3.4.	Gama Spektrometresi	37	
3.4.1.	Yarı iletken germanyum(Ge) dedektörleri	39	
3.4.2.	Enerji çözme (ayırma) gücü	41	
3.4.3.	Dedektör verimi	42	
3.4.4.	Gama spektrumu	43	
3.5.	Aktivite Ölçümü	46	
3.5.1.	Standartla karşılaştırma yöntemi	46	
3.5.2.	Mutlak ölçme	48	
3.5.3.	Fotopik alanının hesaplanması	48	
3.5.4.	Mutlak verim kalibrasyonu	50	
3.5.5.	Enerji kalibrasyonu	51	
3.5.6.	Gama fotopiklerin seçilmesi	52	
3.6.	Radyometrik Ölçümlerde Kullanılan Gama Spektrometresi	55	
3.7.	Ölçülebilir Minimum Aktivite	56	
3.8.	Aktivite Ölçme Belirsizliğinin Hesaplanması	57	
4. BÖLÜM			
BULGULAR			59
4.1.	HPGe Dedektörünün Mutlak Verim Kalibrasyonu	59	
4.2.	Tuğla ve Briket Örneklerinde Ölçülen Ra (226), Th (232) ve K (40)' ın Aktivite Derişimi	60	

4.3.	Tuğla ve Briket Örneklerinin Yapı Malzemesi Olarak Kullanılmasından ... Kaynaklanan Radyolojik Riskler	68
4.3.1.	Dış ışınlama indisleri	68
4.3.1.1.	Radyum eş değer aktivite indisi	71
4.3.1.2.	Aktivite derişim indisi	74
4.3.1.3.	Temsili (tipik) seviye indisi	76
4.3.1.4.	Dış ışınlama risk indisi	77
4.3.1.5.	Gama indisi	79
4.3.2.	İç ışınlama indisleri	80
4.3.2.1.	Alfa indisi	80
4.3.2.2.	İç ışınlama risk indisi	81
4.3.3.	Kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı	85
4.3.4.	Yıllık etkin radyasyon doz hızı	85
4.3.5.	Yaşam boyu kanser riski	86
5. BÖLÜM		
TARTIŞMA, SONUÇ VE ÖNERİLER		91
5.1.	Tuğla ve Briket Örneklerinde Ölçülen Ra (226), Th (232), K (40)'ın Aktivite Derişim Sonuçlarının Değerlendirilmesi	91
5.2.	Tuğla ve Briket Örneklerinin Yapı Malzemesi Olarak Kullanılmasından ...Kaynaklanan Radyolojik Risklerin Değerlendirilmesi.....	92
5.2.1.	Radyum eş değer aktivite indisi	92

5.2.2.	Aktivite derişim indisi	92
5.2.3.	Temsili (tipik) seviye indisi	93
5.2.4.	Dış ışınlama risk indisi	93
5.2.5.	Gama indisi	93
5.2.6.	Alfa indisi	93
5.2.7.	İç ışınlama risk indisi	94
5.2.8.	Kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı	94
5.2.9.	Yıllık etkin radyasyon doz hızı	94
5.2.10.	Yaşam boyu kanser riski	95
5.3.	Sonuçlar	95
5.3.1.	Birinci sonuç: Radyolojik açıdan	95
5.3.2.	İkinci sonuç: Radyolojik parametreler açısından	95
5.4.	Öneriler	97
KAYNAKLAR		98
ÖZGEÇMİŞ		105

TABLULAR LİSTESİ

Tablo 2.1.	Doğada Bilinen Dört Doğal Radyoaktif Seri	18
Tablo 2.2.	SI Birim Sistemindeki Radyoaktivite Birimleri	25
Tablo 2.3.	Radyasyon Kaynaklarına Göre Doz Dağılımı	28
Tablo 3.1.	Germanyumun özellikleri	40
Tablo 3.2.	Uranyum analizi için kullanılan fotopikler	54
Tablo 3.3.	^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'un aktivite derişimlerinin ölçülmesinde kullanılan gama fotopikleri	55
Tablo 3.4.	Radyometrik ölçme işlemlerinde kullanılan HPGe dedektörünün özellikleri	56
Tablo 4.1.	Standart kaynağa ilişkin bilgi	59
Tablo 4.2.	Ölçülebilir minimum aktivite (ÖMA) değerleri	62
Tablo 4.3.	Tuğla örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişim değerleri	63
Tablo 4.4.	Briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişim değerleri	64
Tablo 4.5.	Tuğla örneklerinde ölçülen radyonüklitlere ilişkin istatistiki bilgiler ...	65
Tablo 4.6.	Briket örneklerinde ölçülen radyonüklitlere ilişkin istatistiki bilgiler	65
Tablo 4.7.	Yapı tipleri için tavsiye edilen $R_{\text{a}_{\text{eş}}}$ sınır değerleri	71
Tablo 4.8.	Tuğla örnekleri için hesaplanan dış ışınlama indisleri	72
Tablo 4.9.	Briket örnekleri için hesaplanan dış ışınlama indisleri	73
Tablo 4.10.	Doz ölçütünün kontrolüne yönelik aktivite derişim indisi değerleri	75
Tablo 4.11.	Tuğla örnekleri için hesaplanan iç ışınlama indisleri	82
Tablo 4.12.	Briket örnekleri için hesaplanan iç ışınlama indisleri	83
Tablo 4.13.	Tuğla örnekleri için değerlendirilen kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı (D_{H}), yıllık etkin doz hızı (E_{H}) ve yaşam boyu kanser riski (K_{R}) ...	87
Tablo 4.14.	Briket örnekleri için değerlendirilen kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı (D_{H}), yıllık etkin doz hızı (E_{H}) ve yaşam boyu kanser riski (K_{R}) ...	88

ŞEKİLLER LİSTESİ

Şekil 2.1.	N-Z kararlılık grafiği	15
Şekil 2.2.	Uranyum, toryum ve aktinyum serileri	19
Şekil 2.3.	Alfa bozunumu	20
Şekil 2.4.	β^- bozunumu ve β^+ bozunumu	21
Şekil 2.5.	Elektron yakalama olayı	22
Şekil 2.6.	β^- bozunumu sonrasında yayımlanan e^- ların enerji spektrumlarına bir örnek	23
Şekil 2.7.	Gama bozunumu	23
Şekil 2.8.	Elektromanyetik radyasyonun alüminyum ile etkileşimi	29
Şekil 2.9.	Fotoelektrik olay	29
Şekil 2.10.	Compton saçılması	30
Şekil 2.11.	Çift oluşumu	31
Şekil 3.1.	Tipik bir gama spektrometresi	39
Şekil 3.2.	Düzlemsel geometrili p-tipi HPGE detektörü	41
Şekil 3.3.	Bir n ve p-tipi HPGe dedektörünün mutlak verim grafiği	43
Şekil 3.4.	a) Orta büyüklükteki bir detektördeki etkileşme mekanizmaları, b) Fotopiklerin oluşumu	45
Şekil 3.5.	İlgilenilen bir gama fotopikinin şematik gösterimi	50
Şekil 4.1.	HPGe dedektörünün mutlak verim eğrisi	60
Şekil 4.2.	Tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra aktivite derişim değerlerinin karşılaştırılması	66
Şekil 4.3.	Tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{232}Th aktivite derişim değerlerinin karşılaştırılması	67
Şekil 4.4.	Tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{40}K aktivite derişim değerlerinin karşılaştırılması	67
Şekil 4.5.	Tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın ortalama değerlerinin yerkabuğu ortalaması ile karşılaştırılması	68
Şekil 4.6.	Tuğla örneklerinde ölçülen a) ^{226}Ra , b) ^{232}Th ve c) ^{40}K aktivite derişim değerlerinin frekans dağılımları (histogramları)	69
Şekil 4.7.	Briket örneklerinde ölçülen a) ^{226}Ra , b) ^{232}Th ve c) ^{40}K aktivite derişim değerlerinin frekans dağılımları (histogramları)	70

Şekil 4.8.	Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan Ra_{eq} indisi değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması	74
Şekil 4.9.	Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ADI} değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması	76
Şekil 4.10.	Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{TSI} değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması	78
Şekil 4.11.	Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{DIŞ}$ değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması	78
Şekil 4.12.	Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{GAMA} değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması	80
Şekil 4.13.	Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ALFA} değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması	84
Şekil 4.14.	Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{İÇ}$ değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması	84
Şekil 4.15.	Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen D_H değerlerinin birbirleriyle ve dünya ortalaması ile karşılaştırılma	89
Şekil 4.16.	Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen E_H değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması	89
Şekil 4.17.	Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen K_R değerlerinin birbirleriyle ve dünya ortalaması ile karşılaştırılması	90

RESİMLER LİSTESİ

Resim 3.1.	a) Tuğla ve briket örneği, b) Öğütücü ve hazırlanmış örnekler, c) Etüv	38
Resim 3.2.	Radyoaktivite ölçümünde kullanılan HPGe dedektörlü gama spektrometresi.....	55

SİMGELER VE KISALTMALAR LİSTESİ

Sv	Sievert, eşdeğer doz birimi
Bq	Becquerel, radyoaktivite birimi
Gy	Gray, absorblanmış doz birimi
Ci	Curie, radyoaktivite birimi
Bq/kg	Eş değer aktivite birimi
nGy/h	Doz hızı
Rad	Radyasyon emilme birimi
R	Röntgen, radyasyon şiddet birimi
m	Mili, alt birim (10^{-3})
μ	Mikro, alt birim (10^{-6})
n	Nano, alt birim (10^{-9})
p	Piko, alt birim (10^{-12})
k	Kilo, alt birim (10^3)
M	Mega, alt birim (10^6)
eV	Elektrovolt, enerji birimi
Ω	Ohm, direnç birimi
K	Kelvin, sıcaklık birimi
°C	Santigrat derece, sıcaklık ölçü birimi
cal	Kalori, ısı birimi
kg	Kilogram, ağırlık ölçü birimi
h	Saat, zaman birimi
y	Yarda, uzunluk ölçüsü birimi
^{218}Po	Polonyum (218) izotopu
^{238}U	Uranyum (238) izotopu

^{226}Ra	Radyum (226) izotopu
^{232}Th	Toryum (232) izotopu
^{235}U	Uranyum (235) izotopu
^{40}K	Potasyum (40) izotopu
^{222}Rn	Radon (222) izotopu
^{227}Ac	Aktinyum (227) izotopu
^{214}Bi	Bizmut (214) izotopu
^{214}Pb	Kurşun (214) izotopu
^{57}Co	Kobalt (57) izotopu
^{113}Sn	Kalay (113) izotopu
^{137}Cs	Sezyum (137) izotopu
^{88}Y	İtriyum (88) izotopu
^{203}Hg	Civa (203) izotopu
^{241}Am	Amerikyum (241) izotopu
^{210}Pb	Kurşun (210) izotopu
^{85}Sr	Strontiyum (85) izotopu
^{139}Ce	Seryum (139) izotopu
^{109}Cd	Kadmiyum (109) izotopu
$\text{Ra}_{\text{eş}}$	Radyum Eşdeğer Aktivitesi
H	Tehlike endeksi
I	Işın şiddeti
I_{ADI}	Aktivite derişim indisi
I_{Tsi}	Temsili (tipik) seviye indisi
$H_{\text{İÇ}}$	İç ışınlama risk indisi
$H_{\text{DIŞ}}$	Dış ışınlama risk indisi
I_{GAMA}	Gama indisi

I_{ALFA}	Alfa indisi
D_H	Kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı
E_H	Yıllık etkin doz hızı
K_R	Yaşam boyu kanser riski
E	Enerji (keV, MeV)
α	Alfa (${}^4_2\text{He}$)
β	Beta
γ	Gama
n	Nötron
p	Proton
A	Aktivite
S	Alan
ε	Dedektör verimi
SiO_2	Silisyum oksit
Al_2O_3	Alüminyum oksit
Fe_2O_3	Demir oksit
CaO	Kalsiyum oksit
Na_2O	Sodyum oksit
K_2O	Potasyum oksit
TiO_2	Titanyum oksit
SO_3	Kükürt oksit
TS 705	Türk standartları tuğla standartları
TSE	Türk Standartları Enstitüsü
HPGe	Yüksek Saflıkta Germanyum
NaI(Tl)	Talyum katkılı sodyum iyodür
IR	Kızılötesi

ADC	Analog sayısal dönüřtürücü
ÇNAEM	Çekmece Nükleer Arařtırma ve Eđitim Merkezi
ÖMA	Ölçülebilir minimum aktivite
DNA	Deoksiribonükleik asit, genetik taşıyıcı
OECD-NEA	Ekonomik Kalkınma ve İşbirliđi Örgütü – Nükleer Enerji Ajansı

BÖLÜM 1

GİRİŞ

Çok eski çağlardan beri insanlar; deprem, rüzgar, kar, yağmur vb. çevresel etkenlerden korunmak ve barınmak gibi doğal ihtiyaçlarını karşılayabilmek amacıyla genelde yer kabuğu kökenli malzemeler ve farklı yapım teknikleri kullanarak yapılar veya binalar inşa etmektedirler. Yapılar taşıyıcı sistemlerine göre yığma (kagir), iskelet ve prefabrik yapılar olarak sınıflandırılmaktadır. Yığma yapı; ahşap, taş, kerpiç, briket, tuğla, kumtaşı, gaz beton vb. malzemelerin harç kullanılarak veya harçsız olarak örülmesi sonucu elde edilen kendi kendini taşıyan yapı çeşididir. Farklı yapı malzemeleri ve yapım teknikleri ile yığma yapıların inşası ve kullanımı yıllardır devam etmektedir. Son yıllarda nüfus artışının, kentleşmenin ve kentsel dönüşümlerin ortaya çıkardığı hızlı yapılaşma, malzeme teknolojisindeki gelişmeleri, ihtiyaçlara bağlı olarak binalarda farklı içeriklere sahip kaliteli, fonksiyonel, dayanıklı ve ekonomik malzemelerin üretimine yönlendirmektedir. Tuğla ve briket, konut, okul, ibadet ve çalışma binalarında hem yük taşıyan yığma duvar hem de bölme duvar malzemesi olarak yaygın bir şekilde kullanılmaktadır.

İnsanlar yaşamları boyunca genellikle doğal radyoaktif kaynaklardan yayınlanan farklı tip (alfa, beta ve gama) ve enerjideki doğal iyonlaştırıcı radyasyona maruz kalabilmektedir. Bu maruziyet, bireylerin yaşam standartlarına, yaşadıkları bölge ve coğrafya şartlarına göre değişebilmektedir. Doğal radyasyon, bireylerin maruz kaldığı en önemli iyonlaştırıcı radyasyon kaynağıdır. Bireylerin maruz kaldığı ortalama 2,8 mSv'lik yıllık etkin radyasyon dozunun yaklaşık %85'i (2,4 mSv) doğal radyasyon kaynaklarından ileri gelmektedir [1]. Doğal radyasyon, atmosferdeki kozmik taneciklerin etkileşmesi ile oluşan kozmojenik radyonüklitlerden ve yer kabuğundaki doğal radyonüklitlerden (primordiyal radyonüklitlerden) yayılan farklı tipteki radyasyonlardan oluşmaktadır. Yer kabuğu kökenli taş, toprak, kum, mermer, granit, fayans, seramik, çimento, beton, pomza, çakıl, briket, tuğla, kiremit, kil, uçucu kül, fosfojips, alçıtaşı, kireçtaşı vb. yapı malzemeleri ve katkı ham maddeleri, primordiyal radyonüklitler olan uranyum-radyum (^{238}U - ^{226}Ra), toryum (^{232}Th), aktinyum (^{235}U) doğal radyoaktif serilerine ait radyonüklitleri ve radyoaktif potasyumu (^{40}K) içermektedir [2]. Bu radyonüklitlerin miktarları veya derişimleri, esas olarak yapı

malzemelerinin jeokimyasal özelliklerine ve bölgenin jeolojik yapısına bağlı olduğundan, bölgeden bölgeye değişim göstermektedir [1-2]. Aktinyum serisindeki radyonüklitlerin yer kabuğundaki derişimleri ortalama olarak ihmal edilecek seviyededir [1]. ^{238}U - ^{226}Ra , ^{235}U ve ^{232}Th serisindeki radyonüklitler ve ^{40}K , daha kararlı duruma gelebilmek için radyoaktif bozunum süreci sonucunda, farklı tipte iyonlaştırıcı radyasyon yayınlar.

Bireyler, yaşadıkları mekânın yapısına dolayısıyla binada kullanılan yapı malzemesine ve bina içi (kapalı) ve bina dışı (açık) olmak üzere buldukları ortamda geçirdikleri sürelerle bağlı olarak bu doğal radyonüklitlerden yayınlanan iyonlaştırıcı radyasyona iki farklı şekilde maruz kalabilirler: (1) Zamanlarının büyük bir kısmını kapalı ortamda geçiren bireyler, tüm vücut olarak bu doğal radyonüklitlerden yayınlanan gama ışınlarına maruz kalabilir. Bu maruziyet dış ışınlama olarak bilinmektedir. (2) ^{238}U - ^{226}Ra serisindeki radyumun bozunum ürünü olan radon (^{222}Rn) gazı ve radonun bizmut (^{214}Bi), kurşun (^{214}Pb) gibi kısa yarı ömürlü bozunum ürünlerinin solunum yolu ile vücuda alınması sonucunda, akciğer dokusu alfa ve beta ışınlarına maruz kalabilir. Bu maruziyet ise iç ışınlama olarak bilinmektedir. Bireylerin radyoaktivitesi yüksek olan yapı malzemelerinin kullanıldığı bina içinde yaşamaları halinde, diğer doğal radyoaktif kaynaklardan aldıkları yıllık etkin radyasyon dozuna ilave olarak yapı malzemelerinden kaynaklanan radyasyon dozuna maruz kalmaları, uzun zaman ölçeğinde, sağlık açısından olumsuz etkilere yol açabilir. Özellikle iç ışınlama akciğer dokusuna zarar vererek kanser riskini artırabilmektedir. Kapalı ortamlardaki radon gazı derişiminin yaklaşık %30'u yapı malzemelerinden ileri gelmektedir [1]. Bu sebeple bireylerin bu tür yapı malzemelerinden dolayı alabilecekleri yıllık etkin radyasyon dozunun değerlendirilmesi büyük önem arz etmektedir. Bir binada kullanılacak yapı malzemelerinin işlevi, performansı ve maliyetinin yanında yapı malzemesinin içerdiği doğal radyoaktivitenin de değerlendirilmesi gerekmektedir. Bu anlamda aynı veya benzer işlevi gören yapı malzemelerin tercihinde malzemenin içerdiği radyoaktivite de göz önüne alınması gereken önemli bir parametre olarak ortaya çıkmaktadır.

Killi toprak, kil çamuru, kaolin ve diğer katkı maddelerinin, harman edilip karıştırılarak hamur haline getirilmesi, kalıplarda belirli biçim ve boyut verildikten ve kurutulduktan sonra yüksek sıcaklıktaki (600-800°C) fırınlarda pişirilmesi sonucunda elde edilen tuğla, estetik görünümü, yüksek basınç dayanımı, dayanıklılığı, üstün yangın ve hava

direnci, iyi ısı ve ses yalıtımı gibi performans özellikleri sebebiyle ilk uygarlıklardan beri tercih edilen en eski yapı malzemesidir. Silikat esaslı, gözenekleri birbirinden bağımsız amorf, camsı doğal bir volkanik kayaç olan pomza (veya ponza veya bims) taşı, kum ve çimento karışımından elde edilen harcın çeşitli kalıplara dökülerek boşluklu ve dolu olarak üretilen briket, düşük yoğunluğu, yüksek basınç mukavemeti, ses ve ısı yalıtımı, ateş ve nem dayanımı özelliğinden dolayı uzun yıllardan beri kullanılan bir yapı malzemesidir.

Sönmez ve Yorulmaz, Eskişehir Kırka Boraks işletmesinde atık olarak elde edilen killerin tuğla yapımında kullanılabilirliğini araştırmıştır. Bu çalışmada işletmeden temin edilen atık killer, Eskişehir çevresindeki kiremit fabrikalarında kullanılan malzeme ile değişik oranlarda karıştırılmış ve bu karışımlar, pişme rengi ve pürüzlülük, su emme, kırılma yükü ile zararlı manyezi ve kireç deneylerine tabi tutulmuştur. Deneyler sonucunda, Kırka Boraks işletmesinde atık olarak elde edilen killerin, tuğla yapımında kullanılabilceği görülmüştür [3].

Köse ve arkadaşları yaptıkları çalışmada, volkanik kökenli ve gözenekli bir kayaç olan pomzanın özellikleri ve kullanım olanaklarını araştırmış; bims adı da verilen ince taneli pomzanın inşaat bloğu yapımında kullanımına değinmiş ve bu malzemelerin ısı ve ses yalıtımı ile basınç mukavemeti açısından avantajlarını belirtmiştir. Çalışmada ayrıca ısı yalıtımı ile ilgili yapılmış birtakım kıyaslamalara yer verilmiş ve bu karşılaştırmaların sonucu olarak; inşaatlarda bimsblok kullanımının günümüzde önemli bir yeri olan enerji tasarrufuna yapmış olduğu katkılar çarpıcı bir şekilde sunulmuştur [4].

Demir yaptığı çalışmada, Afyon bölgesinde üretilen ve 290x190x135 mm ebadında, TSE 705 standardına uygun dolu ve düşey delikli yığma yapı tuğla örneklerinin mekanik özelliklerini, standart test ve deneyler ile belirlemiştir [5].

Müdüroğlu ve Atak yaptıkları çalışmada, Tekirdağ-Hayrabolu bölgesinden temin edilen kil numunelerinin değişik oranda kullanıldığı tuğla örneklerinin mineralojik, fiziksel ve kimyasal özelliklerini incelemiş ve optimum özelliklere sahip tuğla örneklerini üretmiştir [6].

Özkan ve Tuncer tarafından yapılan çalışmada, ülkemiz ekonomisindeki yeri ve önemi günden güne daha da artan pomzanın bir endüstriyel hammadde olarak tanıtılması,

bilim ve endüstrinin pomza madenciliği ve üretim proseslerine olan ilgisinin artırılmasına yönelik olarak pomzanın fiziksel ve kimyasal özellikleri ele alınmıştır [7].

Şahin tarafından yapılan çalışmada, Türkiye’de sanayileşme hareketleri hızlı bir şekilde gelişmeye başlayan şehirleşmenin hızlanmasına bağlı olarak tuğla ve kiremit sanayi sektörünün gelişmesi irdelenmiş ve bu sanayinin geliştiği illerden birisi olan Çorum’daki tuğla ve kiremit sanayi sektörünün durumu hakkında bilgi verilmiştir [8].

Demir ve Orhan tarafından yapılan çalışmada, Afyon bölgesinden temin edilen kil ile pomza kumu karışımının, tuğla üretiminde kullanım olanakları incelenmiştir. Çalışmada, üç farklı karışım hazırlanmış ve bunlardan elde edilen laboratuvar örneklerine TSE standartlarına göre testler uygulanmış ve sonuçlar, standart değerlerle karşılaştırılarak üretilen tuğla örneklerinin inşaat sektörü açısından uygunluğu araştırılmıştır [9].

Demir ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada, Afyon bölgesindeki kil hammaddesine; (A) katkısız olarak (%100 tuğla kili), (B) tuğla kiline ağırlıkça %20 oranında pomza kumu, (C) ağırlıkça %30 oranında pomza kumu, (D) ağırlıkça %30 oranında (-3+2 mm) tane boyutunda pomza kumu, (E) ağırlıkça %30 oranında (-5+3 mm) tane boyutunda pomza katılarak, ekstrüzyon yöntemi ile yeterli sayıda deney numunesi üretilmiştir. Bu tuğla örneklerine, TSE standartlarına göre testler uygulanmış, test sonuçları standart değerlerle karşılaştırılarak üretilen örneklerin inşaat sektörü açısından uygunluğu araştırılmış; tuğlaların birim hacim ağırlığında düşme belirlenerek hafif ve yalıtım değerine sahip yapı malzemesi üretiminde değerlendirilebileceği sonucuna varılmıştır [10].

Hewamanna ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada, Sri Lanka’da yerleşik 17 farklı ilçede bulunan tuğla ocaklarından toplanan 24 adet tuğla örneklerinde doğal olarak bulunan ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimleri, gama spektrometresi ile sırasıyla 35, 72 ve 585 Bq/kg olarak ölçülmüştür. Çalışmada, ortalama değer olarak radyum eşdeğer aktivite ($\text{Ra}_{\text{eş}}$) 183 Bq/kg, bina içindeki havada soğurulan gama doz hızı 102 nGy/h ve yıllık etkin doz 0,20 mSv olarak hesaplanmıştır. Bu ortalama değerler, tuğla örneklerinin yapısal malzeme olarak kullanılmasından dolayı önemli bir radyolojik riskin doğurmayacağını göstermiştir [11].

Çelik ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada, Ankara ili İmrahor köyünden toplanan kil örnekleri ile Isparta ili Karakaya bölgesinden toplanan pomza örneklerinden %100 kil, %75 kil+%25 1mm pomza ve %75 kil+%25 pomza 2 mm olacak hazırlanan tuğla örnekleri, TS 705'e göre basınç dayanım testine tabi tutulmuştur. Test sonuçları standart değerlerle karşılaştırılarak yapılan örneklerin inşaat sektörü açısından uygunluğu bulunmuştur. Sonuç olarak 1mm pomza ilaveli tuğlanın basınç dayanımına yaklaşık %36 oranında artış sağladığı; 2 mm pomza ilaveli tuğlanın basınç dayanımının ise yaklaşık %16 oranında düşürdüğü görülmüştür [12].

Demir ve arkadaşları, Osmaniye-Ceyhan bölgesinden temin edilen bazik pomza ile tuğla yapımında kullanılan kili %30 oranında (-1 mm) tane ve %30 oranında (-2+1 mm) karıştırmak suretiyle elde ettikleri tuğla örneklerini, TSE standartlarına göre deneye tabi tutarak bu tuğlaların inşaat sektörü açısından uygunluğunu araştırmıştır [13].

Şengün tarafından yapılan çalışmada, Kayseri ve Nevşehir bölgesinden getirilen pomza agregaları ve İzmir bölgesinden getirilen perlitik pomza agregalarından elde edilen harçların, dayanım, birim ağırlık, ultrases, su emme, rötire vb. gibi teknik özellikleri belirlenerek, standartlara uygun hafif örgü harcı olarak kullanılabilirliğini araştırılmıştır. Bu araştırmada ayrıca değişken parametre olarak çimento miktarı ele alınmıştır ve elde edilen veriler ışığında, getirilen pomza örneklerinin, hafif örgü harcı yapımında hangisinin daha uygun agrega olduğu ve optimum çimento miktarının ne olduğu belirlenmeye çalışılmıştır [14].

Bentli ve arkadaşları, Seyitömer termik santralinde elde edilen atık uçucu küllerin inşaat tuğlası yapımında katkı maddesi olarak kullanılabilirliğini araştırmışlardır. Bu çalışmada Seyitömer termik santralinden temin edilen uçucu kül örnekleri ile endüstriyel çaptaki tuğla fabrikasında dört farklı oranda %2.5, %5, %10 ve %15 baca küllü tuğlalar hazırlanmış ve bu tuğla örnekleri fiziksel ve mekanik testlere tabi tutulmuştur. Bu testler sonucunda referans tuğlaya göre uçucu kül ilavesi birim hacim ağırlığını çok az miktarda arttırırken, kuruma, pişme ve toplam küçülmede belirgin bir değişime neden olmamıştır. Uçucu kül ilavesi, üretilen tüm reçete tuğlalarda su emme miktarını referans tuğlaya göre azaltmış, buna karşılık tuğlaların hiçbirinde referans tuğlada elde edilen dayanım değerine ulaşamamıştır [15].

Erdoğan ve Yaşar, Nevşehir bölgesinde üretilmekle olan asidik pomzadan yapılan briket örneklerinin laboratuvar şartlarında fiziksel ve kimyasal özelliklerini tespit etmiştir. Çalışmada, pomzanın mühendislik özellikleri belirlendikten sonra optimum şartlarda 4 tip ve boyutta briketler tasarlanarak üretimi yapılmış; briketlerin fiziksel ve mekanik özellikleri tespit edilmiş; ısı ses iletim özellikleri belirlenerek endüstriyel alanda kullanılabilirliği araştırılmıştır. Sonuç olarak Nevşehir yöresi pomzalardan üretilen briketlerin yapı sektöründe gerek depremsellik gerekse ısı ve ses yalıtımı sağlaması açısından oldukça ekonomik bir malzeme olduğu belirlenmiştir [16].

Öz tarafından yapılan çalışmada, farklı oranlarda agrega (asidik pomza ve dere kumu), uçucu kül ve kimyasal katkı kullanarak üretilen beton örneklerinin laboratuvar şartlarında birim hacim ağırlık, dayanım, ısı ve ses yalıtım özelliklerindeki değişiklikler araştırılmıştır. Araştırmada, değişik beton tasarımlarının değerlendirildiğinde, agrega oranları %60 asidik pomza, %40 dere kumu, 400 kg çimento, 200 kg uçucu kül, 96 kg su ve çimentonun %1,5'i kadar kimyasal katkı kullanılarak yapılan beton örneklerinin, yoğunluk (1700 kg/m^3), tek eksenli basınç (310 kgf/cm^2), ısı iletkenliği ($0,48 \text{ kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$) ve ses yalıtımı ($20,17 \text{ dB}$) açısından en iyi sonucu verdiği görülmüştür [17].

Fathivand ve arkadaşları, Tahran'daki tuğla fabrikalarından ve tedarikçilerinden temin edilen 45 tuğla örneğinin içerdiği doğal radyoaktiviteyi belirlemek amacıyla ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimlerini HPGe dedektörlü gama spektrometresi kullanarak ölçmüştür. Çalışmada ölçülen, ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite derişimleri, literatürde yer alan çalışmalardaki aktivite derişim değerleri ile kıyaslanmış ve tuğla örneklerin, Tahran'daki konut ve işyerlerinde kullanılmasından dolayı bireylerin önemli ölçüde bir ışınlamaya maruz kalmayacakları önerilmiştir [18].

Tufail ve Hamid, Pakistan'ın Pencap Vilâyeti'nin Lahore ve Faisalabad bölgelerindeki tuz oranı yüksek topraktan yapılan 40 adet tuğla örneğindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimlerinin ortalama değerlerini, HPGe dedektörlü gama spektrometresi ile sırasıyla, 38, 56ve 568 Bq/kg olarak ölçmüştür. Çalışmada, her bir tuğla için hesaplanan radyum eşdeğer aktivite ve diğer ışınlama indislerinin ortalama değerlerinin, tavsiye edilen sınır değerlerden daha düşük olduğu bulunmuştur [19].

Erdoğan tarafından yapılan çalışmada, asidik ve bazik kökenli pomzaların yapı sektöründe hafif beton ve bimsblok agregası olarak kullanılabilirliği deneysel çalışmalarla tespit edilmiştir. Çalışmada öncelikle jeolojik, fiziksel ve kimyasal özellikleri belirlenen Nevşehir yöresinden toplanan asidik pomza örnekleri ile Toprakkale (Osmaniye) bölgesinden toplanan bazik pomza örneklerinin uygun karışım oranlarında betonlar üretilmiş ve bu beton örneklerinin mühendislik özellikleri belirlenerek fiziksel ve mekanik özellikleri açısından Türk Standartları'na uygunluğu araştırılmıştır. Yapılan deney sonuçlarından Nevşehir ve Toprakkale yöresi pomzalardan üretilen beton ve briketlerin yapı sektöründe gerek depremsellik açısından gerekse ısı ve ses yalıtımını sağlaması açısından oldukça uygun bir malzeme olduğu belirlenmiştir [20].

Turhan ve Gündüz, Türkiye'nin 11 farklı bölgesinden toplanan 52 pomza örneğinde doğal olarak bulunan ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimlerini, HPGe dedektörlü gama spektrometresi ile ölçmüş ve bu radyonüklitlerin ortalama aktivite derişimleri sırasıyla, 89, 87 ve 1212 Bq/kg olarak bulmuştur. Çalışmada ayrıca, pomza örneklerinin yapı malzemesi olarak kullanılmasından kaynaklanan radyolojik riski değerlendirebilmek amacıyla her bir pomza örneği için radyum eşdeğer aktivite indisi, radon kütle salım hızı, kapalı ortam gama doz hızı ve buna karşılık gelen yıllık etkin doz hızı hesaplanmıştır. Çalışmanın sonucunda bazı pomza örneklerin yapısal malzeme olarak kullanılmaması gerektiği ortaya çıkmıştır [21].

Bideci ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada, farklı hammaddelerin tuğla üretiminde kullanılabilirliğini araştırmak için Ankara İmrahor bölgesindeki tuğla fabrikalarından alınan tuğla kili, Ankara Şeker Fabrikası diatomit tesislerinden alınan diatomit hammaddesi ve İzmir Cumaovası'nda bulunan Eti Holding A.Ş. Perlit İşletmesi Müdürlüğü'nden alınan genleştirilmiş perlit örnekleri, TSE 705 (TS EN 771-1) standardında verilen dolu tuğla sınıfı tuğlanın mekanik özellikleri göz önüne alınarak, ayrı ayrı %0, %10, %20 ve %30 oranlarında karıştırılarak tuğla örnekleri elde edilmiş ve bu örnekler bir takım deneylere tabi tutulmuştur. Deneysel sonucunda %20 diatomit katkılı ürünlerin 900°C'de pişirilmesi ile gerekli mekanik özellikleri sağlayan ürün elde edilebileceği görülmüştür [22].

Bilgin ve arkadaşları, Isparta ve çevresindeki kil yataklarından alınan kil örneklerinin fiziksel özelliklerini incelemiş ve bu örneklerin jeokimyasal bileşimleri belirlenerek kil hammaddelerinin tuğla üretimine uygun olup olmadıklarını araştırmıştır [23].

Mehra ve arkadaşları, Pakistan'ın Pencap vilayetinin Jalandhar ilinden toplanan tuğla örneğindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimlerinin ortalama değerlerini, HPGe dedektörlü gama spektrometresi ile sırasıyla, 24, 25 ve 33 Bq/kg olarak ölçmüştür. Çalışmada, tuğla için hesaplanan radyum eşdeğer aktivitenin ortalama değeri 80 Bq/kg ve yıllık etkin doz hızı ise 1,5 mSv/y olarak hesaplanmıştır [24].

Asghar ve arkadaşları, Pakistan'ın Pencap vilayetinin 35 farklı bölgesinden toplanan 140 adet tuğla örneğindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimlerinin ortalama değerlerini, HPGe dedektörlü gama spektrometresi ile sırasıyla, 35, 42 ve 624 Bq/kg olarak ölçmüştür. Çalışmada, her bir tuğla için hesaplanan kapalı ortamda soğurulan gam doz hızı ve buna karşılık gelen yıllık etkin doz hızı, sırasıyla, 159 nGy/h ve 0,8 mSv/y olarak bulunmuştur [25].

Altın ve arkadaşları, tahribatsız muayene yöntemlerinden olan infrared termografi (IRT) yöntemini kullanarak, yığma yapılarında kullanılan tuğlanın basınç dayanımı ve ısı davranışı arasında bir ilişki olup olmadığını araştırmış ve yığma yapı tuğlasının yapısı gereği yüksek ısı üretmediğini gözlemiştir [26].

Akkurt ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada, kağıt üretimi atıklarının, düşey delikli yalıtım tuğla yapımında değerlendirilmesiyle yararlı bir endüstriyel ürüne dönüştürülmesi amaçlanmıştır. Çalışmada, yüksek miktarda kalsiyum karbonat ve selüloz liflerden oluşan atıkların killi tuğla hammaddesine ilave edilerek gözenekli, hafif ve kabul edilir mekanik dayanıma sahip olan tuğlalar geliştirilmiştir [27].

Viruthagiri ve Ponnarasi, tuğla örneğindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimlerinin ortalama değerlerini, 3"x3" lik NaI(Tl) dedektörlü gama spektrometresi ile sırasıyla, 47, 20 ve 350 Bq/kg olarak ölçmüştür. Çalışmada, tuğla için hesaplanan radyum eşdeğer aktivitenin ortalama değeri 114 Bq/kg ve yıllık etkin doz hızı ise 0,15 mSv/y olarak hesaplanmıştır [28].

Gharbi ve Takriti, Tunus'da bulunan 7 tuğla fabrikasından toplanan 7 adet tuğla örneğindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimlerinin ortalama deęerlerini, HPGe dedektörlü gama spektrometresi ile sırasıyla, 45, 47 ve 631 Bq/kg olarak ölçmüştür. Bu deęerler, yer kabuęu ortalama deęerlerinden daha büyüktür. Çalışmada ayrıca her bir tuğla örneęi için radyum eşdeęer aktivite indisi, gama indisi, kapalı ortamda soęurulan gama doz hızı ve buna karşılık gelen yıllık etkin doz hesaplanmıştır [29].

Ravisankar ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada, Hindistan Tamilnadu'nun Namakkal bölgesinden toplanan tuğla ve tuğla yapımında kullanılan kil örneklerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite derişimleri NaI(Tl) dedektörlü gama spektrometresi ile ölçülmüş ve bu örnekler ile ilgili olarak radyolojik parametreler (radyum eşdeęer aktivite indisi, iç ve dış ışınlama indisi) hesaplanmıştır. Çalışmada, ölçümü yapılan yapı malzemeleri için hesaplan radyolojik parametre deęerlerinin, uluslararası ölçüt deęerlerden daha düşük olduęu ve bu malzemelerin kullanılmasından kaynaklanabilecek radyolojik riskin düşük olduęu bulunmuştur [30].

Ayinmode ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada, Nijerya'nın Ogbomoso ilindeki tuğla fabrikalarından toplanan kerpiç, tuğla ve beton blok örneklerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite derişimleri, HPGe dedektörlü gama spektrometresi ile ölçülmüş ve bu örnekler ile ilgili olarak radyolojik parametreler (radyum eşdeęer aktivite indisi, iç ve dış ışınlama indisi, kapalı ortamda soęurulan gama doz hızı ve yıllık etkin doz hızı) hesaplanmıştır. Çalışmada, ölçümü yapılan yapı malzemeleri için hesaplan radyolojik parametre deęerlerinin, uluslararası ölçüt deęerlerden daha düşük olduęu ve bu malzemelerin kullanılmasından kaynaklanabilecek radyolojik riskin düşük olduęu bulunmuştur [31].

Gür ve arkadaşları, kagir duvarlarda taşıyıcı malzeme olarak kullanılan doğal taş, tuğla, beton blok (beton briket, gaz beton blok), kireç kumtaşından yapılan tuğla ve kerpiç malzemelerinin olumlu ve olumsuz taraflarını incelemiştir [30].

Elmastaş yaptığı çalışmada, pomzanın özelliğini, dünya ve ülkemizdeki rezervlerini, pomzanın başlıca kullanım alanlarını, pomzanın ülkemizdeki üretim durumunu ve ekonomimize olan katkısını özetlemiştir [32].

Kadum ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada, Cezayir’de bulunan Tafna ve Tounan tuğla fabrikasından toplanan ve Cezayir’de yapı malzemesi olarak kullanılan tuğla örneklerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K ’ın aktivite derişimlerinin ortalama deęerleri, kuyu tipi NaI(Tl) sintilasyon dedektörlü gama spektrometresi ile sırasıyla, 16, 11 ve 197 Bq/kg olarak ölçülmüştür. Tuğla örneklerinin yapı malzemesi olarak kullanılmasından kaynaklanabilecek radyasyon riski deęerlendirmek amacıyla ölçülen aktivite deęerleri esas alınarak her bir tuğla örneęi için radyum eşdeęer aktivite indisi, temsili seviye indisi, iç ve dış ışınlama indisleri, soęrulmuş gama doz hızı ve yıllık etkin doz hızı hesaplanmıştır [33].

Ahmeti ve arkadaşları, Arnavutluk’ta bulunan 9 tuğla fabrikasından ve 3 çimento fabrikasından toplanan 60 adet yapı malzemesi örneęindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K ’ın aktivite derişimlerini, HPGe dedektörlü gama spektrometresi ile ölçülmüştür. Çalışmada ayrıca, bu deęerler esas alınarak her bir örnek için aktivite derişim indisi de hesaplanmıştır. Çalışmanın sonucunda incelenen malzemelerin Avrupa Komisyonu tavsiyelerine göre A1 kategorisi olarak sınıflandırıldığı ve dolayısıyla bu malzemelerin, herhangi bir sınırlamaya gerek kalmadan kullanılacakları ortaya konulmuştur [34].

Uyanık ve arkadaşları, Salihli-Turgutlu bölgesinde bulunan tuğla fabrikalarından toplanan tuğla, kiremit ve bunların ham maddelerindeki ^{238}U , ^{232}Th ve ^{40}K ’ın aktivite derişimlerini ve İzmir-Ankara karayolu boyunca ham madde yığınlarının, kırık tuğla ve kiremitlerin, kömür ve küllerin bulunduğu 18 farklı istasyondaki gama doz hızını, iki adet taşınabilir gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Çalışmada, Salihli-Turgutlu bölgesinde üretilen tuğla ve kiremitlerin radyasyon tehlikesi açısından güvenilir olduğu sonucuna ulaşılmıştır [35].

Şahin tarafından yapılan çalışmada, tuğla iç geometrisinin ısı transferi üzerindeki etkileri incelenmiştir. Çalışmada, tuğlanın alt ve üst yüzeylerinin yalıtıldığı kabul edilmiş ve tuğlanın dış ortama bakan yüzeyi düşük sıcaklıkta, iç ortama bakan yüzeyi ise yüksek sıcaklıkta alınmıştır. Tuğla iç geometrisini oluşturan boşluklarda ısı transferinin doğal taşınım ile gerçekleştięi kabul edilerek belirlenen durumlar için kapalı ortam içerisinde oluşan akım çizgileri, eş sıcaklık eğrileri, ortalama Nusselt sayıları karşılaştırmalı olarak sunulmuştur. Elde edilen sonuçlar, tuğla iç geometrisinin ısı transferini önemli ölçüde etkilediğini göstermiştir [36].

Léopold ve arkadaşları, farklı tuğla ham maddeleri özellikle değişik bölgelerden toplanan kil örnekleri kullanarak üretilen tuğla örneklerinin teknik özelliklerini araştırmıştır [37].

Abass ve Karim tarafından yapılan çalışmada, Irak'ın Hilla, Kerbela, Necef, Bağdat, Diyala ve Samara illerinden toplanan tuğla örneklerinde doğal olarak bulunan ^{238}U , ^{232}Th , ^{226}Ra ve ^{218}Po radyonüklitlerden yayınlanan alfa parçacıkların derişimi, nükleer iz dedektörü (CR-39) ile ölçülmüştür [38].

Leonard tarafından yapılan çalışmada, Kenya'nın Bomet bölgesinde yapı malzemesi olarak kullanılan tuğla örneğindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimlerinin ortalama değerleri, NaI(Tl) dedektörlü gama spektrometresi ile sırasıyla, 47, 62 ve 714 Bq/kg olarak ölçülmüştür. Çalışmada, her bir tuğla için hesaplanan radyum eşdeğer aktivite, kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı ve yıllık etkin doz hızının ortalama değerleri, sırasıyla, 190 Bq/kg, 168 nGy/h ve 0,82 mSv/y olarak hesaplanmıştır [39].

Korkmaz ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada farklı tipte malzemeler kullanılarak tasarlanmış yığma yapılar ele alınmış, oluşturulan modellerde yapısal malzemenin tuğla, taş, pomza ve gaz beton olması durumları dikkate alınarak modellerin yapısal davranışları incelenmiş ve analizlerde zaman tanım alanı yöntemi uygulanarak, farklı malzeme durumlarına göre, yirmi farklı deprem ivme kaydı kullanılmıştır. Analizlerden elde edilen sonuçlar farklı malzemeler için karşılaştırılmalı olarak değerlendirilmiştir [40].

Amiri ve arkadaşları, İran'ın Tahran ilinde bulunan fabrikalardan toplanan üç farklı tuğla tipinden oluşan 9 adet tuğla örneğindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite derişimlerinin ortalama değerlerini, HPGe dedektörlü gama spektrometresi ile sırasıyla, 17, 9 ve 422 Bq/kg olarak ölçmüştür. Çalışmada, her bir tuğla için hesaplanan radyum eşdeğer aktivitenin en büyük değeri 63 Bq/kg olarak hesaplanmıştır. Sonuçlar, radyum eşdeğer aktivite indisi diğer ışınlama indisi değerlerinin standart değerlerden daha düşük olduğunu göstermiştir [41].

Literatür değerlendirmesinden, Türkiye'de kagir konut, okul, iş yeri vb. binaların yapımında kullanılan tuğla ve briketlerin ısı ve ses yalıtımı, basınç mukavemeti,

depreme dayanaklılığı, üretim maliyeti, ham maddelerin özellikleri vb. hususların ele alındığı sadece birkaç çalışmada ayrı ayrı tuğla ve briketlerin içerdiği radyoaktivitenin araştırıldığı ortaya çıkmaktadır. Ancak görüldüğü kadar literatürde bu iki yapısal malzeme, radyolojik açıdan hiç karşılaştırılmamıştır. Bu çalışmada ilk aşamada, Ülkemizin farklı coğrafi bölgelerinden temin edilen tuğla ve pomzadan yapılmış briket örneklerinin doğal olarak içerdiği radyonüklitlerin (^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K) aktivite derişimleri, gama spektrometrik yöntem ile belirlenmiş ikinci aşamada ise bu malzemelerin yapısal malzeme olarak kullanılmasını radyolojik açıdan karşılaştırabilmek amacıyla literatürde mevcut bütün radyolojik parametreler hesaplanmıştır. Böylece çalışma sonucunda, malzeme seçiminde, malzemelerin sahip olduğu kimyasal ve fiziksel özellikleri ve maliyetlerin yanında radyoaktivitenin de önemli bir parametre olarak göz önünde bulundurulması gerektiği ortaya koyularak bu konuda tüketici farkındalığının oluşturulması amaçlanmıştır.

Bu tez beş bölümden oluşmaktadır. Çalışmanın birinci bölümünde, Türkiye’de kagir yapılarda yapısal malzeme olarak kullanılan tuğla ve briketin içerdiği doğal radyonüklitler ve bu radyonüklitlerden yayımlanan radyasyon sebebiyle toplum bireylerinin maruz kalabileceği ışınlama, bu malzemeler ile ilgili literatürde yer alan çalışmalar özetlenmiş ve malzemelerdeki radyoaktivitenin ölçülmesinin radyolojik açıdan önemi ve çalışmanın amacı açıklanmıştır. İkinci bölümünde, radyoaktivite, bozunum süreçleri, doğal radyoaktif seriler, radyasyon, iyonlaştırıcı radyasyonun madde ile etkileşmesi, doz birimleri ve iyonlaştırıcı radyasyonun etkileri hakkında kısa ve özlü bilgiler verilmiştir. Üçüncü bölümde, tuğla ve briket yapısına ve üretimine ilişkin bilgi verilmiş ve Türkiye’nin farklı coğrafi bölgelerinden temin edilen tuğla ve briket örneklerinin radyoaktivite ölçme işlemine hazırlanması, HPGe gama spektrometresi ve radyoaktivite ölçme işlemi ayrıntılı olarak ele alınmıştır. Dördüncü bölümde, elde edilen aktivite ölçüm sonuçları tablo ve grafik halinde sunulmuş ve tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite sonuçları hem birbirleriyle hem de literatürdeki veriler ile karşılaştırılmış ve bu malzemelerin kullanılmasını radyolojik açıdan değerlendirmek amacıyla radyoaktivite ölçümü yapılan her bir tuğla ve briket örneği için radyolojik parametreler (radyum eşdeğer aktivite indis, aktivite derişim indis, iç ve dış tehlike indisleri, temsili seviye indis, kapalı ortamda soğurulmuş gama doz hızı ve buna karşılık gelen yıllık etkin doz) hesaplanmış ve sonuçlar tablo ve

grafikler halinde sunulmuş ve karşılaştırılmıştır. Beşinci bölümde, elde edilen aktivite derişim ve radyolojik parametre verileri, tavsiye edilen ölçüt değerler ile karşılaştırılarak tuęla ve briketin tercih edilebilirlięi tartışılmıştır.

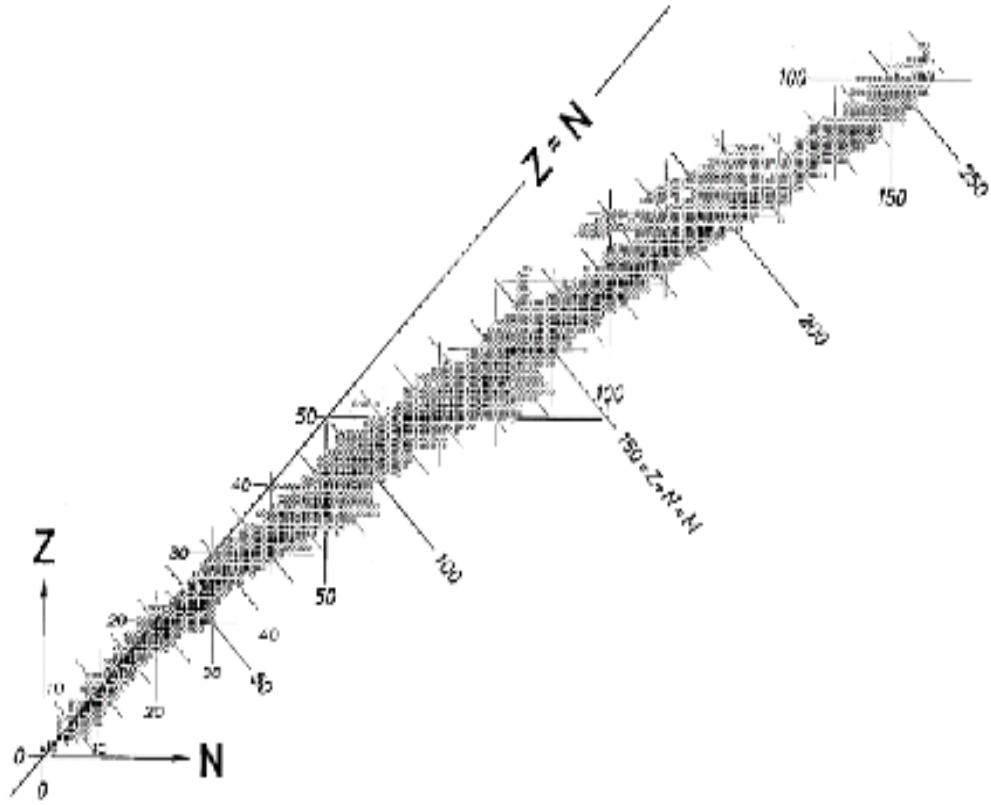
BÖLÜM 2

GENEL BİLGİLER

2.1. Radyoaktivite ve Radyoaktif Bozunma Yasası

Radyoaktivite ilk kez 1896 yılında H. Becquerel tarafından keşfedilmiş ve 1911 yılında E. Rutherford'ın çekirdekli atom teorisi ile bu alandaki çalışmalar ivme kazanmıştır. Radyoaktivite kararsız olan bir elementin, çeşitli parçacıklar salarak veya ışımaya yaparak kararlı ve başlangıçtakinden fiziksel ve kimyasal olarak farklı bir elemente dönüştüğü bir süreç olarak tanımlanabilir. Her atomun çekirdeği şüphesiz kararsız değildir; yani radyoaktivite çekirdek için ayırt edici fiziksel bir özelliktir. Kararsız olan çekirdekler alfa (α), beta (β) ve gamma (γ) gibi yüksek enerjili parçacıklar salarak kararlı hale gelirler. α parçacıkları iki nötron ve iki protonlu Helyum (${}^4_2\text{He}$) çekirdekleridir. β parçacıkları yüksek enerjili elektronlardır. Bazı radyoaktif süreçlerde elektronların karşıt parçacıkları olan ve pozitron (β^+) adı verilen ürünler ortaya çıkmaktadır. γ ise bildiğimiz manada fotonlardır ve oldukça yüksek enerjilidirler [42]. Bu üç radyasyon türü hakkında daha ayrıntılı bilgi ileriki bölümlerde verilecektir.

Radyoaktivitenin atom çekirdeğinin “kararlılığı” ve “kararsızlığıyla” ilişkili olduğu açıktır. O zaman kararlılık ve kararsızlığı çekirdek fiziği açısından incelemek gerekmektedir. Bir atomun çekirdeğinin çekirdek fiziği açısından temel yapı taşları nükleon adı verilen doğadaki temel yük birimi olan +e yüküne sahip proton (p) ve yüksüz nötronlardır (n). Çekirdek içerisinde nükleonlar çeşitli etkileşmeler neticesinde bir arada bulunurlar. Kütle çekim etkileşmesi çekirdek boyutlarındaki etkisi ihmal edilebilir mertebededir. Protonları bir arada tutan güçlü etkileşme, yine sadece protonlar arasında olan elektromanyetik etkileşme ve radyoaktiviteden sorumlu olan zayıf etkileşmedir. Atom çekirdeğinde nötronların varlığı dengeyi artırmaktadır. Kararlılık bir genelleme değildir ancak bazı çekirdeklere özgüdür ve (nötron sayısı)/(proton sayısı) yani N/Z 'nin değerine bağlıdır. Şekil 2.1'de bilinen çekirdeklerin n ve p sayılarına göre dağılımı verilmiştir. Görüldüğü gibi kararlılık eğrisi ve civarındaki dar kararlılık bölgesi $N=Z$ olan hafif çekirdekleri temsil ederken daha ağır çekirdeklere gidildikçe $N/Z > 1$ olmaktadır [42].



Şekil 2.1. N-Z kararlılık grafiği [42,43]

2.2. Radyoaktivitenin Keşfi ve Kısa Tarihçesi

1802 yılında İngiliz kimyacı ve meteorolog John Dalton o zamana kadar maddenin yapısıyla ilgili ortaya atılmış fikirlerden ve kendi çalışmalarından yola çıkarak ilk atom modelini geliştirdi. J. Dalton'un modeline göre madde küçük parçalardan oluşuyordu ve bu yapı taşları her element için farklı kütleye sahipti. Yani atom kütlesi maddenin fiziksel bir karakteriydi. Elementlerin birbirleriyle yaptıkları basit bağlanmaları açıklaması açısından Dalton Atom Modeli bir basamak teşkil etti ancak atomu bölünemez kabul etmesi kuramının eksik yanıydı. Dalton Atom Modeli'nin atomun bölünemezliğine dair varsayımı 1897 yılına kadar kabul gördü. Bu dönemde atomların kütleleri ve yarıçapları yaklaşık olarak biliniyordu. 1897 de İngiliz deneysel fizikçi Joseph John Thomson eksi (-) yüklü elektronu keşfetmesi bu varsayımı çürütmüş oldu. Thomson yüksek vakumlu katot ışını tüpünde elektriksel boşalmanın doğası üzerine çalışmalar sonucunda, ışınların elektrik ve manyetik alanlar tarafından saptırılmasını gözlemledi ve bu sonuç "atomdan daha küçük parçacıkların" varlığının kanıtı olarak yorumlandı. Daha sonra Joseph John Thomson elektronun e/m oranını hesapladı ve

bunun oldukça yüksek bir oran olduğunu buldu. Elektron gibi eksi (-) yüklü bir parçacığın varlığı yüksüz oldukları önceden de bilinen atom içerisinde zıt yüklü başka çeşit parçacıkların da olması gerekliliği düşüncesini doğurdu. J.J. Thomson bu çalışmaları ile atom içerisinde negatif yüklü ve atomdan çok daha küçük parçacıkların bulunduğunu göstermiştir ve 1904 yılında kendi adı ile anılan atom modelini önermiştir. Bazen bu modelden bahsedilirken üzümlü kek modeli de denilmektedir. Modele göre; madde, küre şeklindeki atomlardan teşekkül eder. Atomda negatif yüklü elektronlar vardır ve elektronların kütlesi atomun kütlesinden çok küçüktür. Elektriksel bakımdan yüksüzlüğü sağlamak için atomun geri kalan kısmı artı yüklü olmalıdır. Artı yük kütlenin çok büyük bir kısmını oluşturduğuna göre atom, artı yüklü kütlenin homojen olarak dağıldığı bir küredir. Elektronlar bu küre içinde elektriksel yüksüzleşmeyi sağlayacak şekilde serpilmişlerdir [42,44].

1896 senesi Mart ayında, o sıralar hem uranyum tuzlarının fosfor esanslığı üzerinde ve hem de yeni keşfedilen röntgen ışınları üzerinde çalışan ve bazı kimyasallar yardımıyla bunların yayılmalarını sağlamaya uğraşan Fransız fizikçi Henri Becquerel, laboratuvarındaki çekmecesini açtığı anda büyük bir sürprizle karşılaştı. Kapkaranlık bir ortamda olmasına rağmen bazı fotoğraf camları bulanıklaşmıştı. Bunu açıklamak için ilk aklına gelen, güneş ışığının etkisiyle kristallerin ışını yaydığı ve fotoğraf camını sislendirdiğiydi. İlk deneyleri onun doğru yolda olduğunu desteklese de hava bozunca olayın seyri birdenbire değişti. Becquerel, kristallerin güneş ışığından etkilenmesini engellemek için kimyasallar kullanarak camları tekrar çekmeceye koydu. Camları dışarı çıkardığında, Uranyumlu kristallerden oluşan camlarda artık sisin bulunmayışına oldukça şaşırıldı. Ancak bu durum, bugün bir atom çekirdeğinin tanecikler veya elektromanyetik ışınlar yayarak kendiliğinden parçalanması olarak bilinen radyoaktivitenin keşfedilmesiydi. Becquerel'in radyoaktiviteyi buluşu atomun proton ve elektronlardan oluşturduğunu doğrulamıştır. Ayrıca 1909'da iki bilim adamı H. Geiger ve E. Marsden alfa taneciklerinin ince metal levhalardan saçılmalarını araştırırken, alfa parçacıklarından bir çoğunun sadece küçük sapmalarla metal levhayı delip geçtiğini, ancak 10.000'de birinin neredeyse gerisin geriye saçıldıklarını deneysel olarak gözlemlemişlerdir. Bu gözlemler Thomson atom öngörüsüne pek uymuyordu çünkü kütle bakımından bir elektronun 7300 katı olan alfa parçacıklarının kendisine nazaran

çok küçük olan elektronlar nedeniyle 180 derecelik açılarla saçılmaları mümkün değildi. Thomson modeline göre alfa tanecikleri sadece küçük açılarla saçılmalıydı [42].

Bu gelişmeler ışığında olaya en uygun açıklama 1911 yılında Rutherford tarafından yapılmıştır. Rutherford benzeri bir deneyi ince altın yapraklarını alfa tanecikleriyle bombardıman ederek gerçekleştirmiş ve meşhur deneyi sonucunda Geiger ve Marsden ile aynı sonuca ulaşmıştır. Rutherford, atomun artı yükünün ve kütesinin neredeyse tamamının çekirdek adı verilen küçük bir hacimde toplandığını ve çekirdek çevresindeki kısmın boş olduğu tezini ileri sürmüştür [42]. Böylece alfa taneciklerinin küçük ve büyük açılı saçılmalarının açıklaması yapılabilmektedir. Atomun yapısı konusunda yeni bir anlayış doğmuştur.

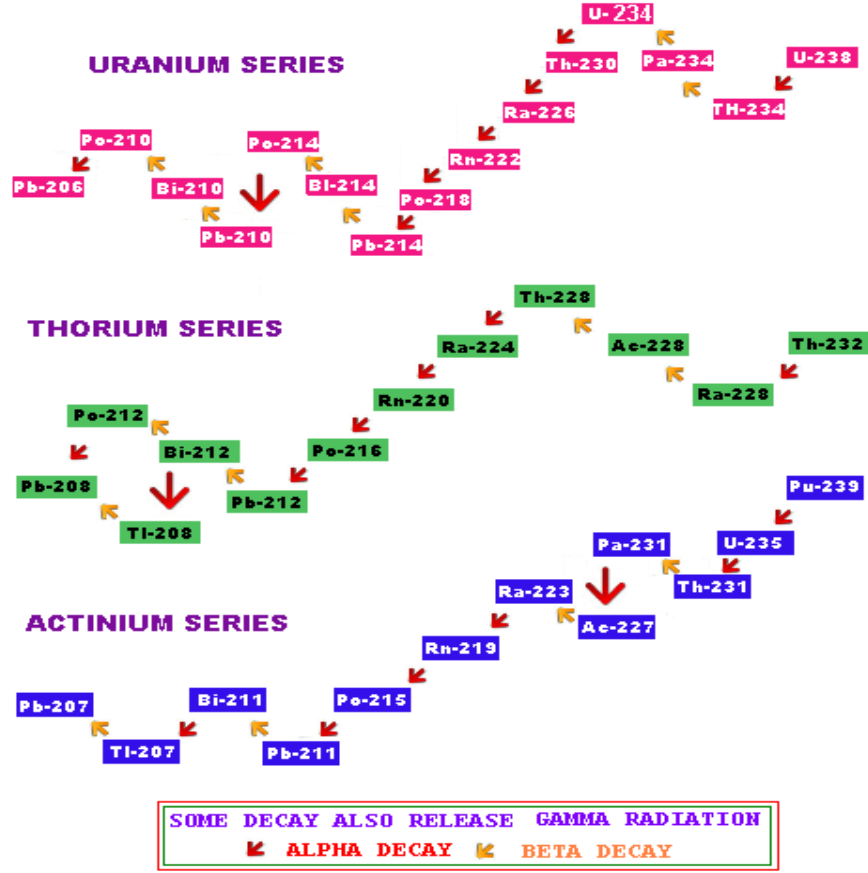
2.3. Doğal Radyoaktif Kaynaklar ve Doğal Radyoaktif Seriler

Bilimsel bulgulara göre Dünya ve Güneş Sistemi'nin diğer gezegenleri yaklaşık dört buçuk milyar yıl önce demir (Fe), karbon (C), oksijen (O), silikon (Si) bakımından zengin maddeler, diğer ortam ve ağır elementler olmadan oluşmuşlardır. Bu elementler ise yaklaşık on beş milyar yıl önce gerçekleştiği düşünülen Büyük Patlama (Big Bang) sonucunda oluşan hidrojen ve helyumdan sırayla oluşmuşlardır. Büyük Patlama'dan Güneş Sistemi'nin oluşmasına kadar geçen on milyar yıl boyunca Hidrojen (${}^1_1\text{H}$) ve Helyum (${}^4_2\text{He}$) yıldızlar ve süper novalardaki ağır elementleri oluşturmuşlardır. O zamandan bu yana da kararlı çekirdeklere bozunmaktadırlar. Bir kaç radyoaktif elementin yarı-ömrü dünyanın yaşına kıyasla çok uzundur ve bugün hala bunların radyoaktiviteleri gözlenebilmektedir. Bunun gibi dışarıdan herhangi bir etki olmadan bozunan elementlere doğal radyoaktif elementler; bu olaya da doğal radyoaktivite denir. Yani bozunuma uğrayan radyoizotop doğada mevcuttur veya doğada bulunan diğer radyoizotopların bozunması sonucu ortaya çıkar. Doğal radyoaktiflik çevresel radyasyonun esas kısmını oluşturmaktadır ve muhtemelen dünyaya benzer gezegenlerin iç sıcaklığından sorumludur. Her ne kadar diğer türlerin de uzun ömürlü doğal radyoaktif elementleri varsa da günümüzde gözlenenlerin çoğu çok ağır elementlerden oluşmuşlardır ve hiç kararlı izotopları yoktur. Bu radyoaktif çekirdekler α ve β yayımlayarak Z ve A sayılarını azaltarak sonuçta kararlı bir çekirdeğe ulaşırlar. Alfa bozunması A'yı dört birim azaltırken, beta bozunması ise A sayısını değiştirmez. Bozunma süreci çekirdeği, zincirin en uzun ömürlü üyesine götürme eğilimindedir ve

eğer bu çekirdeğin ömrü en azından Dünya'nın yaşı mertebesindeyse bu aktif bugün de gözlenebilir. Genellikle ağır çekirdekleri olan doğal radyoizotoplar şu radyoaktif serilere üyedir: Toryum (^{232}Th), Neptünyum (^{237}Np), Uranyum (^{238}U) ve Aktinyum (^{235}U). Tarihsel sıralama söz konusu olduğunda en son keşfedilen seri neptünyum serisidir. n bir tamsayı olmak üzere bu doğal radyoaktif seriler sırayla $4n$, $4n+1$, $4n+2$ ve $4n+3$ ile temsil edilirler. Bozunma zinciri sonucunda yukarıdaki kararsız çekirdeklerden toryum, uranyum ve aktinyum sırasıyla kurşunun kararlı olan ^{208}Pb , ^{206}Pb ve ^{207}Pb çekirdeklerine ulaşırken neptünyum kararlı en ağır çekirdek olan ^{209}Bi dönüşür. Neptünyum serisinin en uzun ömürlü üyesinin yarı ömrü diğerlerinininkine nazaran Dünya'nın oluşumundan bu yana geçen süreye göre çok kısa olduğundan bu seri doğal maddelerde gözlenmez. Aşağıdaki tabloda dört seriye ait bazı temel özellikler verilmektedir. Ayrıca Şekil 2.2'de bu serilerden en tanınanı ve ürünler arasında ^{222}Rn 'nin da bulunduğu uranyum serisi gösterilmektedir [42,44].

Tablo 2.1. Doğada bilinen dört doğal radyoaktif seri [42]

SERİ ADI	SON ÇEKİRDEK (KARARLI)	EN UZUN ÖMÜRLÜ ÜYE	
		ÇEKİRDEK	YARI-ÖMÜR (yıl)
Toryum	^{208}Pb	(^{232}Th)	$1,41 \times 10^{10}$
Neptünyum	^{209}Bi	(^{237}Np)	$2,14 \times 10^6$
Uranyum	^{206}Pb	(^{238}U)	$4,47 \times 10^9$
Aktinyum	^{207}Pb	(^{235}U)	$7,04 \times 10^8$



Şekil.2.2. Uranyum, toryum ve aktinyum serileri [45]

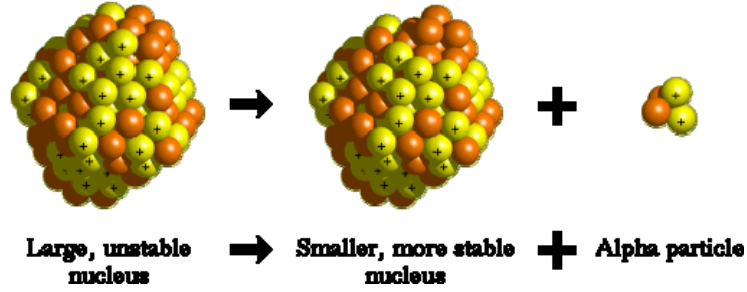
2.4. Radyasyon ve Bozunum Türleri

Elektromanyetik dalgalar veya parçacıklar biçimindeki enerji yayımı ya da aktarımına radyasyon denir. "Radyoaktif maddelerin alfa, beta, gama gibi ışınları yaymasına veya uzayda yayılan herhangi bir elektromanyetik ışını meydana getiren unsurların tamamına da radyasyon denir.

Bir maddenin atom çekirdeğindeki nötronların sayısı, proton sayısına göre oldukça fazla ise; bu tür maddeler kararsız bir yapı göstermekte ve çekirdek alfa, beta, gama gibi çeşitli ışınlar yaymak suretiyle parçalanmaktadırlar. Çevresine bu şekilde ışın saçarak parçalanmış maddelere radyoaktif madde (ışınımsal madde) denir. Radyoaktif çekirdekler kendiliğinden bozunuma uğrarlar. Bu süreç üç şekilde gerçekleşebilir. Alfa ve beta bozunumlarında kararsız bir çekirdek, alfa ya da beta parçacıkları yayarak daha kararlı bir çekirdek haline gelmeye çalışır. Gama bozunumu ise çekirdeğin cinsi değişmeden uyarılmış bir durumdan taban duruma bozunmasıdır [42,44].

2.4.1. Alfa bozunumu

Çekirdeğin kararsızlığı hem proton hem de nötron fazlalığından ileri geliyorsa, çekirdek iki proton ve iki nötrondan oluşan bir alfa parçacığı yayımlayarak Şekil 2.3'deki gibi bozunur. Böylece Denklem (2.1)'de görüldüğü gibi bozunan çekirdeğin atom numarası 2, kütle sayısı ise 4 azalır. Rutherford alfa parçacığının gerçekte He çekirdeği olduğunu göstermiştir. Bu bozunumda proton ve nötron sayıları ayrı ayrı korunur. Ayrıca toplam enerji de korunmalıdır Denklem (2.2) [42,44].



Şekil 2.3. Alfa bozunumu [46]



$$Q = \Delta mc^2 = [m(X) - m(X') - m({}^4_2 \text{He})] c^2 \quad (2.2)$$

Bozunum nedeniyle ortaya çıkan enerjinin büyük kısmını, momentumun korunumu gereğince küçük kütleye sahip olan alfa parçacığı alır. ${}^4_2 \text{He}$ çekirdeği yüksek enerjiye sahip olsa da ağır kütlesi nedeniyle menzili çok kısadır. Alfa bozunumu genellikle kütle numarası 190'dan büyük çekirdeklere daha sık görülür. Enerji spektrumu kesiklidir ve 4 ile 10 MeV arasında değişim gösterir. Çünkü yüklü bir parçacık olduğundan içerisinden geçtiği maddenin elektronları ile yoğun bir şekilde etkileşir [42,44].

2.4.2 Beta bozunumu

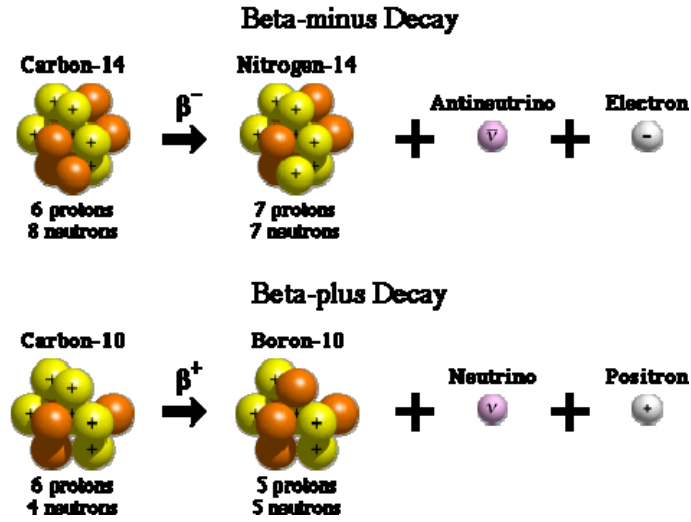
Beta bozunumunun üç farklı türü vardır. Bunlar : β^- bozunumu, β^+ bozunumu ve elektron yakalama olayıdır.

2.4.2.1. β^- bozunumu

Eğer bir radyonüklidin kararsızlığı çekirdekdeki nötron fazlalığından ileri geliyorsa, çekirdeğindeki enerji fazlalığını gidermek için nötronlardan birini proton ve elektron haline dönüştürür. Proton çekirdekte kalırken, elektron hızla atomdan dışarı atılır.



Bu yüksek hızlı elektrona beta parçacığı (veya negatron) adı verilir. Bu şekilde beta emisyonu yapan radyonüklidin atom numarası bir artarak kendinden bir sonraki elementin izobar atomuna dönüşür. Bu bozunuma da kütle sayısı değişmediği için izobarik bozunma adı verilmiştir [47-49].



Şekil 2.4. β^- bozunumu ve β^+ bozunumu [50]

2.4.2.2. β^+ bozunumu

Atomun kararsızlığı nötron azlığından veya proton fazlalığından ileri geliyorsa protonlardan biri nötron ve pozitif yüklü elektrona (pozitrona) dönüşür.

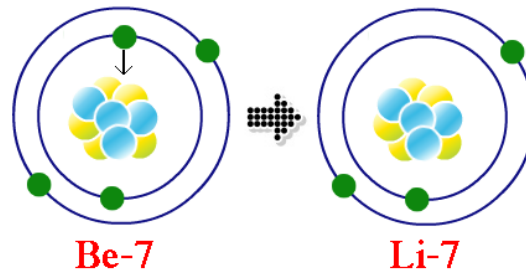


Nötron çekirdekte kalır, pozitron dışarı fırlatılır. Böylece pozitron yayımlayan radyonüklidin (Şekil 2.5) proton sayısı (atom numarası) bir eksilerek kendinden bir önceki elementin (izobar) atomuna dönüşür, fakat kütle sayısı değişmez [42,44].



2.4.2.3. Elektron yakalama olayı

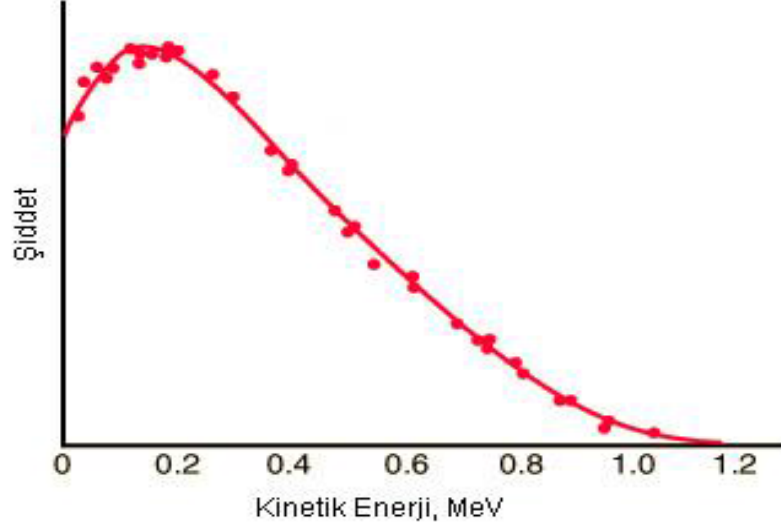
Çekirdek proton fazlalığından dolayı kararsız ise atomun çekirdeğe yakın (K,L) yörüngelerine yakın elektronlarından biri çekirdek tarafından yakalanır. Elektronla bir proton birleşerek nötron ve nötrino haline dönüşür (Denklem (2.7)). Bu bozunumda çekirdekten parçacık salınmaz ancak pozitron bozunmasında olduğu gibi proton sayısı bir eksilir. Kütle numarası ise aynı kalır (Denklem (2.8)). Bu olayda boşalan elektron yörüngesine üst yörüngelerdeki başka bir elektron geçer ve bremmstrahlung (frenleme) radyasyonu adı verilen x ışınları yayınlanır.



Şekil 2.5. Elektron yakalama olayı [51]

Yukarı da bahsedilen her üç beta bozunumunda da proton ve nötron sayıları bir birim değişmesine rağmen kütle numarası sabit kalır. Ayrıca her üç bozunumda nötrino ve anti nötrino denilen yüksüz ve kütsüz parçacıkların yayımlandığı görülmektedir. Bu parçacıkların varlığı ilk olarak Pauli tarafından 1930'da önerilmiş ve daha sonra Fermi

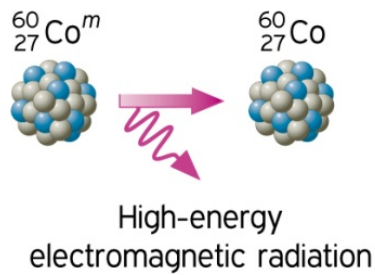
tarafından nötrino olarak adlandırılmıştır. Beta bozunumunda yayımlanan elektronların enerjileri sürekli bir spektruma sahiptir [42,44].



Şekil 2.6. β^- bozunumu sonrasında yayımlanan e^- ların enerji spektrumlarına bir örnek (^{10}B) [42,52]

2.4.3 Gama bozunumu

Çekirdekdeki enerji fazlalığı dolayısıyla veya nükleit bozunma olayı ile radyasyon yayınladıktan sonra çok defa hemen kararlı (temel enerji seviyesi) durumuna geçemez, bozunmada oluşan nükleit hala yarı kararlı durumdadır. Bu fazla kalan uyarılma enerjisini hemen elektromanyetik özellikte olan bir gama radyasyonu şeklinde yayımlar (Şekil 2.7.). Bu şekilde bozunan yarı kararlı nükleidin atom ve kütle sayılarında bir değişme olmaz, bu nedenle izomerik bozunma adı verilmiştir.



Şekil 2.7. Gama bozunumu [53]

Gama yayımlanmasının yarı ömrü diğer bozunumlarla kıyaslandığında çok kısadır, genellikle 10^{-9} saniyeden daha küçüktür, ancak saat, hatta gün mertebesinde yarı ömürlü gama yayımlanması da vardır. Enerji spektrumları ise kesiklidir [42,44].

2.5. Radyasyon Birimleri

İyonlaştırıcı radyasyonun madde üzerindeki etkisi, radyasyonun maddede ne kadar iyonizasyon meydana getirdiğine bağlıdır. Etki ise radyasyon tipi ve enerjisiyle alakalıdır. Radyasyon etkilerini ve aktiviteyi belirlemek amacıyla çeşitli birimler kullanılmaktadır. ICRU (International Commity of Radiation Units – Uluslararası Radyasyon Birimleri Komitesi) önce aktivite için Curie (Ci), soğrulan doz için Rad, eşdeğer doz birimi için Rem ve ışınlama (poz) için de Roentgen birimlerini kabul etmiştir. 1971 senesinde ICRU MKS birim sisteminin kabulüyle SI birimlerini tanımlamıştır.

Bir radyoaktif madde miktarı saniyede $3,7 \times 10^{10}$ bozunma meydana getiriyorsa aktivitesi eski birimlere göre 1 Curie (Ci) olarak tanımlanır. Büyüklüğü nedeniyle genellikle alt birimleri olan μCi ($= 10^{-6}\text{Ci}$) ve pCi ($= 10^{-9}\text{Ci}$) kullanılır. Yeni birim Becquerel (Bq) olup saniyede 1 bozunma meydana getiren madde miktarı olarak tanımlanır.

Soğrulan doz için eski birim Rad (Radiation Absorbed Dose), herhangi bir maddenin gramı başına 100 erg'lik enerji emilmesine eşittir. SI birim sistemine göre soğrulan doz birimi Gray (Gy) olup tanımı 1 kilogramlık herhangi bir maddeye 1 joule enerji verebilen radyasyon dozudur. Eşdeğer doz birimi, iyonize edici radyasyonların biyolojik madde üzerindeki etkisini belirtmek amacıyla kullanılır. Biyolojik etki radyasyonun geçişte bıraktığı enerjiyle doğru orantılıdır. Eski eşdeğer doz birimi Rem'dir (Roentgen Equivalent Man). Yeni birim ise Sievert (Sv)'dir. Boyutu Joule/kg'dir. Işınlama (doz) birimine SI sisteminde yeni bir isim verilmemiştir. 1 Roentgen (R) normal şartlarda, yani 760 mmHg ve 0 °C' de havanın 1 kilogramında $2,58 \times 10^{-4}$ Coulomb değerinde artı ve eksi yüklü iyonlar meydana getiren x ışını ve γ miktarı olarak tanımlanır. Bu birim soğurucunun değil radyasyon demetinin niteliği hakkında bilgi verir. Tablo (2.2.)'de radyoaktivite birimleri ve aralarındaki ilişki verilmiştir [42,44].

Tablo 2.2. SI birim sistemindeki radyoaktivite birimleri [42]

NİCELİK	ÖLÇÜLEN	SI BİRİMİ VE SEMBOLÜ	ESKİ BİRİM	DÖNÜŞÜM ÇARPANI
Aktiflik	Bozunma hızı	Bq	Ci	$2,07 \times 10^{-11}$
Soğrulan doz	Enerji soğrulması	Gy	Rad	100
Eşdeğer doz	Biyolojik etkinlik	Sv	Rem	100
Işınlama	Havadaki iyonlaşma	Roentgen	R	3276

2.6. Radyasyon Kaynakları

İnsanoğlu varoluşundan bu yana sürekli olarak radyasyonla iç içe yaşamak zorunda kalmıştır. 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.

Radyasyon kaynaklarını, doğal ve yapay olmak üzere iki sınıfa ayırabiliriz.

2.6.1. Doğal radyasyon kaynakları

Doğal radyasyonun bir kısmını uzaydan gelen kozmik ışınlar oluşturur. Bu ışınların büyük bir kısmı dünya atmosferinden geçmeye çalışırken tutulurlar. Sadece küçük bir miktarı yerküreye ulaşır. Bir dağın tepesinde veya havada yol alan bir uçakta bulunan bir kişi, deniz seviyesinde bulunan bir kişiden çok daha fazla kozmik ışına maruz kalır. Bu yüzden bir pilot, uçuş süresi boyunca, deniz seviyesinde çalışan bir kişinin maruz kaldığı doğal radyasyon düzeyinden yaklaşık 20 kat daha fazla bir radyasyon dozuna maruz kalır. Günlük yaşantımızda, kozmik ışınlar nedeniyle maruz kaldığımız radyasyon dozunun dünya ortalaması 0.39 mSv/yıl'dır.

Fosil yakıtlar doğal ve uzun ömürlü radyoaktif elementler içerirler. Bu tür elementler yakıt içinde iken bir radyasyon tehlikesi yaratmazlar. Ancak fosil yakıtlar yakıldıklarında bu elementler atmosfere yayılır ve daha sonra toprağa dönerek doğal radyasyon düzeyinde az da olsa bir artışa neden olur. Doğada mevcut kısa ömürlü radyoaktif elementlerin yaydığı gama ışınlarının da katkısıyla topraktan maruz kaldığımız radyasyon dozunun dünya ortalaması 0.46 mSv/yıl'dır [54].

Vücudumuzda bulunan radyoaktif elementlerden (özellikle Potasyum-40 radyoaktif elementinden) dolayı da belli bir radyasyon dozuna maruz kalırız. Bir yıl boyunca bu şekilde maruz kaldığımız iç (dahili) radyasyon dozunun dünya ortalaması 0.23 mSv kadardır [54].

Yiyecek, içecek ve teneffüs ettiğimiz havadan maruz kaldığımız dozun dünya ortalaması yaklaşık 0.25 mSv/yıl'dır. Özellikle kabuklu yiyecekler daha fazla radyoaktif madde içerirler ve bu ürünleri fazla miktarda tüketen insanlar bu ortalamanın üzerinde bir radyasyon dozu alırlar.

Doğal radyasyon düzeyini arttıran en önemli sebeplerden biri, yer kabuğunda yaygın bir şekilde bulunan radyoaktif radyum elementinin (Ra^{226}) bozunması sırasında salınan "radon gazı" dır. Bu bozunma sırasında oluşan diğer radyoaktif maddeler toprak içerisinde kalırken maalesef radon toprak yüzeyine doğru yükselir. Eğer bu gaz, yayılmalar sonucu seyrelirse herhangi bir sorun oluşturmaz. Ancak, radon gazının yayıldığı yüzey üzerinde bulunan evlerde iyi bir havalandırma sisteminin olması gerekir. Böyle bir havalandırma yoksa radon gazı evin içinde dışarıdakinden yüz kat

hatta bin kat daha fazla olacaktır. Bu gaz teneffüs edildiği takdirde akciğerlere geçici olarak yerleşip tüm dokuların radyasyona maruz kalmasına neden olabilir.

Radon gazından dolayı dünya genelinde maruz kalınan ortalama doz 1.3 mSv/yıl'dır. Radon gazı hariç olmak üzere doğal radyasyonun sağlık üzerinde önemli bir etkisi görülmemektedir.

2.6.2. Yapay radyasyon kaynakları

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

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

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

Doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından maruz kalınan radyasyon dozunun dünya ortalaması 2.7 mSv/yıl'dır. Bu dozun, radyasyon kaynaklarına göre dağılımı Tablo 2.3'deki gibidir [54].

Tablo 2.3. Radyasyon kaynaklarına göre doz dağılımı

KAYNAK	DOZ (mSv)
Kozmik	0,39
Gama	0,46
İç	0,23
Radon	1,30
Tıbbi	0,30
Serpinti	0,007
Mesleki	0,002
Atıklar	0,001
Tüketici Ürünleri	0,0005

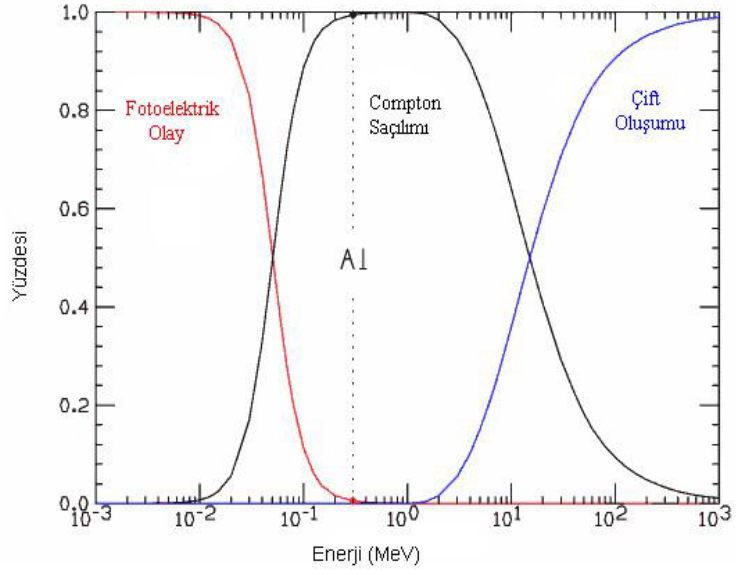
2.7. Radyasyonun Madde ile Etkileşimi

Gama ve x ışını gibi bütün elektromanyetik radyasyonlar birçok olayda parçacıklara benzer davranış gösterdiği için, çok küçük enerji paketleri anlamına gelmek üzere bu radyasyonların birim elemanına foton adı verilmiştir. Radyasyonun belli bir frekansı için bütün paketlerde taşınan enerji aynıdır [42,44].

$$E = h \nu \quad (2.9)$$

Fotonlar, içinden geçtikleri ortamın (maddenin) atomları ile rastgele yaptıkları karşılıklı etkileşimler sonucunda ortama enerji bırakarak absorblanabileceği gibi saçılıma da uğrayabilirler. Elektromanyetik radyasyonun madde ile etkileşiminde rol oynayan en önemli üç olay

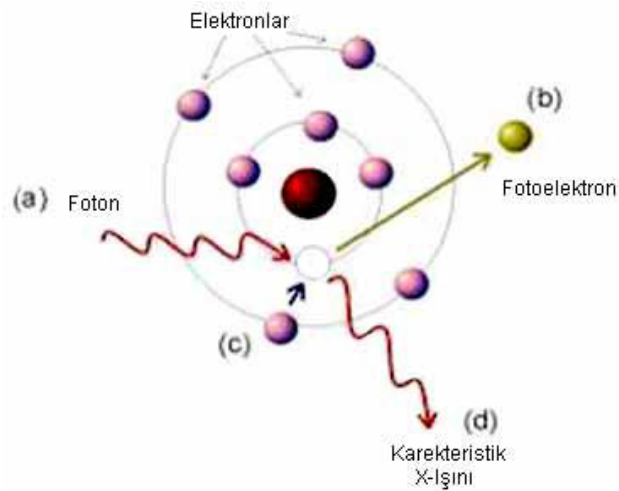
- Fotoelektrik olay
- Compton saçılımı
- Çift oluşumu olaylarıdır.



Şekil 2.8. Elektromanyetik radyasyonun alüminyum ile etkileşimi [42,56]

2.7.1 Fotoelektrik olay

Düşük enerjili bir foton genellikle içinden geçtiği ortamdaki atomların K veya L yörüngesindeki bir elektrona bütün enerjisini vererek onu pozitif yüklü çekirdeğin bağlayıcı kuvvetinden kurtarır. Dışarıya fırlatılan bu elektrona fotoelektron denir. Bu olay neticesinde oluşan elektron boşluğu dış yörüngedeki başka bir elektron tarafından doldurulur ve bu sırada x ışını yayımlanır. 0,5 MeV'den daha küçük enerjili fotonların ağır elementler tarafından soğurulmasında bu olay oldukça önemlidir.



Şekil 2.9. Fotoelektrik olay [57,58]

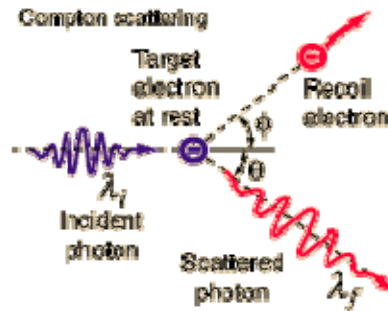
Bu olay sırasında gelen fotonun enerjisinin bir kısmı elektronu bağlı olduğu atomdan koparabilmek için harcanır, geri kalan kısmı ise koparılan elektrona kinetik enerji olarak aktarılır [42,44].

$$h\nu = E_{kinetik} + E_{bağlanma} \quad (2.10)$$

2.7.2 Compton saçılımı

Atoma gevşek olarak bağlanmış bir dış yörünge elektronu, enerjisi kendisine kıyasla çok daha büyük olan bir fotonla çarpışması sonucunda meydana gelen olaya Compton saçılması denir (Şekil 2.10). Elektron kütleli bir parçacık olduğu için fotonun bütün enerjisini absorblaması momentumun korunumu gereği mümkün değildir. Dolayısıyla foton, enerjisinin bir kısmını elektrona aktarır saçılıma uğrayarak yoluna devam eder. Foton ile elektron arasında oluşan açı fotonun enerjisine bağlıdır. Gelen fotonun dalgaboyu ile saçılan fotonun dalgaboyu arasındaki fark,

$$\Delta\lambda = \lambda_f - \lambda_i = \frac{h}{m_e c} (1 - \cos \theta) \quad (2.11)$$



Şekil 2.10. Compton saçılması [57,59]

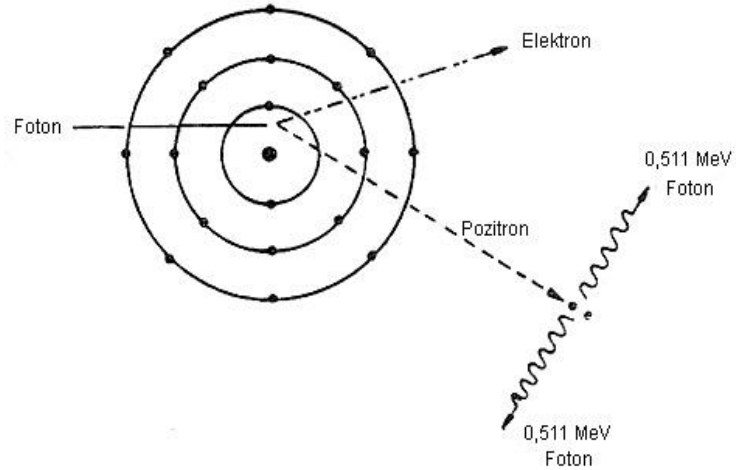
denklem (2.11) bağıntısı ile ifade edilir. Buradaki h/mc Compton dalga boyu olarak adlandırılır. Enerjileri 0,5 - 2,0 MeV arasında olan fotonların hafif elementlerden oluşan ortamlar tarafından soğurulmasında bu olay diğerlerine göre daha önemlidir. Yüksek enerjili fotonlar enerjileri belirli bir seviyeye düşene kadar Compton saçılıma uğrarlar bu andan sonra da fotoelektrik olayla absorblanırlar. Çünkü sadece Compton saçılımı ile fotonlar tamamen soğurulamazlar [42,44].

2.7.3 Çift oluşumu

Eğer fotonun enerjisi yeteri kadar büyük ise ve bu foton atom çekirdeğinin çok yakınından geçerse, kütlesi olmayan fotonun enerjisinden çekirdek yakınında aynı anda biri negatif yüklü elektron diğeri pozitif yüklü pozitron olmak üzere iki parçacık yaratılır. Böylece elektromanyetik bir dalgadan madde oluşur.

$$h\nu = m_{e^+} + m_{e^-} + T_{e^+} + T_{e^-} \quad (2.12)$$

Teorik olarak bir çift oluşumunun meydana gelebilmesi için, denklem (2.12)'ye göre fotonun enerjisinin en az $2 \times 0.511 = 1,022$ MeV olması gerekir. Foton enerjisinin daha büyük olduğu durumlarda ise bu enerjinin artakalan kısmı elektron ve pozitrona kinetik enerji olarak aktarılır. Oluşan elektron, atomla serbest elektronlar gibi etkileşirken, pozitron ise bir yörünge elektronu ile birleşir ve zıt yönlü iki foton salarak yok olur. Bu foton ise fotoelektrik yolla soğurulur. Pratikte çift oluşumu, 2 MeV den daha büyük enerjili fotonlar ve ağır elementler için daha baskındır [42,44].



Şekil 2.11. Çift oluşumu [57,60]

2.8. Radyasyonun Sağlık Üzerine Etkileri

Alfa, Beta ve Gama ışınları elektromanyetik spektrumun en üstünde yer alır ve insan sağlığına zararı tartışılmazdır. Bunun hemen altındaki x ışınlarının da insan sağlığına zararlı olduğu bilinir. x ışınlarının altındaki UV (Morötesi) bölgesi de, cilt kanserleri başta olmak üzere birçok zarar verir. Ozon tabakasındaki deliklerden kaynaklanan; güneşin kanser yapıcı etkisi budur. UV bandının hemen altında görünür ışık bölgesi vardır. Direkt olarak göze (retinaya) ve çok yüksek şiddette uygulanmadığı sürece bir zararı bilinmemektedir. Tam aksine çevremizi görebilmek için görünür ışığa ihtiyacımız vardır. Görünür ışığın "zararsız ışınım" sınıfına girdiği söylenebilir.

Görünür ışığın altında, "ısınmamızı" sağlayan IR (*Infra Red*-Kızılötesi) bandı vardır. IR bandında radyasyon yapan kaynaklara örnek olarak mangal, kömür sobası, kalorifer peteği, elektrikli IR ısıtıcılar verilebilir. IR bandı da ikiye ayrılır. Üst IR bölgesindeki kızıl ışık veren elektrikli IR ısıtıcılar mangal, alt IR bölgesindekiler ise kalorifer peteği ve ışık vermeyen elektrikli ısıtıcılar gibi kaynaklardır. IR bandındaki ışınımın da zararsız olduğu kabul edilir.

IR bölgesinin altında mikrodalga ve radyo dalgaları bulunur. Bu banttaki elektromanyetik radyasyon kaynaklarına cep telefonu, baz istasyonları, mikrodalga ısıtıcılar örnek verilebilir. Bu kaynakların yakın ve yüksek güçte olması, IR gibi vücutta ısınmaya sebep olur. Ancak bu ısınma deriye değil, vücudun derinliklerine işleyebildiğinden hem hissedilmesi zordur, hem de bu aşırı ısınma insana zararlı olabilir. Tam kesin olmamakla birlikte, bu tür ısınmanın kanserojen etkilerinin olabileceğini düşünen bilim çevreleri vardır. Ancak gücün çok yüksek, mesafenin de çok yakın olması durumunda IR'de olduğu gibi yanma (pişme) belirtileri derhal görülür. x ışınları, ultraviyole ışınlar, görülebilen ışınlar, kızıl ötesi ışınlar, mikrodalgalar, radyo dalgaları ve manyetik alanlar, elektromanyetik tayfin parçalarıdır. Elektromanyetik parçalar, frekans ve dalga boyları ile tanımlanır. Alfa, beta, gama, x ışınları ile kozmik ışınlar ve nötronlar çok yüksek frekanslarda olduğundan, elektromanyetik parçacıklar kimyasal bağları kırabilecek enerjiye sahiptir. Bu bağların kırılması sonucu iyonlaşma olur.

İyonlaşabilen elektromanyetik ışınları, hücrenin genetik materyali olan DNA'yı parçalayabilecek kadar enerji taşımaktadır. DNA'nın zarar görmesi ise hücreleri öldürmektedir. Bunun sonucunda doku zarar görür. DNA'da çok az bir zedelenme, kansere yol açabilecek kalıcı değişikliklere sebep olur.

Çevre sorunları sınır tanımaksızın artmakta ve çeşitli kirleticiler kilometrelerce uzaklara taşınarak etki gösterebilmektedir. Örneğin; Çernobil kazası nedeni ile yayılan radyoaktif atıkların, toprak ürünlerinde yol açtığı kirlilik bilinmektedir. Çernobil reaktöründe oluşan kazada, doğrudan etki sonucu 30'dan fazla insan hayatını kaybetmiş, yüzlerce kişi yaralanmış, sakatlanmış ve hastalanmıştır. Binlerce insan ise belirtileri sonradan çıkacak olan genetik etkilerle, nesilden nesile geçebilecek kalıcı izler taşımaktadır. Çernobil'deki kaza sebebiyle atmosfere karışan ışınımsal maddelerin, atmosferik devinimlerle uzaklara taşınmasıyla düştükleri yerlerde radyasyona neden olmuştur.

BÖLÜM 3

MATERYAL VE YÖNTEMLER

Zamanlarının büyük bir kısmını, yüksek radyoaktivite içeren yapı malzemelerinin kullanıldığı ev (konut), iş yeri ve okul binalarında geçiren bireylerin, yapı malzemelerinden yayınlanan gama radyasyonuna maruz kalması ve/veya kapalı ortamdaki radon gazının solunum yolu ile vücuda alınması sonucunda iç ışınlamaya maruz kalması, uzun zaman ölçeğinde radyolojik açıdan bazı riskler oluşturabilir. Bu yüzden yapı malzemelerinin özellikle volkanik kökenli yapısal ve kaplama malzemelerin nihai ürünlerinin içerdiği doğal radyoaktivitenin bilinmesi, bu malzemelerin kullanımlarının radyolojik açıdan değerlendirilmesi ve bu malzemelere yönelik standartların hazırlanması açısından önemlidir.

Yapı malzemelerinde doğal olarak bulunan uranyum (^{238}U) serisi 8 alfa bozunumu ve genellikle gama ışını geçişlerine eşlik eden 6 beta bozunumu içerirken toryum (^{232}Th) serisi, 6 alfa bozunumu ve 4 beta bozunumu içermektedir. Potasyum (^{40}K) ise beta ve elektron yakalama bozunumu yaparak hem beta hem de gama ışını yayınlamaktadır. Bu radyonüklitler, gama spektroskopisi, alfa spektroskopisi, sıvı sintilasyon spektroskopisi (LSS) gibi farklı yöntemler kullanılarak analiz edilebilir. Bu çalışmada, ülkemizdeki tuğla ve briket fabrikalarından temin edilen 25 farklı tuğla ve 25 farklı briket örneklerinden oluşan toplam 50 adet yapı malzemesi örneğindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimleri, Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi (ÇNAEM)-Radyoaktivite Ölçme ve Analiz birimindeki (RÖA birimi) eş eksenli p-tipi HPGe dedektörlü gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür.

Tezin bu bölümünde, tuğla ve briketin özellikleri kısaca özetlenmiş, örneklerin radyoaktivite ölçme işlemine hazırlanması, ölçme işlemi ve gama spektrometresi ayrıntılı olarak ele alınmıştır.

3.1. Tuğlanın Genel Özellikleri

Ocaklardan çıkarılarak fabrikada kullanıma hazır hale getirilen kil ve ince milin, harman ocağı veya fırınlarda pişirilmesi, daha sonra kalıplara dökülmesi ve kurutulması sonucunda üretilen tuğla, suya, soğuğa ve ateşe karşı çok dayanıklı olduğundan yapı

malzemesi olarak kullanılan temel ve dünya tarihinde imalatı yapılan ilk yapı malzemesidir [8,62]. Geçmiş günden bugüne tasarımı ve boyutları değişmekle birlikte vazgeçilemez bir yapı malzemesi olma özelliğini koruyan tuğla, günümüzde inşaat sektöründe kullanılmak üzere, harman tuğlası (duvarlar için), fabrika tuğlaları (duvarlar için dolu ve düşey delikli), taşıyıcı döşeme tuğlaları, fabrika tuğlaları (duvarlar için yatay delikli), fabrika tuğlaları (duvarlar için düşey delikli, hafif), dekoratif tuğlalar, döşeme tuğlaları ve cephe kaplama tuğlaları şekliiden üretilmektedir [62]. Tuğla-kiremit üretimine elverişli, demir, silis ve karbonat bakımından zengin olan topraklar, kumlu kil veya kil, çorak, mil, silt, lem, balçık olarak isimlendirilebilir [62]. Bu topraklar, kuvars, montmorillonit, kaolinit, kalsit, limonit, hidromika, serisit, illit ve klorit gibi minerallerini içerirler [62]. Toprakların bir kısmı ise amorf yapıdaki killerden oluşur. Kireçtaşı parçaları, jips, organik maddeler ve iri kayaç artıkları kaliteyi bozan unsurlardır [62].

Açık ocaklarda genellikle sıkışmış halde rutubetli ve plastik bir kıvamda bulunan killerin, gerek boyut olarak gerekse bileşim olarak uygun özelliklere sahip olması için bir dizi ön hazırlıktan geçirilmesi gerekmektedir. Kil hammaddesi, işlenebilirlik özelliği kazanabilmesi için önce öğütme işlemine tabi tutulur [62]. Hammaddenin homojen bir malzeme olması, plastiklik ve kohezyon özelliklerinin gerçekleşebilmesi için iyice ufalanması ve ince tanecikler halini alması gerekmektedir. Bu amaçla çeşitli makinelerle içindeki iri taşlar, çöpler ayıklanmakta (taş ayırıcı, vals, kollergang vb.) ve istenilen tane çapına kadar öğütülmektedir [62]. Ayrıca homojen bir kil hamuru elde etmek için kilin yeterli miktarda su ile birlikte ezilmesi ve karıştırılması gerekmektedir. Kile azar azar su ilave edildiğinde plastikliği bir miktar artmaktadır. Su ilavesi öğütme öncesinde yapılabildiği gibi, öğütme sonrasında da yapılmaktadır. Dinlendirme, hammadde hazırlama aşamalarının en önemlisidir. Üretilen malzemenin kalitesini etkileyen çok önemli bir unsurdur. Killerin tiksotropik özellikleri dolayısıyla yoğrulmuş çamurun dinlenme esnasında direnç kazanması söz konusudur. Dinlendirme işlemi öğütme işlemlerinden önce veya sonra yapılmaktadır [62]. Tuğla-kiremit topraklarında aranan standartlar şunlardır: Toprağın CaCO_3 muhtevası %35'in altında olmalıdır. 3 mm den iri tanelerin miktarı yüzde bir geçmemelidir, plastiklik suyu %25-35 arasında bulunmalıdır. 100 °C sıcaklıkta pişirildiğinde sertliği MOHS skalasına göre 2'nin üzerinde olmalı, kuruma küçülmesi %10'dan az, su emmesi tuğlada %8'den fazla,

kiremitte %18'den az olmalıdır. Tuğla-kiremit toprakları 800-100 °C'de patlama ve çatlaklar göstermeden kiremidi renkte pişmelidir. Bu toprakların 0,2 mm den iri tane yüzdesi, iri tanelerin cinsi, kalıplanma yeteneği ve kuru kırılma dayanımı da tespit edilmelidir [62].

Tuğla üretimine uygun olan topraklar bütün dünya ülkelerinde yaygındır ve sınırsız rezervlere sahiptir [62]. Ülkeler arasında tuğla-kiremit ithalatı ve ihracatı söz konusu olmasına rağmen toprakların dış ticareti yoktur denilebilir. Çünkü bunlar ulusal ve uluslararası değil mahalli pazarların hammaddeleridir [62]. Bilinen rakamlara göre Türkiye, Asya ülkeleri arasında İran'dan sonra ikinci durumda görünmektedir. Günümüzde dünya tuğla üretimi 100 milyar adettir [62]. Türkiye'de tuğla ve kiremit sanayi; üretim yapısı itibariyle ülkenin dört bir yanına dağılmış, çok sayıda birimi olan bir sanayi dalıdır. Türkiye'de tuğla ve kiremit ana ürünleri bazında çalışan 70 tanesi kiremit, 10 tanesi hem tuğla hem kiremit, 418 tanesi tuğla olmak üzere toplam 498 adet tuğla ve kiremit tesisi vardır [62]. Bu sayı göz önünde bulundurulduğunda yıllık hammadde tüketiminin 30 milyon ton civarında olabileceği hesaplanmaktadır [62].

3.2. Briketin Genel Özellikleri

Briket, volkanik patlamalar sonucunda oluşan silikat esaslı, gözenekleri birbirinden bağımsız amorf ve camsı özelliğe sahip pomza veya ponza veya bims taşı ile çimento karışımından elde edilen harcın çeşitli kalıplara dökülerek boşluklu ve dolu olarak üretilen hafif yapı malzemesidir. Briketler, taşıyıcı olmayan duvarlarda, döşemelerde, bahçe duvarlarında, depolarda ve tarım ve besi yapılarında kullanılmak üzere boş blokbims (Bl-25:25x40x20), üç boşluklu blokbims (Bl-20:20x40x20), asmolen (As-22:22x40x20), dolu blok (Bl-d-20:20x39x20), üç boşluklu blokbims (Bl-R-20:20x40x20) ve iki sıra boşluklu blok (Bl-15:15x40x20) olarak üretilmektedir. Pomza, %60-75 SiO₂ , %13-17 Al₂O₃ , %1-3 Fe₂O₃ , %1-2 CaO, %7-8 Na₂O-K₂O ve eser miktarda TiO₂ ve SO₃'den oluşmaktadır [63]. Asidik ve bazik (veya bazaltik) pomza olmak üzere iki tür pomza mevcuttur. Bazaltik pomza koyu renkli, kahverengimsi siyahımsı olabilmektedir [63]. Özgül ağırlığı 1-2 gr/cm³ civarındadır. Yeryüzünde en yaygın olarak bulunan ve kullanılan türü olan asidik pomza beyaz kirli görünümde ve grimsi beyaz renktedir [63]. Ülkemiz, 3 milyar m³ pomza rezervi ile önemli bir potansiyele sahiptir [63]. Pomza rezervleri İç Anadolu ve Doğu Anadolu bölgelerinde

yoğunlaşmış olmasına karşılık, Akdeniz ve Ege bölgelerinde de pomza rezervlerine rastlanılmakta ve üretim faaliyetleri görülmektedir [63].

3.3. Örneklerin Hazırlanması

Ülkemizdeki imalatçılarından temin edilen tuğla ve briket örnekleri, Nevşehir Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Örnek Hazırlama Laboratuvarına getirilmiş ve firma üreticilerinin ticari kaygıları dikkate alınarak tuğla örnekleri TUĞLA, briket örnekleri ise BRİKET ismi ile kodlanmıştır.

Her bir tuğla ve briket örneği, HPGe dedektörünün mutlak verim kalibrasyonu için kullanılan standart kalibrasyon kaynağının geometrisine benzer duruma getirebilmek için öğütülmüş ve gözenek büyüklüğü 1 mm olan elekten geçirilmiştir. Daha sonra toz haline getirilen her bir örnek, 105 °C’de etüvde 10–15 saat bekletilerek kurutulmuştur (Resim 3.1). Örnekler, standart kalibrasyon kaynakları ile aynı boyuta sahip 1 L hacmindeki Marinelli kaplarına aktarılmış ve net kütlelerini belirlemek için tartılmıştır. Yapılan tartım işleminden sonra ^{226}Ra ve ürün çekirdeği olan ^{222}Rn arasındaki kalıcı dengeyi sağlamak amacıyla örneklerin içinde bulunduğu kaplar sızdırmaz bir şekilde kapatılarak en az dört hafta süreyle bekletilmiştir. Böylece örnekler, ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimlerinin ölçülmesi işlemi için hazır hale getirilmiştir (Resim 3.1.b).

3.4. Gama Spektrometresi

Gama-ışını spektroskopisi, bir gama-ışını spektrometresinden oluşan gama fotopik enerji spektrumunun değerlendirilmesi ile gama yayınlayan radyonüklitlerin nitel ve nicel analizlerinin yapıldığı bir bilim dalıdır. Gama-ışını spektrometrik yöntem, radyokimyasal ayırma işlemlerine gerek duyulmadan doğrudan, tahribatsız, hızlı, güvenilir ve örneğin içerdiği radyonüklitleri aynı anda ölçme imkanı sağlamaktadır. Bu sebeplerden dolayı gama spektrometrik yöntem, nükleer bilim, nükleer teknoloji ve sağlık fiziğinin uygulama alanlarında en çok kullanılan yöntemlerden birisidir. Tipik bir gama spektrometresi NaI(Tl) sintilasyon dedektörü veya yarı iletken yüksek saflıklı germanyum dedektörü (HPGe), dedektör zırhı, yüksek gerilim kaynağı, ön yükselteç, yükselteç, analog-sayısal dönüştürücü (ADC), çok kanallı analizör, bilgisayar ve yazıcıdan oluşmaktadır (Şekil 3.1). NaI(Tl) dedektörlü ve HPGe dedektörlü

spektrometreler, birbirlerine göre avantaj ve dezavantaja sahiptir. NaI(Tl) inorganik sintilasyon dedektörlerinin verimi yüksek ancak çözme (ayırma) gücü zayıf olduğu halde yarı iletken HPGe dedektörlerinin çözme gücü yüksek ancak verimi düşüktür. Gama spektrometrik yöntemde ölçme işlemi, radyoaktif çekirdeklerin bozunumları sonucunda yayınlanan gama fotonlarının dedeksiyonu ve enerjilerinin ölçülmesini esas almaktadır. Gama fotonu enerjisi, radyoaktif çekirdeğin bir karakteristiğidir. Gama ışınlarının dedeksiyonu, gama fotonları ile dedektör malzemesi arasındaki etkileşmeye dayanır.

a)



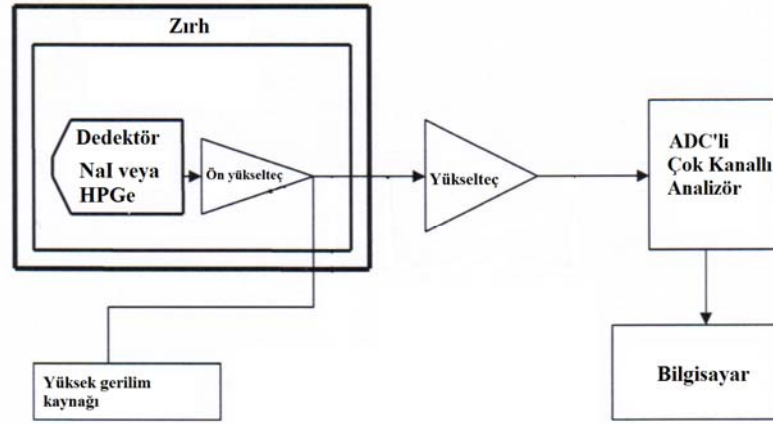
b)



c)



Resim 3.1. a) Tuğla ve briket örneği, b) Öğütücü ve hazırlanmış örnekler, c) Etüv



Şekil 3.1. Tipik bir gama spektrometresi

Yükü olmadığı dolayısıyla dedektörü oluşturan atomları ile Coulomb etkileşmesi (doğrudan iyonlaşma ve uyarma) yapmadan dedektör malzemesi içinden geçen gama-ışını fotonları, fotoelektrik, Compton saçılması ve çift oluşumunu dedektör hacmi içinde gerçekleştirebilir. Fotoelektrik soğurma, düşük enerjili gama-ışınları (birkaç yüz keV'lik enerjiye kadar) ve çift oluşumu yüksek enerjili gama ışınları (5-10 MeV) için etkin iken Compton etkileşmesinin ise bu iki enerji sınırı arasındaki enerjilerde meydana gelme ihtimali söz konusudur. Radyoaktif kaynaktan yayınlanan birincil gama-ışını fotonları veya saçılan ikincil gama-ışını fotonları dedektör atomları ile etkileşir ve dedektör hacmi içinde enerjileri birincil gama-ışını fotonlarının enerjileri ile orantılı olan hızlı elektronların meydana gelmesine sebep olurlar. Ortamda oluşan bu hızlı elektronlar, Coulomb etkileşmesi ile dedektör hacmi içinde serbestçe hareket edebilen ikincil elektronları, ikincil elektronlar da aynı etkileşme ile üçüncül elektronları oluşturabilir. İkincil ve üçüncül elektronlar, elektrik darbeleri üretmek için toplanır. Daha sonra da bu yükler bir ön yükselteç yardımı ile büyüklüğü, dedektör ortamına gelen birincil gama fotonlarının enerjileri ile orantılı olan bir gerilim darbesine dönüştürülür.

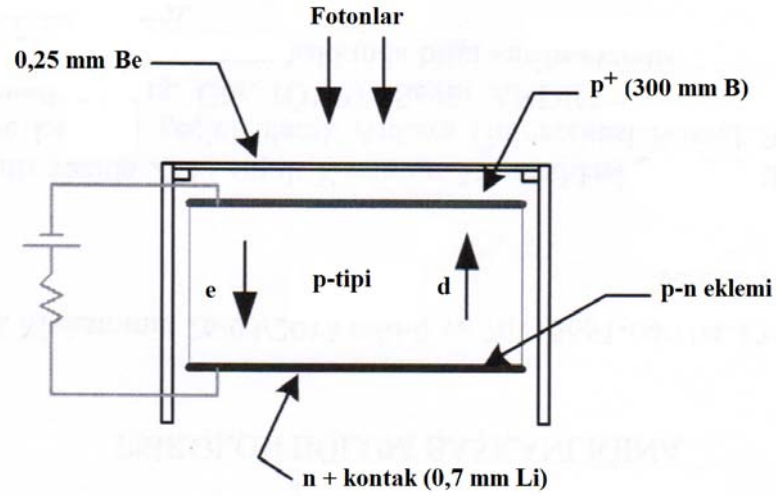
3.4.1. Yarı iletken germanyum (Ge) dedektörleri

Yüksek saflıklı germanyum dedektörü (HPGe) (safsızlık derişimi yaklaşık 10^{10} atom/cm³) çözme gücünün yüksek olması sebebiyle radyoaktivite ölçümünde, nükleer spektroskopi ve sağlık fiziğinde en çok tercih edilen dedektör olmuştur [64].

Germanyumun özellikleri Tablo 3.1’de verilmiştir. Germanyum detektörleri, düzlemsel, silindirik veya eş eksenli geometrilere imal edilmektedir. Yüksek saflıklı p-tipi germanyumdan imal edilen düzlemsel bir HPGe dedektörünün konfigürasyonu Şekil 3.2’de gösterilmiştir. Bu konfigürasyonda elektrik kontakları, bir germanyum kristalinin düz ve hacimli iki yüzeyi üzerinde olacak şekilde yapılmıştır. Yüzeylerden birisi buharlaştırma ve difüzyon işlemi ile birkaç yüz μm kalınlığındaki lityum (Li) ile kaplanmıştır. Boşaltım (deplasyon) bölgesi n^+ -p eklemi ters besleme ile oluşturulmuştur. Diğer yüzey ise yüzey kenarındaki iletkenliği artırmak amacıyla aşılama tekniği ile bor (B) alıcı (acceptör) atomları ile p^+ tabakası olacak şekilde modifiye edilmiştir. Her iki malzemede p-tipi olduğundan üst kısımda yarı iletken eklem yoktur. p^+ tabakası radyasyonun oluşturduğu yük taşıyıcıları toplamak için elektrik kontağı sağlamaktadır. Aşılama bor tabakasının kalınlığı (birkaç on μm), düşük enerjili fotonların dedektör ortamına girmesi için uygundur. Ters beslemeyi oluşturmak için pozitif yüksek gerilim, p^+ yüzeyi yerine n^+ kontağına uygulanır. Böylece boşaltım bölgesinin, n^+ kontağına yakın bölgede oluşması sağlanır [64].

Tablo 3.1. Germanyumun özellikleri [64]

Atom numarası	32
Kütle numarası	72,6
Kararlı izotopları	^{70}Ge , ^{72}Ge , ^{73}Ge , ^{74}Ge , ^{76}Ge
Yoğunluğu, g/cm^3 (300 K’de)	5,32
Atom numarası/ cm^3	$4,41 \times 10^{22}$
Dielektrik sabiti	16
Yasaklı enerji bölgesi, eV (300 K’de)	0,665
Yasaklı enerji bölgesi, eV (0 K’de)	0,746
Taşıyıcı yoğunluğu (öz), cm^3 (300 K’de)	$2,4 \times 10^{13}$
Direnç (öz), $\Omega.\text{cm}$ (300 K’de)	47
Elektron mobilitisi $\text{cm}^2/\text{V.s}$ (300 K’de)	3900
Deşik (hole) mobilitisi $\text{cm}^2/\text{V.s}$ (300 K’de)	1900
Elektron-deşik başına enerji, eV (77 K’de)	2,96
Fano faktör	0,129



Şekil 3.2. Düzlemsel geometrili p-tipi HPGe dedektörü

Bir HPGe dedektörünün, gama ışınlarının dedeksiyonuna yönelik olarak optimum çözünürlük ve dedeksiyon verimi elde edebilmek amacıyla 120 K'nın altındaki sıcaklıklarda ve 4000 V'a kadar olan geri besleme geriliminde çalıştırılması gerekmektedir. Bu alçak sıcaklık, genellikle 77 K sıcaklıktaki sıvı azot (LN_2) kullanılarak temin edilmektedir. Bir soğutucu olarak LN_2 'nin kullanılması, ısıl uyarılma ile sonuçlanabilecek elektronik gürültüyü en aza indirgeyebilir. HPGe dedektörü çalıştırılmadığı durumlarda, oda sıcaklığında muhafaza edilebilir. HPGe dedektörüne bir geri besleme geriliminin uygulanması, yük taşıyıcıların sürüklenme hızı ve kristaldeki boşaltım bölgesinin büyüklüğü üzerinde önemli etki yapmaktadır [64].

3.4.2. Enerji çözme (ayırma) gücü

Bir HPGe dedektörünün bir bütün olarak enerji çözme gücü, yük taşıyıcıların sayılarındaki istatistiksel dağılım, yük toplama verimindeki değişim ve elektronik gürültü ve sürüklenmeden kaynaklanan katkı ile ortaya çıkar. Tek enerjili gama-ışını spektrumunda, bir fotopikin yarı yükseklikteki tam genişliği (YYTG) olarak tanımlanan enerji çözünürlüğü, W_T

$$W_T^2 = W_D^2 + W_X^2 + W_E^2 \quad (3.1)$$

formülü ile verilir. Burada W_D , W_X ve W_E , sırasıyla, taşıyıcı istatistiği, yük taşıyıcıların toplanması ve elektronik sürüklenme etkisine eşlik eden kısmi pik genişlikleridir. Bu

faktörlerin en önemlisi olan W_D , yük taşıyıcıların sayısındaki istatistiki dalgalanmayı gösterir ve

$$W_D^2 = (2,35)^2 \cdot F_e \cdot E \quad (3.2)$$

formülü ile verilir. Burada, F_e bir elektron-deşik çiftini oluşturmak için gerekli olan enerjinin fano faktörü ve E gama-ışını enerjisidir.

3.4.3. Dedektör verimi

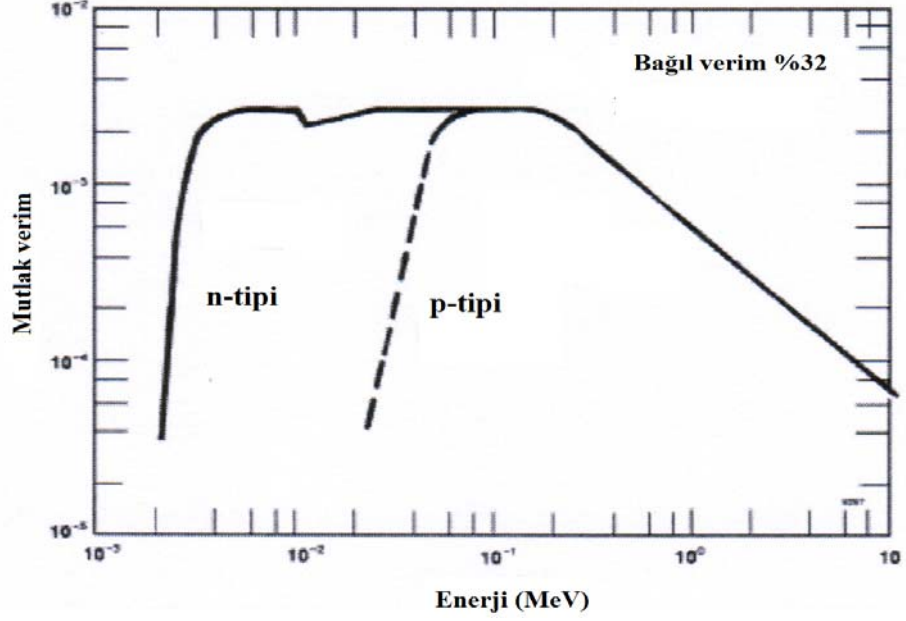
Dedektör verimi, bağıl (NaI dedektör verimine göre), öz (intrinsik) ve mutlak olmak üzere üçe ayrılabilir. Bir HPGe dedektörünün bağıl verimi, 25 cm'lik kaynak-dedektör mesafesinde ölçülen ^{60}Co radyoizotopunun 1332 keV enerjisindeki HPGe dedektörünün pik veriminin, 3x3 inç büyüklüğündeki NaI dedektörünün pik verimine oranlanması ile ölçülür. Öz verim $\varepsilon_{\text{öz}}$, herhangi bir kaynaktan yayınlanan ve belli enerjide olan gama ışınlarının dedektörün ön yüzeyine gelme ihtimali olarak tanımlanabilir ve

$$\varepsilon_{\text{öz}} = \frac{\text{Kaydedilen darbe sayısı}}{\text{Dedektör üzerine gelen gama foton sayısı}}$$

olarak tarif edilebilir. Öz verim, dedektörün duyarlı bölgesinin kalınlığına, dedektör malzemesine, kaynak-dedektör mesafesine ve radyasyon enerjisine bağlıdır. Radyometrik ölçümlerde, tam enerji gama fotopik verimi olarak isimlendirilen mutlak verimin, standart kalibrasyon kaynakları kullanılarak belirlenmesi büyük önem arz etmektedir. Tüm enerji üzerinden (tam enerji) mutlak fotopik verimi $\varepsilon_{\text{mutlak}}$, dedektör yüzeyine gelen gama ışını enerjisine, kaynak-dedektör mesafesine ve kaynak geometrisine önemli ölçüde bağlıdır ve basitçe

$$\varepsilon_{\text{mutlak}} = \frac{\text{Tam - enerji gama fotopikinde kaydedilen sayım (counts)}}{\text{Bir gama kaynagından yayınlanan gama fotonlarının toplam sayısı}}$$

olarak tarif edilebilir. Bağıl verimi %32 olan bir eş eksenli HPGe dedektörünün mutlak verimi, Şekil 3.3'te gösterilmiştir.



Şekil 3.3. Bir n ve p-tipi HPGe dedektörünün mutlak verim grafiği [64]

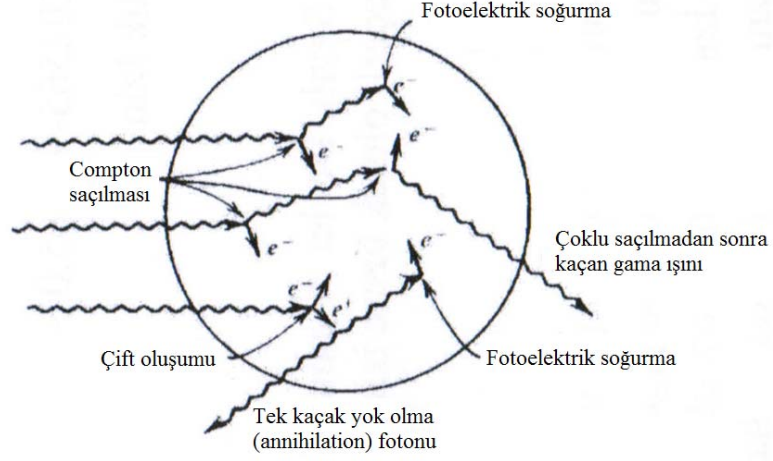
3.4.4. Gama spektrumu

Gama-ışını fotonlarının, HPGe dedektörünün boşaltım bölgesindeki etkileşimi, farklı yönlerde toplama elektrotlarına uygulanan geri besleme geriliminden kaynaklanan elektrik alanının etkisiyle süpürülen yük taşıyıcılarını (elektron-deşik çiftlerini) oluşturur. Etkileşme sonucunda oluşan yük, darbe şekillendirilmesi yapmayan yüke hassas ön yükselteçte toplanır ve kapasitördeki gerilimin artmasına sebep olur. R_f geri besleme direnci, ön yükselteç girişini bir sonraki darbeye hazırlamak için kapasitöre paralel olarak bağlanır. Çıkış darbesi, dedektörün yük toplama özelliklerine bağlı olarak çok kısa sürede (100 ns-700 ns) oluşur. Ancak çıkış darbesinin, geri besleme devresinin $R_f C_f$ çarpımı ile verilen zaman sabiti ile belirlenen azalım zamanı uzundur. Direnç geri beslemeli ön yükselteçlerde, çıkış gerilim darbesinin azalım zamanının uzun olması, ardışık darbelerin üst üste gelerek çakışması (summing coincidence) ve geri besleme direncinden kaynaklanan gürültü gibi iki önemli problem ortaya çıkabilir. Bu problemler, direnç değeri büyük seçilerek ve ön yükselteçten çıkan darbeler, yükselteç tarafından büyütülerek daha kısa oluşma zamanlı ve çok daha hızlı azalım zamanı olan darbelere dönüştürülerek aza indirgenebilir. Ayrıca, çözünürlüğü yüksek HPGe dedektörlü gama spektrometresinde kullanılan yükselteçlerde, şekillendirmenin istenmeyen etkilerini düzeltmek amacıyla sıfır-kutup düzeltmesi ve taban seviye

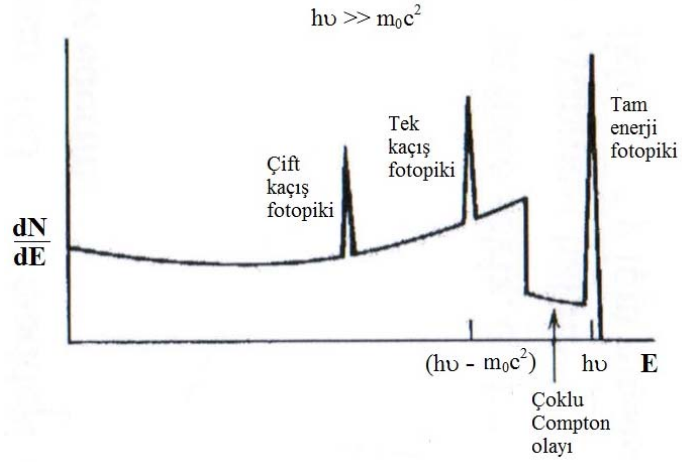
düzeltilmesi de sağlanabilir [76]. Daha sonra yüke duyarlı bir yükselteç, toplanan elektronların toplam sayısını, dedektöre gelen fotonların enerjileri ile orantılı olacak şekilde bir elektrik (gerilim) darbesine dönüştürür. Yükselteçte şekillendirilen çıkış darbeleri, analog-sayısal dönüştürücüde (ADC) eş değer bir sayıya dönüştürüldükten sonra bu sayılar, çok kanallı analizörde her bir darbe yüksekliklerine göre sıralanır ve uygun bir kanala gönderilerek spektrumu oluşturacak histogram elde edilir. Bir önceki darbenin sayısallaştırılması esnasında ADC'ye darbe gelmesini engelleyen ve ADC tarafından kontrol edilen bir giriş kapısı mevcuttur. Darbelerin işlendiği süre gerçek süre (live time) ve darbenin işlenmediği süre ise ölü zaman (dead time) olarak isimlendirilir. Çok kanallı analizörde, analizöre gelen darbelerin yüksekliği ile darbe yüksekliğine karşılık gelen kanal sayısı arasında doğrusal bir ilişki vardır. ADC'deki sıfır ayarı, küçük genlikli darbelerin engellenmesi için kullanılmaktadır. Spektrumların kaydedildiği hafıza olarak görev yapan ve azami 16 K olan çok kanallı analizörün kanal sayısı, dedektörün çözme (ayırma) gücüne ve ilgilenilen enerji aralığına bağlı olarak seçilir.

Daha önce de ifade edildiği gibi fotoelektrik soğurma, Compton saçılması ve çift oluşumu gibi etkileşme mekanizmalarının hepsi bir HPGe dedektöründe gözlenen tepkiye katkıda bulunabilir (Şekil 3.4). Bir fotopikinin oluşmasındaki temel olay, Compton saçılmalarını takiben fotoelektrik soğurma ile gama fotonunun enerjisinin tamamını elektrona vermesidir. Foton enerjisinin tamamının, tek bir fotoelektrik olayı ile elektrona aktarılması, yüksek enerjili fotonlar (> 150 keV) için az rastlanan bir olaydır. Bu enerji bölgesinde en baskın etkileşme mekanizması, çoklu Compton saçılması-fotoelektrik olayıdır. Compton sürekliliği, bir HPGe spektrumunun önemli bir bölümüdür. En yüksek fotopik kanalındaki sayımların o pike eşlik eden tipik bir Compton sürekliliği kanalındaki sayımlara oranı olarak tanımlanabilen pik-Compton oranı, HPGe dedektörlerinin önemli bir özelliğidir. Tek kaçak, çift kaçak ve karakteristik Ge x-ışını (20-50 keV) pikleri, HPGe dedektörünün gözlenen tepkisinde önemli katkı sağlayabilir (Şekil 3.4.a).

a)



b)



Şekil 3.4. a) Orta büyüklükteki bir detektördeki etkileşme mekanizmaları, b) Fotopiklerin oluşumu [64]

Enerjileri 1,022 MeV'den büyük gama ışınları için elektron-pozitron çiftinin meydana gelmesine sebep olan çift oluşumu ihtimali söz konusu olabilir. Oluşan pozitron ile ortamdaki elektronun birleşmesi ile yok olma süreci sonucunda 0,511 MeV enerjili iki tane yok olma gama fotonları meydana gelir. Germanyum dedektörlerinde, bu fotonların biri veya her ikisinin de kaçma ihtimali vardır.

3.5. Aktivite Ölçümü

Gama yayınlayan doğal veya yapay radyonüklitlerin aktivite derişimlerinin, gama spektrometresi ile ölçülmesi veya radyoaktivite analizi, Standartla Karşılaştırma Yöntemi veya Mutlak Ölçme Yöntemi ile yapılmaktadır.

3.5.1. Standartla karşılaştırma yöntemi

Bu yönteme göre herhangi bir örneğin içerdiği radyonüklitlerin aktivite derişimleri, örnek ile hemen hemen aynı geometriye ve matrise sahip aktivitesi bilinen standart kaynağın veya referans malzemenin aktivitelerinin karşılaştırılmasıyla belirlenmektedir. Bunun için ilk olarak örnek ve standart kaynak gama spektrometresinde gerekli süre sayılarak elde edilen gama spektrumlarında ilgilenilen fotopiklerin sayım (alan) hızları bulunur. Daha sonra örneğin ve kaynağın aktiviteleri oranlanır. Bu yöntemin en önemli avantajı, aktiviteler oranlandığı için dedektör veriminden ve gama yayınlanma ihtimalinden bağımsız olması ve buna bağılı olarak verime ve yayınlanma ihtimaline bağılı hataların ortadan kalkmasıdır. Gama spektrometrik teknikte radyonüklitlerin aktivite derişimleri A (Bq/kg), aşağıda verilen bağıntı ile hesaplanır:

$$A = \frac{S}{\varepsilon(E_\gamma) \cdot I_\gamma \cdot t \cdot m} \quad (3.3)$$

Burada,

S: Elde edilen gama spektrumunda ilgilenilen gama ışını fotopikine ait net alan veya sayım (background spektrumunda ilgili gama ışını fotopik sayımı çıkarılarak elde edilir)

$\varepsilon(E_\gamma)$: İlgili enerjideki gama fotopiki için mutlak verim

I_γ : İlgili gama ışınının yayınlanma ihtimali

t: Sayım süresi (s) ve

m: Örneğin kütlesi (kg).

dir. Eşitlik (3.3) kullanılarak standart kaynağın (A_S) ve örneğin (A_0) aktivite derişimi

$$A_s = \frac{S_s}{\varepsilon \cdot I_\gamma \cdot m_s} \quad (3.4)$$

$$A_{\bar{O}} = \frac{S_{\bar{O}}}{\varepsilon \cdot I_\gamma \cdot m_{\bar{O}}} \quad (3.5)$$

ile hesaplanır. Burada,

S_s : Standart kaynağın gama spektrumunda ilgilenilen gama ışını fotopikine ait net alan hızı veya sayım hızı (alanın veya sayımın ölçme süresine bölünmesi ile elde edilir)

$S_{\bar{O}}$: Örneğin gama spektrumunda ilgilenilen gama ışını fotopikine ait net alan hızı veya sayım hızı (alanın veya sayımın ölçme süresine bölünmesi ile elde edilir)

ε : Dedektör verimi

I_γ : Gama yayınlanma ihtimali

m_s : Standartın kütlesi (kg)

$m_{\bar{O}}$: Örneğin kütlesi (kg)

dir.

İki bağıntının oranından,

$$\frac{A_s}{A_{\bar{O}}} = \frac{S_s \cdot m_{\bar{O}}}{S_{\bar{O}} \cdot m_s} \quad (3.6)$$

elde edilir. Buradan örneğin aktivite derişimi $A_{\bar{O}}$,

$$A_{\bar{O}} = A_s \cdot \frac{S_{\bar{O}} \cdot m_s}{S_s \cdot m_{\bar{O}}} \quad (3.7)$$

olarak bulunur.

3.5.2. Mutlak ölçme

Gama yayınlayan doğal veya yapay radyonüklitlerin fazla sayıda olması ve bunların bazılarının birden daha fazla gama yayınlaması, her gama enerjisinde standart kaynak veya referans malzeme hazırlamanın hem maddi hem de teknik açıdan mümkün olamayacağını göstermektedir. Bu durumda, radyonüklitlerin aktivite derişimlerinin mutlak yöntem ile ölçülmesi bir seçenek olarak ortaya çıkmaktadır. Bu yöntem, gama spektrometrik teknikte yaygın bir şekilde kullanılmaktadır. Mutlak yöntem ile radyoaktivite ölçme işleminde en önemli husus, dedektörün ilgili enerjideki gama fotopiki için mutlak verim veya tüm enerji üzerinden fotopik verim kalibrasyonunun yapılmasıdır. İlgili gama enerjisindeki mutlak verim değeri belirlendikten sonra doğal veya yapay radyonüklitlerin aktivite derişimleri, (3.3) formülü kullanılarak hesaplanmaktadır.

3.5.3. Fotopik alanının hesaplanması

Radyonüklitlerin aktivite derişimlerinin ölçülmesinde, ilgilenilen gama fotopik alanlarının doğru hesaplanması, ölçme işleminin ilk ve en önemli basamağını oluşturur. Şematik olarak Şekil 3.5'te gösterilen tek bir fotopikin net alanının doğru bir şekilde hesaplanması için gama spektrumundaki ilgili enerjideki fotopikin sol (düşük enerjili kısım) ve sağ (yüksek enerjili kısım) taban genişliğine karşı gelen kanal (k) sayısı belirlenir ve her kanaldaki sayım değeri okunarak kaydedilir. Her iki taraf için ortalama Compton sürekliliği sayım değerleri B_1 ve B_2 bulunur fotopikin tamamından bulunan genel toplamdan çıkarılır. Fotopikin net alanı aşağıda verilen bağıntı ile hesaplanır:

$$S = T - B \quad (3.8)$$

Burada,

S: Net pik alanı

T: İlgili fotopikin toplam sayımı

B: Compton sürekliliği sayımıdır.

B alanı,

$$B = \left(\frac{N}{2k} \right) (B_1 + B_2) \quad (3.9)$$

formülünden hesaplanır. Burada,

N: Fotopikin ilgilenilen bölgesindeki kanalların sayısı

k: Fotopikin sağ ve solundan seçilen uç kanal sayısıdır (genel k= 4 alınır).

Fotopikin sol tarafında k'ya karşılık gelen kanallardaki sayımların ortalaması (B_1),

$$B_1 = \frac{\sum_{a=x_1}^{x_1+k-1} x_a}{k} \quad (3.10)$$

ve fotopikin sağ tarafında k'ya karşılık gelen kanallardaki sayımların ortalaması (B_2) ise

$$B_2 = \frac{\sum_{a=x_2-k+1}^{x_2} x_a}{k} \quad (3.11)$$

formülü ile hesaplanır.

İlgili gama enerjisindeki fotopiklerin belirsizlikleri yüzde olarak aşağıda verilen bağıntı ile bulunur:

$$H(\%) = G_k \cdot \frac{\sigma}{C} \cdot 100 \quad (3.12)$$

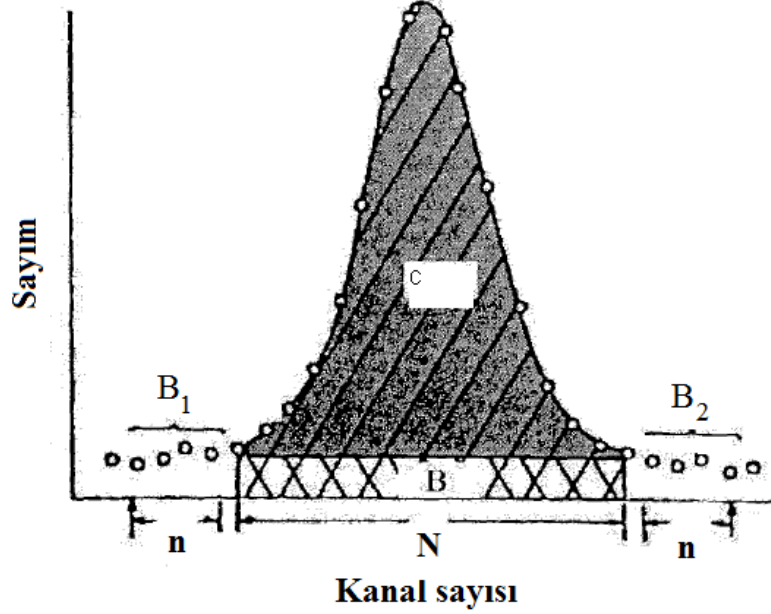
Burada,

G_k : Güven kat sayısı

σ : Standart sapmadır ve

$$\sigma = \sqrt{T + \left(\frac{N}{2} \right)^2 \frac{(B_1 + B_2)}{k}} \quad (3.13)$$

formülü ile hesaplanır.



Şekil 3.5. İlgilenilen bir gama fotopikinin şematik gösterimi

3.5.4. Mutlak verim kalibrasyonu

Dedektörün mutlak verim kalibrasyonu veya mutlak tam enerji pik veriminin belirlenmesi, gama yayınlayan radyonüklitlerin aktivite derişimlerinin ölçülmesi, gama fotopiklerinin yayınlanma ihtimallerinin daha küçük belirsizlik ile hesaplanması, nötron etkileşmeleri için diferansiyel ve toplam tesir kesitleri, tepkime hızı ile ilgili ölçmelere dayalı bütün çalışmalar için zorunludur. Mutlak verim kalibrasyonu veya tüm enerji üzerinden fotopik verimi, kaynak dedektör mesafesine ve kaynağın geometrisine bağlı olarak yarılanma süreleri, aktiviteleri ve gama yayınlanma ihtimalleri kesin olarak bilinen, farklı geometrilerdeki (nokta, ampul, çeşitli hacimlerdeki Marinelli kabı) katı veya sıvı standart kaynaklar kullanılarak istenen enerji aralığında, gama enerjilerinin bir fonksiyonu olarak doğrudan deneysel ölçmeler sonucunda, aşağıda verilen formülle belirlenir.

$$\varepsilon(E_{\gamma}) = \frac{S}{I_{\gamma} \cdot t \cdot A \cdot D} \quad (3.14)$$

Burada,

S: ilgilenilen gama ışını fotopikine ait net alan veya sayım

I_{γ} : İlgili gama ışınının yayınlanma ihtimali

t: Sayım süresi (s)

A: Standart kaynağın aktivitesi (Bq)

D: $e^{-\lambda t_d}$ ile verilen düzeltme faktörüdür ve yarılanma süreleri uzun olan radyonüklitler için ihmal edilebilir. Burada λ : Bozunum sabiti ($\lambda=0,693/T_{1/2}$), $T_{1/2}$: Yarılanma süresi ve t_d : Standart kaynağın referans tarihinden ölçme işlemi için kullanıldığı tarihe kadar geçen süredir.

Dedektörün mutlak verim kalibrasyonu için genellikle hem tek enerjili hem de çoklu enerjilere sahip ^{22}Na , ^{54}Mn , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{85}Sr , ^{88}Y , ^{109}Cd , ^{113}Sn , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{139}Ce , ^{152}Eu ve ^{241}Am gibi standart radyonüklit kaynaklar tavsiye edilmektedir [65].

3.5.5. Enerji kalibrasyonu

Fotoelektrik olayı sonucunda soğurulan gama fotonlarının oluşturduğu darbeler, çok kanallı analizörün veya bilgisayarın hafızasında darbe yüksekliklerine karşılık gelen kanallarda toplanmaktadır. Gama spektrumunu değerlendirebilmek için kanal numarasına karşılık gelen enerji değerinin bilinmesi gerekir. Enerji kalibrasyonu için genelde ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am vb. gama enerjileri bilinen radyonüklitlerden oluşan nokta standart kaynaklar kullanılmaktadır. Noktasal standart kaynaklar, spektrometrede belli bir süre sayılarak fotopikler elde edilir. Bu fotopiklerin orta noktasına (azami değerine) karşılık gelen kanal numarası tespit edilerek kaydedilir. Daha sonra bu değerler bir birinci dereceden bir doğru denklemine bazen de ikinci veya üçüncü dereceden bir polinoma uydurularak (fit edilerek) kanal sayısı ile gama enerjisi arasındaki ilişki bulunur. Tez kapsamında, örneklerin radyometrik ölçümlerinde kullanılan gama

spektrometresinin enerji kalibrasyonu, ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co ve ^{40}K noktasal standart kaynaklar kullanılarak yapılmış ve elde edilen veriler birinci derecen bir doğru denklemine uydurulmuştur.

3.5.6. Gama fotopiklerin seçilmesi

Gama spektrometresinde analiz edilecek radyonüklite ait temiz analitik pikin seçilmesi büyük önem taşımaktadır. Temiz analitik pik, analiz edilecek örneklerde var olabilen uranyum-radyum bozunum zincirine veya diğer doğal radyoaktif serilere ait radyonüklitlerin yayınladıkları gamaların katkısının olmadığı (veya çok az olduğu), bunlar ile girişimde bulunmayan ve gama yayınlanma ihtimalleri yüksek olan pik anlamına gelmektedir. ^{238}U ve ^{232}Th 'nin yayınladıkları gama ışınlarının şiddetleri veya yayınlanma ihtimalleri çok düşük olduğundan bu radyonüklitlerin aktivite derişimlerinin gama spektrometrik teknik ile ölçülmesi günümüz dedektör teknolojisi ile hemen hemen mümkün değildir. Bu radyonüklitlerin aktivite derişimlerinin gama spektrometrik teknik ile ölçülebilmesi için uranyum ve toryumun bozunum zincirindeki ürün radyonüklitleri ile kalıcı dengede olmaları gerekir. Bu durumda, radyonüklitlerin aktivitelerinin ölçülmesinde uranyum ve toryumun gama yayınlayan temiz analitik pike sahip bir ürün çekirdeği kullanılabilir. Tablo 3.2'den görülebileceği gibi uranyumun aktivite derişiminin belirlenmesi için uranyuma en yakın iki radyonüklitine ait, ^{234}Th 'un, β^- bozunumundan sonra $^{234\text{m},234}\text{Pa}$ 'a dönüşürken yayınladığı 63,2 keV ve 93,0 keV enerjili gamalar ile $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 'un, β^- bozunumundan sonra ^{234}U 'a dönüşürken yayınladığı 1001,03 keV enerjili gama fotopikleri kullanılabilir. Ancak ^{234}Th 'un 63,2 keV enerjili gama fotonuna, 63,9 keV (^{231}Th), 62,9 keV (^{234}Th), 62,7 keV ($^{234\text{m}}\text{Pa}$) ve 64,4 keV (^{235}U) enerjili fotopiklerden katkılar gelmektedir. ^{234}Th 'un 93,0 keV enerjili gama fotopiki ise ^{234}Th 'un 92,4 keV ve 92,8 keV enerjili iki gama fotopikinin birbirlerine olan girişiminden dolayı çift pik olmasının yanında 93,0 keV (^{231}Th) enerjili fotopikten de katkıları içerir. Bundan dolayı, bu piklerin analitik amaçlar için kullanımında problemler ortaya çıkarabilir. $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 'a ait gama yayınlanma ihtimalleri düşük olan 258,3 keV ve 766,4 keV enerjili fotopiklerinin hem gama şiddetleri düşüktür hem de 257,2 keV (^{234}Pa) ve 766,4 keV (^{234}Pa) enerjili fotopiklerden katkılar içerirler. $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 'un 1001,0 keV enerjili gama fotopiki, yüksek enerji bölgesinde diğer pikler ile girişimde bulunmayan temiz piktir ancak gama yayınlanma şiddeti düşüktür. Bununla

birlikte son yıllarda, bu fotopikin, çevresel örneklerdeki ^{238}U 'un gama spektrometrik analizleri için kullanımı, kristal hacmi daha büyük yüksek saflıklı germanyum dedektörlerinin geliştirilmesi ile gittikçe yaygınlaşmaktadır.

^{238}U 'in aktivite derişimini, gama yayınlayan uzak ürün radyonüklitlerin aktivite derişiminden bulmak için ^{238}U - ^{226}Ra ve ^{226}Ra - ^{222}Rn arasındaki kalıcı dengenin sağlanması gerekmektedir. Bu dengelerin sağlanması durumunda ana çekirdek ^{238}U 'in aktivitesi, ^{226}Ra ve diğer uzak ürünlerinin aktivite derişimlerine denk olabilir. ^{226}Ra 'nın aktive derişimini kendi yayınladığı 186,2 keV enerjili gama fotopikten hesaplayabilmek için girişim yapan ^{235}U 'in 185,7 keV enerjili fotopikin katkısının çıkarılması gerekmektedir. ^{226}Ra ile ^{222}Rn arasındaki kalıcı dengenin sağlanması durumunda ise ^{226}Ra 'nın aktivitesini ölçmek için ürün çekirdekleri olan ^{214}Pb 'ye ait 295,2 keV ve 351,9 keV enerjili fotopikler ile ^{214}Bi ait 609,3 keV, 1120,3 keV ve 1764,5 keV enerjili temiz analitik fotopikler kullanılabilir.

Bu çalışmada refrakter malzeme örneklerindeki ^{226}Ra 'nın aktivite derişimi, ağırlıklı ortalaması alınan 295,2 keV ve 351,9 keV enerjili fotopik ile ağırlıklı ortalaması alınan 609,3 keV ve 1764,5 keV enerjili fotopiklerin aritmetik ortalaması alınarak ölçülmüştür (Tablo 3.3).

^{232}Th 'nin aktivite derişimini, gama yayınlayan uzak ürün radyonüklitlerin aktivite derişiminden bulmak için ^{232}Th - ^{228}Ac ve ^{224}Ra - ^{220}Rn arasındaki kalıcı dengenin sağlanması gerekmektedir. Bu dengelerin sağlanması durumunda ana çekirdek ^{232}Th 'nin aktivitesi, ^{228}Ac ve diğer uzak ürünlerinin aktivite derişimlerine denk olabilir. ^{232}Th 'nin aktivitesi için ise bozunum çekirdeği olan ^{228}Ac 'e ait 338,4 keV ve 911,2 keV ve ^{208}Tl 583,2 keV enerjili temiz analitik fotopikler kullanılabilir.

Bu çalışmada ^{232}Th 'nin aktivite derişimi, 911,2 keV enerjili fotopik ile 583,2 keV enerjili fotopiklerin aritmetik ortalaması alınarak ölçülmüştür. ^{40}K 'ın aktivite derişimi ise 1460,8 keV enerjideki kendi gama ışını kullanılarak ölçülmüştür (Tablo 3.3).

Tablo 3.2. Uranyum analizi için kullanılan fotopikler

1.1.1.1. Kullanılan analitik fotopikler		1.1.1.2. Girişim ve katkıda bulunan fotopikler	
Radyonüklit	Enerji (keV)/ Gama yayınlanma ihtimali (%)	Radyonüklit	Enerji (keV)/ Gama yayınlanma ihtimali (%)
²³⁸U'un yakın ürünleri			
²³⁴ Th	63,3/4,84	^{234m} Pa	62,7/1,2x10 ⁻³
		²³¹ Th	63,9/0,023
		²³⁴ Th	62,9/0,018
		²³⁵ U	64,4/0,01
²³⁴ Th	92,4/2,81	²³¹ Th	93,0/0,045
	92,8/2,77		
^{234m} Pa	258,3/0,0728	²³⁴ Pa	257,2/0,05
	766,4/0,294	²³⁴ Pa	766,4/0,07
	1001,3 /0,83		
²³⁸U'un uzak ürünleri			
²²⁶ Ra	186,2/3,3	²³⁵ U	185,7/54
²¹⁴ Pb	295,2/18,2		
	351,9/35,1		
²¹⁴ Bi	609,3/44,6		
	1120,3/14,7		
	1764,5/15,1		

Tablo 3.3. ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'un aktivite derişimlerinin ölçülmesinde kullanılan gama fotopikleri [65]

Radyonüklit	Gama enerjisi (keV)	Gama yayınlanma ihtimali (%)	Gama yayınlayan bozunum ürünü
^{226}Ra	295,2	18,2	^{214}Pb
	351,9	35,1	^{214}Pb
	609,3	44,6	^{214}Bi
	1764,5	15,1	^{214}Bi
^{232}Th	583,2	30,6	^{208}Tl
	911,2	26,6	^{228}Ac
^{40}K	1460,8	10,7	^{40}K

3.6. Radyometrik Ölçümlerde Kullanılan Gama Spektrometresi

Tuğla ve briket örneklerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'un aktivite derişimleri, ÇNAEM-RÖA birimindeki HPGe dedektörlü gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür (Resim 3.2).



Resim 3.2. Radyoaktivite ölçümünde kullanılan HPGe dedektörlü gama spektrometresi

Gama spektrometresi, özellikleri Tablo 3.4’de verilen eş eksenli bir p-tipi HPGe dedektör (Canberra GX3018), 16 K’lık çok kanallı analizör özellikli ve gelişmiş sinyal işleme tekniğini (digital signal processing techniques, DSP) içeren sayısal spektrum analizör (digital spectrum analyzer, DSA-1000) ve Genie-2000 gama spektroskopi yazılımının yüklü olduğu masa üstü bilgisayardan oluşmaktadır. Dedektör, çevreden gelen doğal fon radyasyonunu en aza indirmek için 9,5 mm kalınlıklı çelik iskelet içine yerleştirilen 100 mm kalınlığındaki kurşun (Pb) ile zırhlanmıştır. Bu zırhın iç tarafı, gama fotonlarının kurşun zırh ile etkileşmesi sonucunda oluşan 72-88 keV enerji aralığındaki Pb-x-ışınları için 1 mm kalınlığındaki kalay ve 1,5 mm kalınlığındaki bakır levha ile kaplanmıştır. Kurşun zırhtan saçılmaları en az düzeyde tutmak için dedektör kurşun zırhın içine ortali olarak konumlandırılmıştır. Sıvı azot soğutması için 50 L hacminde, çift duvarlı (vakumlu) bir sıvı azot kabı kullanılmıştır.

Tablo 3.4. Radyometrik ölçme işlemlerinde kullanılan HPGe dedektörünün özellikleri

Dedektör modeli	Canberra GX3018
Bağıl verimi	% 30
Enerji ayırma gücü (çözünürlük)	1.8 keV (⁶⁰ Co’ın 1333 keV enerjili fotopikin YYTG değeri)
Pik/Compton oranı	60:1
Dedektör geometrisi ve kristal tipi	Kapalı uçlu, eş eksenli ve p-tipi HPGe
Çapı ve yüksekliği	62,5 mm
Pencereden uzaklık	5 mm
Çalışma gerilimi	+2500 Vdc
Kriyostat ve azot kabı hacmi	Yatay geometrili ve 50 L

3.7. Ölçülebilir Minimum Aktivite

Her bir örnekte bulunan ²²⁶Ra, ²³²Th ve ⁴⁰K için ölçülebilir minimum aktivite (ÖMA) aşağıda verilen formül ile hesaplanmıştır.

$$\text{ÖMA}(\text{Bq/kg}) = \frac{F_C \cdot \sigma_B}{\varepsilon \cdot I_\gamma \cdot t \cdot m} \quad (3.15)$$

Burada,

F_C : İstatistiksel kapsama faktörü (% 95 güvenilirlik seviyesinde 1,64 olarak alınmıştır.)

σ_B : Doğal fon spektrumunda ilgilenilen gama fotopikindeki sayımın karekökü ile verilen standart sapma

ε : Dedektörün mutlak verimi

I_γ : Gama yayınlanma ihtimali

t: Ölçme süresi (s) ve

m: Örneğin kütlesi (kg)

dir.

3.8. Aktivite Ölçme Belirsizliğinin Hesaplanması

Aktivite derişimine ilişkin ölçme belirsizliği (ΔA), aşağıda verilen bağıntı ile hesaplanmıştır.

$$\Delta A = A \cdot \sqrt{\left(\frac{\Delta \varepsilon}{\varepsilon}\right)^2 + \left(\frac{\Delta I_\gamma}{I_\gamma}\right)^2 + \left(\frac{\Delta S}{S}\right)^2 + \left(\frac{\Delta m}{m}\right)^2} \quad (3.16)$$

Burada,

A: Örnekte ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişimi

ε : Mutlak verim

$\Delta \varepsilon$: Mutlak verimdeki belirsizlik

I_γ : İlgili gama ışınının yayınlanma ihtimali

ΔI_γ : İlgili gama ışınının yayınlanma ihtimalindeki belirsizlik

S: İlgilenilen gama ışını fotopikine ait net alan veya sayım

ΔS : İlgilenilen gama ışını fotopikine ait net alan veya sayıma ilişkin belirsizlik

m: Örneğin kütlesi

Δm : Kütle tartımından kaynaklanan belirsizliktir.

BÖLÜM 4

BULGULAR

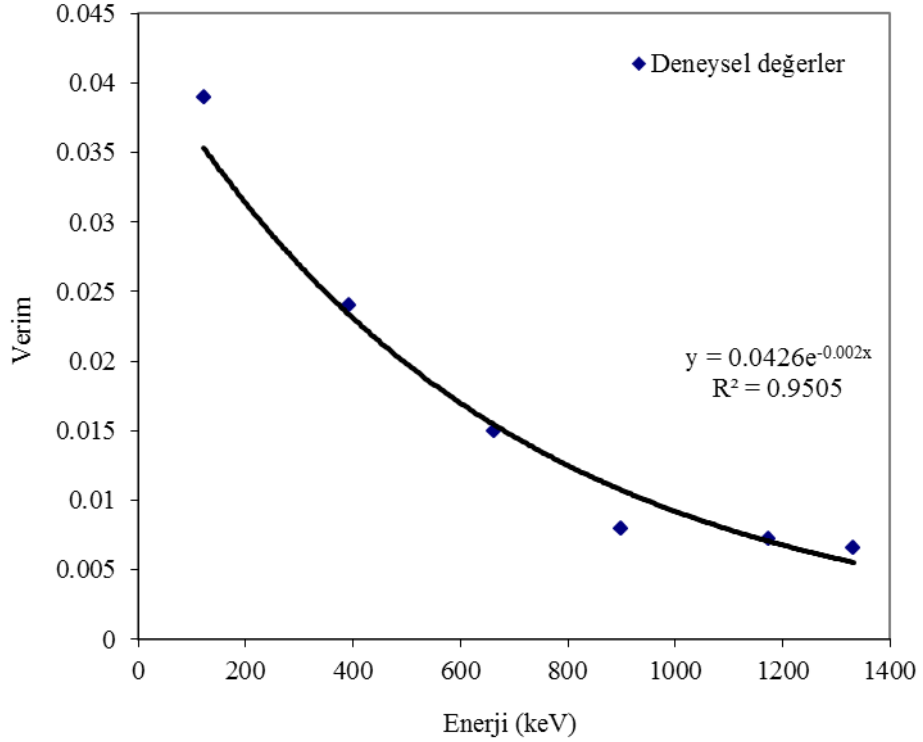
4.1. HPGe Dedektörünün Mutlak Verim Kalibrasyonu

Araştırmada kullanılan ve teknik özellikleri, Tablo 4.1’de verilen HPGe dedektörlü gama spektrometresinin mutlak verim kalibrasyonu, Eckert&Ziegler Isotope Products firması tarafından hazırlanan 1 L Marinelli kabını dolduran epoksi matrisi içine homojen bir şekilde dağıtılmış birden fazla radyonüklit içeren sertifikalı standart kaynak kullanılarak yapılmıştır. Tablo 4.1’de içerdiği radyonüklitler ile ilgili bilgi verilen standart kaynak, kalibrasyon işlemi için dedektör üzerine yerleştirilmiş belli bir süre sayılmıştır. Sayım sonucunda elde edilen gama spektrumunda, ^{57}Co (122 keV), ^{113}Sn (392 keV), ^{137}Cs (662 keV), ^{88}Y (898 keV), ^{60}Co (1173 keV ve 1333 keV) 6 radyoizotopa ait gama fotopiklerinin alanları, hataları Genie-2000 gama spektroskopi yazılımı kullanılarak her bir enerjiye ait mutlak verim (3.14) formülü ile hesaplanmıştır. Elde edilen mutlak verim değerlerinin enerjiye grafiği çizilmiş ve uygun bir matematik fonksiyonuna fit edilmiştir (Şekil 4.1).

Tablo 4.1. Standart kaynağa ilişkin bilgi

Radyoizotop	Yarılanma süresi	Gama enerjisi (keV)	Gama yayınlanma ihtimali (%)	Aktivite (μCi)	Toplam belirsizlik (%)
^{210}Pb	22,3 y	47	4,18	0,2949	7
^{241}Am	432,17 y	60	36	0,02927	3
^{109}Cd	462,6 g	88	3,63	0,4253	3,1
^{57}Co	271,79 g	122	85,6	0,01616	3,1
^{139}Ce	137,64 g	166	79,9	0,01985	3,1
^{203}Hg	46,6 g	279	81,5	0,05876	3
^{113}Sn	115,09 g	392	64,9	0,07673	3
^{85}Sr	64,85 g	514	98,4	0,1024	3
^{137}Cs	30,17 y	662	85,1	0,06695	3
^{88}Y	106,63 g	898	94,0	0,1563	3
^{60}Co	5,272 y	1173	99,86	0,08185	3
^{60}Co	5,272 y	1333	99,98	0,08185	3
^{88}Y	106,63 g	1836	99,4	0,1563	3

Referans tarihi: 01/08/2011; y:yıl; g:gün



Şekil 4.1. HPGe dedektörünün mutlak verim eğrisi

4.2. Tuğla ve Briket Örneklerinde Ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın Aktivite Derişimi

Bu çalışmada, ülkemizin farklı coğrafi bölgelerinde bulunan tuğla ve briket fabrikalarından temin edilen 25 adet tuğla ve 25 adet briket örneğinin her birine ilişkin gama spektrumu elde edilmiştir. Ölçümler için sayım süreleri, ilgili gama-ışını fotopiklerinin sayım alanı belirsizliklerinin %3'ün altında olacak şekilde ayarlandı. Her bir örneğe ve belli aralıklarla ölçülen laboratuvar ortamına (background) ait gama spektrumundaki ilgili gama-ışını fotopiklerin (^{226}Ra için 351,9 keV enerjili gama-ışını fotopiki, ^{232}Th için 583,2 keV enerjili gama-ışını fotopiki ve ^{40}K için 1460,8 keV enerjili gama-ışını fotopiki) net alanları ve belirsizlikleri Genie-2000 yazılımı kullanılarak bulundu. İlgili gama-ışını fotopiklerin net alanları, her bir örneğin gama spektrumundaki ilgili fotopik alanları, laboratuvar ortamı gama spektrumundaki ilgili piklerin alanlarından çıkarılarak hesaplandı. Bu net alan ve mutlak verim fonksiyonundan hesaplanan verim değerleri, (3.3) formülünde yerine koyularak her bir örnekteki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite derişim değerleri bulundu. Ölçüm yapılan gama

spektrometrik sistemine ilişkin olarak ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitleri için (3.15) formülü kullanılarak hesaplanan ölçülebilir minimum aktivitenin (ÖMA'nın) ortalama değerleri, Tablo 4.2'de verilmiştir. Tuğla örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite derişimleri, Tablo 4.3'te ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite derişimleri ise Tablo 4.4'de verilmiştir. Tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite derişim değerlerine ilişkin ortalama ve ortanca değer, standart hata, basıklık ve çarpıklık gibi istatistiki bilgiler ise, sırasıyla Tablo 4.5 ve Tablo 4.6'da verilmiştir. ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin yer kabuğundaki aktivite derişimlerinin dünya ortalaması sırasıyla, 32, 45 ve 412 Bq/kg olarak ölçülmüştür [1]. Tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra aktivite derişim değerlerinin, birbirleriyle ve yer kabuğu ortalama değerleri ile karşılaştırılması, Şekil 4.2'de, ^{232}Th aktivite derişim değerlerinin, birbirleriyle ve yer kabuğu ortalama değerleri ile karşılaştırılması, Şekil 4.3'te ve ^{40}K aktivite derişim değerlerinin, birbirleriyle ve yer kabuğu ortalama değerleri ile karşılaştırılması ise Şekil 4.4'de sunulmuştur. Ayrıca Şekil 4.5'te, tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın ortalama değerleri ile yer kabuğu ortalama değerleri karşılaştırılmıştır. Radyonüklitlerinin frekans dağılımları (histogramları), tuğla örnekleri için Şekil 4.6'da ve briket örnekleri için Şekil 4.7'de gösterilmiştir.

Tablo 4.3 ve Tablo 4.5'ten görülebileceği gibi tuğla örneklerinde ölçülen ^{226}Ra aktivite derişimi, $13,9 \pm 1,5$ Bq/kg – $82,4 \pm 3,1$ Bq/kg aralığında değişmektedir. Tablo 4.4 ve Tablo 4.6'dan görülebileceği gibi briket ölçülen ^{226}Ra aktivite derişimi ise $51,0 \pm 2,4$ Bq/kg – $99,5 \pm 4,4$ Bq/kg aralığında değişmektedir. Şekil 4.2'den, tuğla örneklerinde ölçülen ^{226}Ra aktivite derişimlerinin, briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra aktivite derişimlerinden daha küçük olduğu anlaşılmaktadır.

Tablo 4.3 ve Tablo 4.5'ten görülebileceği gibi tuğla örneklerinde ölçülen ^{232}Th aktivite derişimi, $14,5 \pm 1,3$ Bq/kg – $63,6 \pm 2,4$ Bq/kg aralığında değişmektedir. Tablo 4.4 ve Tablo 4.6'dan görülebileceği gibi briket ölçülen ^{232}Th aktivite derişimi ise $26,5 \pm 2,4$ Bq/kg – $105,6 \pm 4,0$ Bq/kg aralığında değişmektedir. Şekil 4.3'ten, tuğla örneklerinde ölçülen ^{232}Th aktivite derişimlerinin, briket örneklerinde ölçülen ^{232}Th aktivite derişimlerinden daha küçük olduğu anlaşılmaktadır.

Tablo 4.3 ve Tablo 4.5'ten görülebileceği gibi tuğla örneklerinde ölçülen ^{40}K aktivite derişimi, $241,9 \pm 12,9$ Bq/kg – $1092,2 \pm 56,9$ Bq/kg aralığında değişmektedir. Tablo 4.4 ve Tablo 4.6'dan görülebileceği gibi briket ölçülen ^{40}K aktivite derişimi ise $649,4 \pm 26,5$

Bq/kg – 1189,8±40,0 Bq/kg aralığında deđişmektedir. Őekil 4.4'ten, tuđla rneklerinde llen ⁴⁰K aktivite deriřimlerinin, briket rneklerinde llen ⁴⁰K aktivite deriřimlerinden daha kk olduđu anlařılmaktadır.

Tablo 4.5 ve Tablo 4.6'da verilen basıklık ve arpıklık deđerler, tuđla ve briket rneklerinde llen ²²⁶Ra, ²³²Th ve ⁴⁰K aktivite deriřim frekans dađılım eđrilerinin simetrik olmadıđını gstermektedir. Őekil 4.6'dan tuđla rneklerindeki ²²⁶Ra ve ²³²Th aktivite deriřim deđerlerinin %88'nin 13-50 Bq/kg aralıđında ve ⁴⁰K aktivite deđerlerinin ise %20'sinin 351-400 Bq/kg aralıđında olduđu grlmektedir. Őekil 4.7'den briket rneklerindeki ²²⁶Ra aktivite deriřim deđerlerinin %44'nn 56-70 Bq/kg aralıđında, ²³²Th aktivite deđerlerinin %56'sının 31-60 Bq/kg aralıđında ve ⁴⁰K aktivite deđerlerinin ise %60'nın 1051-1200 Bq/kg aralıđında olduđu grlmektedir.

Tablo 4.2. llebilir minimum aktivite (MA) deđerleri

Yapı malzemesi	MA (Bq/kg)		
	²²⁶ Ra	²³² Th	⁴⁰ K
Tuđla	0,9	2,3	9,5
Briket	0,7	1,4	8,8

Tablo 4.3. Tuğla örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişim deęerleri

Örnek kodu	Aktivite derişim indisi (Bq/kg)		
	^{226}Ra	^{232}Th	^{40}K
TUĞLA-1	19,9 ± 1,2	26,0 ± 1,7	466,9 ± 39,0
TUĞLA-2	20,0 ± 1,6	22,9 ± 1,3	350,4 ± 28,7
TUĞLA-3	18,9 ± 1,1	16,2 ± 1,1	312,1 ± 26,2
TUĞLA-4	82,4 ± 3,1	39,2 ± 2,4	490,4 ± 18,6
TUĞLA-5	29,9 ± 1,1	42,0 ± 2,1	730,9 ± 37,0
TUĞLA-6	28,1 ± 1,2	38,1 ± 1,9	620,2 ± 36,8
TUĞLA-7	25,9 ± 1,4	34,1 ± 1,8	696,0 ± 35,2
TUĞLA-8	27,1 ± 1,3	39,2 ± 2,1	723,2 ± 36,4
TUĞLA-9	25,2 ± 1,4	27,4 ± 1,7	697,0 ± 35,8
TUĞLA-10	28,0 ± 1,8	27,3 ± 1,6	587,1 ± 27,8
TUĞLA-11	49,1 ± 2,0	51,0 ± 2,3	1092,2 ± 56,9
TUĞLA-12	37,8 ± 1,6	40,1 ± 2,5	917,9 ± 40,5
TUĞLA-13	38,0 ± 1,5	47,0 ± 2,4	876,0 ± 41,5
TUĞLA-14	27,4 ± 1,4	37,0 ± 2,2	884,3 ± 44,2
TUĞLA-15	25,1 ± 1,6	29,1 ± 2,1	709,1 ± 35,8
TUĞLA-16	37,2 ± 2,5	63,6 ± 2,4	872,4 ± 42,5
TUĞLA-17	56,4 ± 2,6	58,0 ± 1,8	621,9 ± 22,7
TUĞLA-18	16,2 ± 1,2	22,5 ± 4,1	358,0 ± 21,5
TUĞLA-19	36,4 ± 1,7	49,8 ± 1,9	501,4 ± 19,7
TUĞLA-20	41,6 ± 2,3	42,6 ± 1,8	393,6 ± 14,1
TUĞLA-21	13,9 ± 1,5	14,5 ± 1,3	241,9 ± 12,9
TUĞLA-22	32,9 ± 2,5	46,6 ± 1,7	502,5 ± 18,3
TUĞLA-23	46,3 ± 2,1	45,8 ± 1,8	398,7 ± 16,0
TUĞLA-24	39,5 ± 2,7	44,0 ± 1,6	427,1 ± 17,0
TUĞLA-25	76,3 ± 1,7	40,5 ± 1,5	367,3 ± 15,9

Tablo 4.4. Briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişim deęerleri

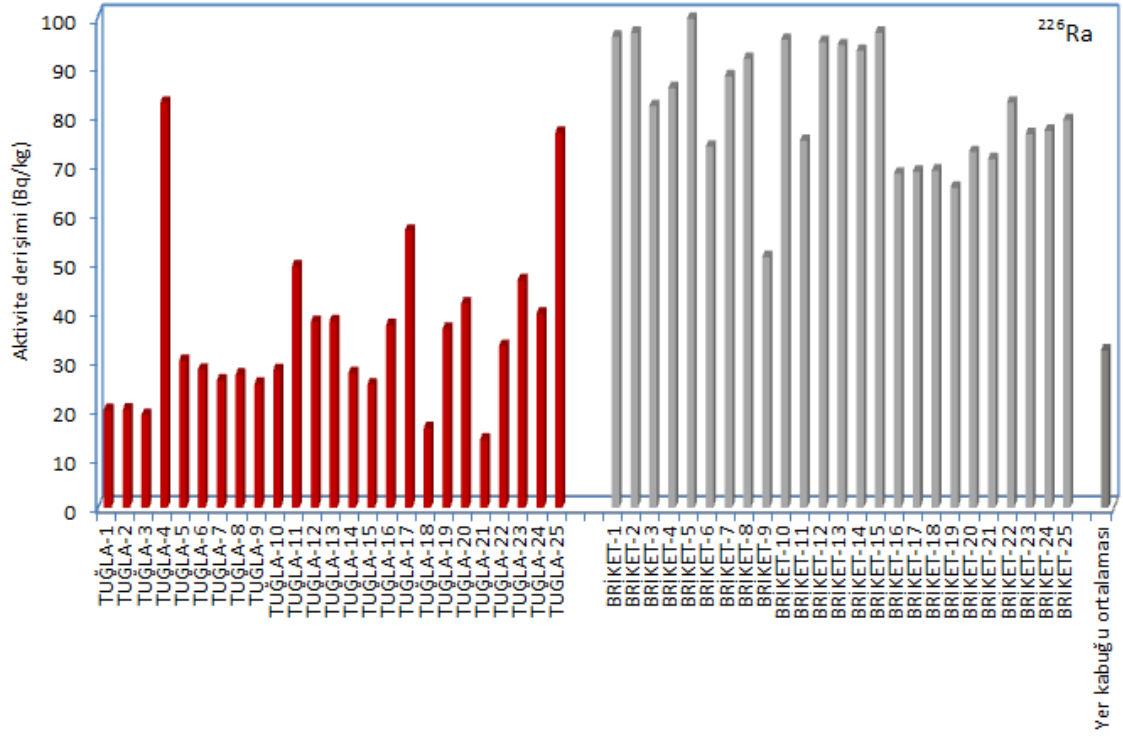
Örnek kodu	Aktivite derişimi (Bq/kg)					
	^{226}Ra		^{232}Th		^{40}K	
BRİKET-1	95,9 ±	2,6	42,9 ±	2,8	1122,0 ±	51,1
BRİKET-2	96,7 ±	2,9	44,4 ±	2,7	1171,8 ±	60,3
BRİKET-3	81,8 ±	2,4	41,6 ±	2,6	1062,3 ±	49,6
BRİKET-4	85,4 ±	2,5	37,3 ±	2,4	649,4 ±	26,5
BRİKET-5	99,5 ±	2,4	49,6 ±	2,7	1127,3 ±	60,5
BRİKET-6	73,5 ±	2,7	45,9 ±	2,6	744,0 ±	35,6
BRİKET-7	87,8 ±	3,1	53,3 ±	2,4	1189,8 ±	40,0
BRİKET-8	91,4 ±	3,5	55,5 ±	2,3	1178,1 ±	50,6
BRİKET-9	51,0 ±	3,4	26,5 ±	2,4	867,7 ±	46,0
BRİKET-10	95,2 ±	3,7	42,9 ±	1,7	1085,7 ±	49,7
BRİKET-11	74,7 ±	3,5	34,4 ±	1,6	923,3 ±	48,4
BRİKET-12	94,8 ±	3,7	41,5 ±	1,8	1135,9 ±	51,9
BRİKET-13	94,1 ±	3,4	39,2 ±	1,7	1026,4 ±	59,4
BRİKET-14	93,0 ±	3,2	59,6 ±	1,8	1186,5 ±	60,7
BRİKET-15	96,7 ±	3,2	45,1 ±	1,3	1142,8 ±	64,5
BRİKET-16	68,0 ±	2,9	81,8 ±	2,6	1092,8 ±	59,4
BRİKET-17	68,4 ±	2,6	81,1 ±	2,4	1157,5 ±	67,8
BRİKET-18	68,6 ±	3,0	82,5 ±	2,6	1165,3 ±	68,3
BRİKET-19	65,1 ±	2,9	76,9 ±	3,8	1166,7 ±	61,1
BRİKET-20	72,4 ±	3,1	83,5 ±	3,9	1137,8 ±	50,4
BRİKET-21	70,9 ±	3,2	98,9 ±	3,0	876,6 ±	57,4
BRİKET-22	82,5 ±	3,6	94,4 ±	3,7	963,7 ±	45,2
BRİKET-23	76,0 ±	3,0	92,9 ±	3,5	876,7 ±	35,0
BRİKET-24	76,7 ±	3,4	105,6 ±	4,0	854,2 ±	33,1
BRİKET-25	78,9 ±	3,5	94,1 ±	3,8	854,6 ±	36,6

Tablo 4.5. Tuğla örneklerinde ölçülen radyonüklidlere ilişkin istatistiki bilgiler

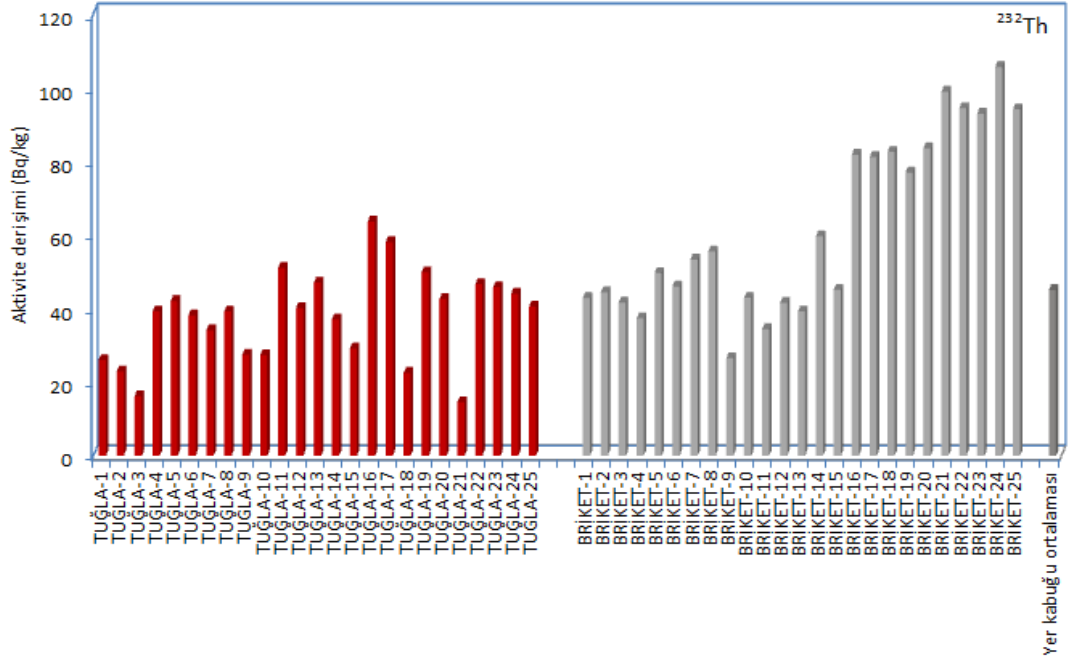
	²²⁶ Ra	²³² Th	⁴⁰ K
Ortalama	35,2	37,8	593,5
Standart hata (SH)	3,4	2,5	44,5
Ortanca	29,9	39,2	587,1
Standart sapma (SS)	16,9	12,3	222,3
Basıklık	2,2	-0,3	-0,6
Çarpıklık	1,5	-0,1	0,4
En küçük	13,9	14,5	241,9
En büyük	82,4	63,6	1092,2

Tablo 4.6. Briket örneklerinde ölçülen radyonüklidlere ilişkin istatistiki bilgiler

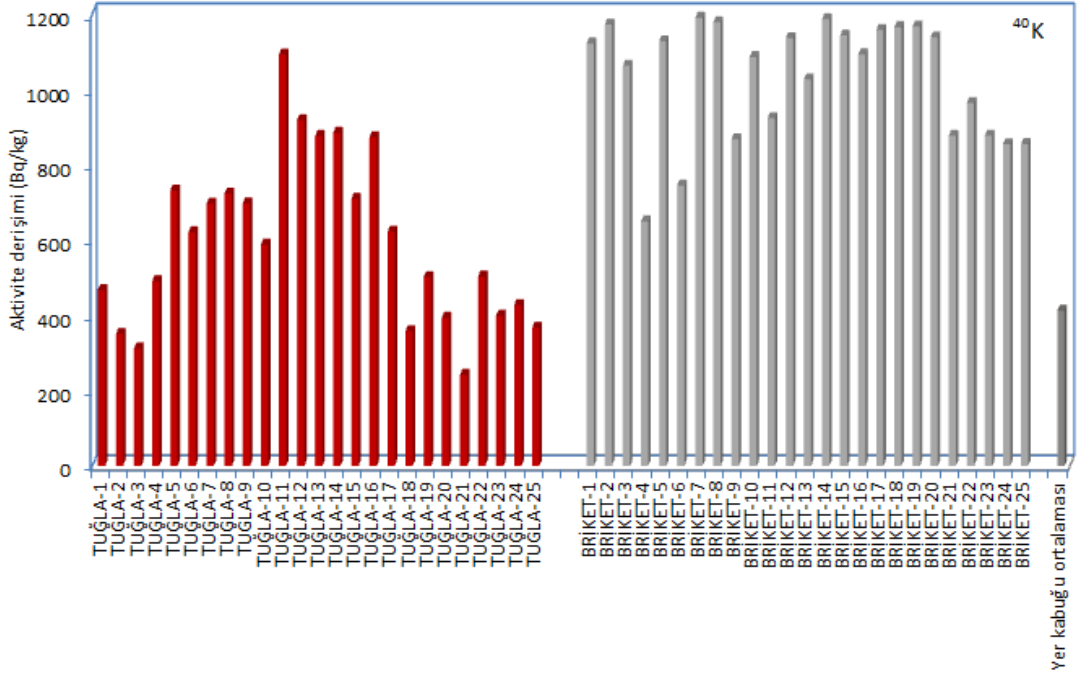
	²²⁶ Ra	²³² Th	⁴⁰ K
Ortalama	81,6	62,0	1030,3
Standart hata (SH)	2,5	4,8	31,2
Ortanca	81,8	53,3	1092,8
Standart sapma (SS)	12,7	24,2	156,0
Basıklık	-0,5	-1,4	-0,2
Çarpıklık	-0,4	0,4	-0,9
En küçük	51,0	26,5	649,4
En büyük	99,5	105,6	1189,8



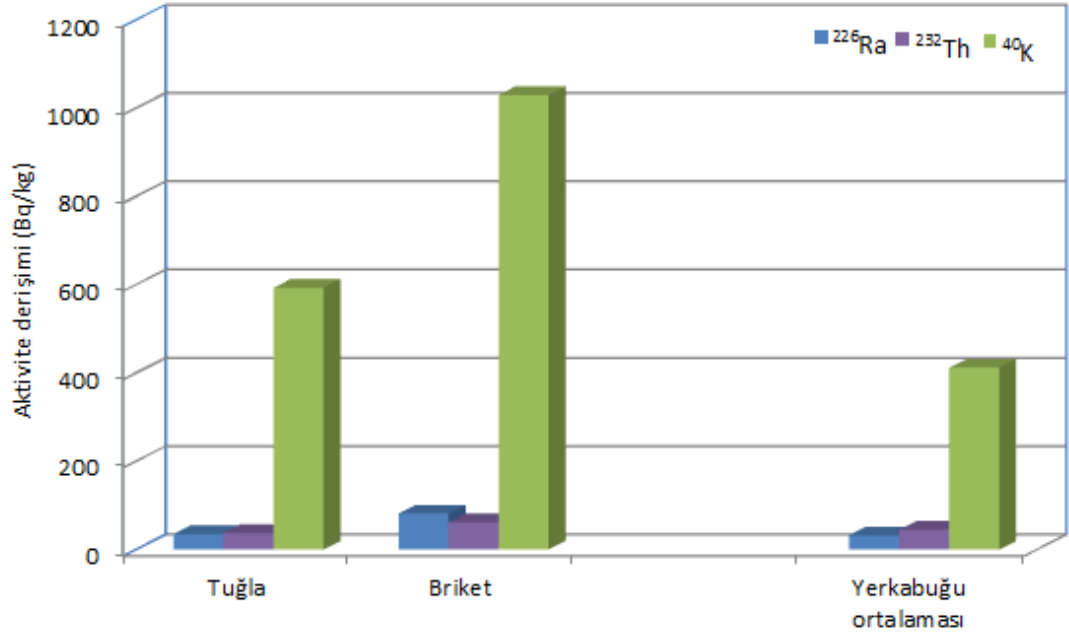
Şekil 4.2. Tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra aktivite derişim değerlerinin karşılaştırılması



Şekil 4.3. Tuđla ve briket örneklerinde ölçülen ^{232}Th aktivite derişim deđerlerinin karşılaştırılması



Şekil 4.4. Tuđla ve briket örneklerinde ölçülen ^{40}K aktivite derişim deđerlerinin karşılaştırılması



Şekil 4.5. Tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın ortalama değerlerinin yerkabuğu ortalaması ile karşılaştırılması

4.3. Tuğla ve Briket Örneklerinin Yapı Malzemesi Olarak Kullanılmasından Kaynaklanan Radyolojik Riskler

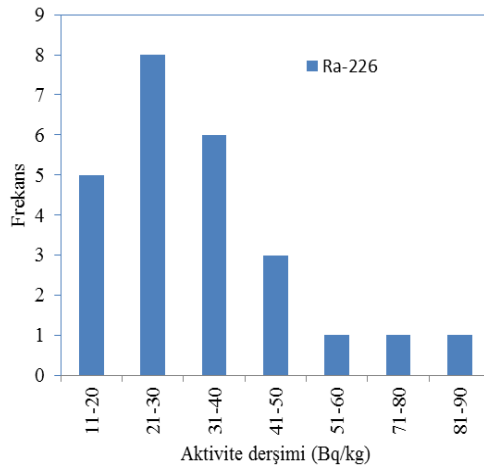
Bu kısımda, radyoaktivite ölçümü yapılan tuğla ve briket örneklerinin, yapı malzemesi olarak kullanılmasını radyolojik açıdan değerlendirmek amacıyla radyoaktivite ölçümü yapılan her bir tuğla ve briket örneği için radyolojik parametreler olarak dış ışınlama indisleri, iç ışınlama indisleri, kapalı ortamda soğurulmuş gama doz hızı ve buna karşılık gelen yıllık etkin doz ve yaşam boyu kanser riski hesaplanmıştır.

4.3.1. Dış ışınlama indisleri

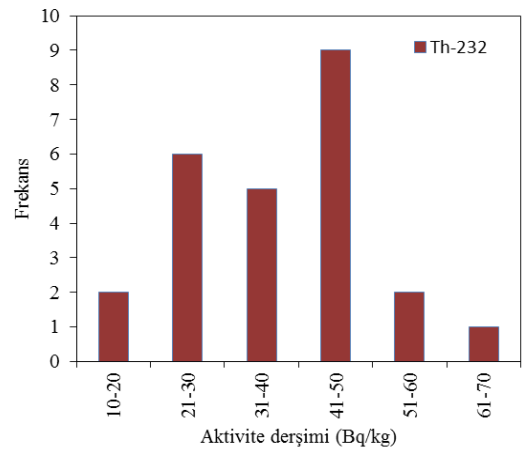
Yapı malzemelerinden kaynaklanan yapı içi gama radyasyon dozuna; ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K gibi birden daha fazla radyonüklit katkıda bulunduğundan dolayı, bu radyonüklitleri içeren malzemelerin özgül aktivitelerini karşılaştırmak ve uygulama sınırının aşılp aşılmadığını değerlendirmek amacıyla aktivite 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 radyum eş değer aktivite indisi, aktivite derişim indisi, temsili (tipik) seviye indisi, dış ışınlama risk indisi ve gama indisi olarak isimlendirilen aktivite indisleri teklif edilmiştir [2].

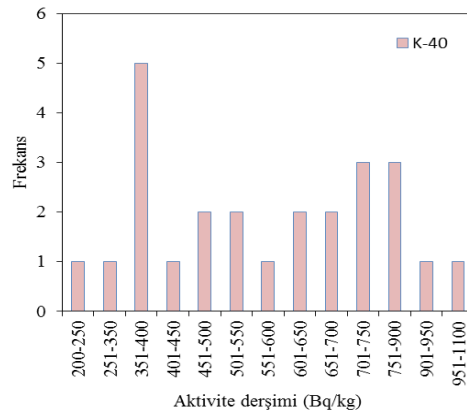
a)



b)

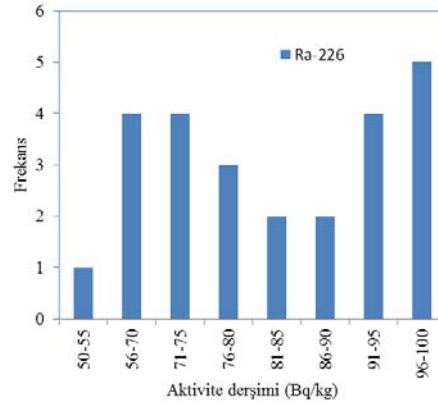


c)

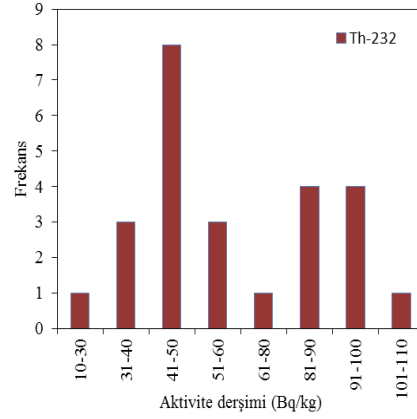


Şekil 4.6. Tuğla örneklerinde ölçülen a) ^{226}Ra , b) ^{232}Th ve c) ^{40}K aktivite derişim değerlerinin frekans dağılımları (histogramları)

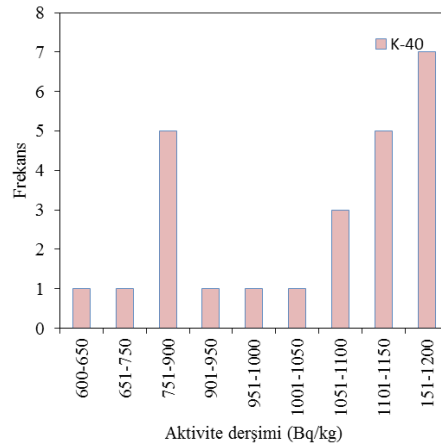
a)



b)



c)



Şekil 4.7. Briket örneklerinde ölçülen a) ^{226}Ra , b) ^{232}Th ve c) ^{40}K aktivite derişim değerlerinin frekans dağılımları (histogramları)

4.3.1.1. Radyum eş değer aktivite indisi

Yer kabuğu kökenli malzemelerde doğal radyonüklitlerin dağılımları düzgün (uniform) bir dağılım sergilememektedir. Bu çalışmada incelenen tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişim değerleri, düzgün dağılımlı değildir ve farklılık göstermektedir (Tablo 4.3 ve Tablo 4.4). Bu yüzden radyum eş değer ($\text{Ra}_{\text{eş}}$) aktivite indisi, yapı malzemelerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite seviyelerini eş değer olarak değerlendirmek için türetilmiş bir radyolojik parametredir. $\text{Ra}_{\text{eş}}$ aktivite indisi, 1 Bq/kg'lık ^{226}Ra , 0,7 Bq/kg'lık ^{232}Th ve 13 Bq/kg'lık ^{40}K 'ın aynı gama doz hızı oluşturabileceği kabulüne dayanan ve aşağıda verilen formül ile hesaplanır [66].

$$\text{Ra}_{\text{eş}} = 370 \left(\frac{A_{\text{Ra}}}{370} + \frac{A_{\text{Th}}}{259} + \frac{A_{\text{K}}}{4810} \right) \quad (4.1)$$

Burada, A_{Ra} , A_{Th} ve A_{K} , sırasıyla, ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. İnşaat sektöründe ve jeoteknik uygulamalarda kullanılan yapı malzemeleri için tavsiye edilen $\text{Ra}_{\text{eş}}$ aktivite indisinin sınır değerleri, Tablo 4.7'de verilmiştir [67]. OECD-NEA tarafından 1979 yılında yayımlanan raporda, ev ve iş yeri binalarında kalıcı olarak kullanılmak amacıyla üretilen malzemeler için $\text{Ra}_{\text{eş}}$ aktivite indisinin müsaade edilen en büyük veya sınır değeri, 370 Bq/kg olarak belirlenmiştir [68]. Yapı malzemeleri için hesaplanan $\text{Ra}_{\text{eş}}$ aktivite indisinin, sınır değerden küçük veya eşit olması durumunda, bu malzemelerdeki radyonüklitlerin sebep olduğu dış ışınlamadan kaynaklanan yıllık etkin doz değerinin, 1,5 mSv'den küçük veya eşit olacağı kabul edilmiştir.

Tablo 4.7. Yapı tipleri için tavsiye edilen $\text{Ra}_{\text{eş}}$ sınır değerleri

Yapı tipi	$\text{Ra}_{\text{eş}}$ için tavsiye edilen sınır değerler (Bq/kg)
Ev ve iş yeri binaları	< 370
Endüstriyel amaçlı yapılar	370 - 740
Yollar ve köprüler	740 - 2220
Baraj, bent vb. yapılar	2220 - 3700

Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $\text{Ra}_{\text{eş}}$ aktivite indis değerleri, Tablo 4.8 ve Tablo 4.9'un ikinci sütununda verilmiştir. Şekil 4.8'de, tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $\text{Ra}_{\text{eş}}$ aktivite indis değerleri birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile

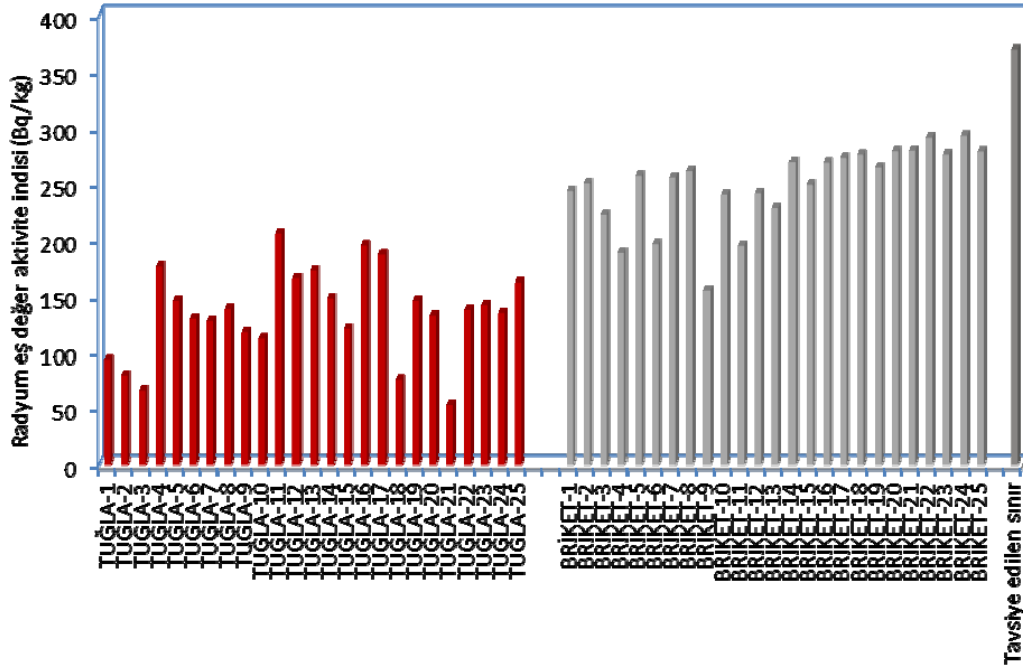
karşılaştırılmıştır. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $Ra_{e\check{s}}$ aktivite indis değerleri, sırasıyla, 53 Bq/kg - 206 Bq/kg ve 156 Bq/kg - 293 Bq/kg aralığında değişmektedir. Şekil 4.8'den görüldüğü gibi tuğla için hesaplanan $Ra_{e\check{s}}$ aktivite indis değerleri, briket için hesaplanan değerlerden daha küçüktür. Briket için hesaplanan $Ra_{e\check{s}}$ aktivite indisinin ortalama değeri (249 Bq/kg), tuğla için hesaplanan ortalama değerden (135 Bq/kg) yaklaşık 2 kat daha büyüktür. Bununla birlikte tuğla ve briket örnekler için hesaplanan $Ra_{e\check{s}}$ aktivite indis değerlerinin tamamı, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değer olan 370 Bq/kg'nin altındadır.

Tablo 4.8. Tuğla örnekleri için hesaplanan dış ışınlama indisleri

Örnek kodu	Dış ışınlama indisleri				
	$Ra_{e\check{s}}$ (Bq/kg)	I_{ADI}	I_{TSI}	$H_{DI\check{S}}$	I_{GAMA}
TUĞLA-1	93	0,4	0,7	0,3	0,1
TUĞLA-2	80	0,3	0,6	0,2	0,1
TUĞLA-3	66	0,2	0,5	0,2	0,1
TUĞLA-4	176	0,6	1,3	0,5	0,2
TUĞLA-5	146	0,6	1,1	0,4	0,2
TUĞLA-6	130	0,5	1,0	0,4	0,2
TUĞLA-7	128	0,5	1,0	0,3	0,2
TUĞLA-8	139	0,5	1,1	0,4	0,2
TUĞLA-9	118	0,5	0,9	0,3	0,2
TUĞLA-10	112	0,4	0,9	0,3	0,2
TUĞLA-11	206	0,8	1,6	0,6	0,3
TUĞLA-12	166	0,6	1,3	0,4	0,2
TUĞLA-13	173	0,7	1,3	0,5	0,2
TUĞLA-14	148	0,6	1,1	0,4	0,2
TUĞLA-15	121	0,5	0,9	0,3	0,2
TUĞLA-16	195	0,7	1,5	0,5	0,3
TUĞLA-17	187	0,7	1,4	0,5	0,3
TUĞLA-18	76	0,3	0,6	0,2	0,1
TUĞLA-19	146	0,5	1,1	0,4	0,2
TUĞLA-20	133	0,5	1,0	0,4	0,2
TUĞLA-21	53	0,2	0,4	0,1	0,1
TUĞLA-22	138	0,5	1,0	0,4	0,2
TUĞLA-23	142	0,5	1,0	0,4	0,2
TUĞLA-24	135	0,5	1,0	0,4	0,2
TUĞLA-25	162	0,6	1,2	0,4	0,2
Ortalama	135	0,5	1,0	0,4	0,2
En küçük	53	0,2	0,4	0,1	0,1
En büyük	206	0,8	1,6	0,6	0,3

Tablo 4.9. Briket örnekleri için hesaplanan dış ışınlama indisleri

Örnek kodu	Dış ışınlama indisleri				
	Ra _{eş} (Bq/kg)	I _{ADİ}	I _{TSİ}	H _{DIŞ}	I _{GAMA}
BRİKET-1	243	0,9	1,8	0,7	0,3
BRİKET-2	250	0,9	1,9	0,7	0,3
BRİKET-3	223	0,8	1,7	0,6	0,3
BRİKET-4	189	0,7	1,4	0,5	0,3
BRİKET-5	257	1,0	1,9	0,7	0,3
BRİKET-6	196	0,7	1,4	0,5	0,3
BRİKET-7	255	1,0	1,9	0,7	0,3
BRİKET-8	261	1,0	1,9	0,7	0,4
BRİKET-9	156	0,6	1,2	0,4	0,2
BRİKET-10	240	0,9	1,8	0,6	0,3
BRİKET-11	195	0,7	1,5	0,5	0,3
BRİKET-12	241	0,9	1,8	0,7	0,3
BRİKET-13	229	0,9	1,7	0,6	0,3
BRİKET-14	269	1,0	2,0	0,7	0,4
BRİKET-15	249	0,9	1,9	0,7	0,3
BRİKET-16	269	1,0	2,0	0,7	0,4
BRİKET-17	273	1,0	2,0	0,7	0,4
BRİKET-18	276	1,0	2,1	0,7	0,4
BRİKET-19	265	1,0	2,0	0,7	0,4
BRİKET-20	279	1,0	2,1	0,8	0,4
BRİKET-21	280	1,0	2,0	0,8	0,4
BRİKET-22	291	1,1	2,1	0,8	0,4
BRİKET-23	276	1,0	2,0	0,7	0,4
BRİKET-24	293	1,1	2,1	0,8	0,4
BRİKET-25	279	1,0	2,0	0,8	0,4
Ortalama	249	0,9	1,9	0,7	0,3
En küçük	156	0,6	1,2	0,4	0,2
En büyük	293	1,1	2,1	0,8	0,4



Şekil 4.8. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan Ra_{eq} indisi değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması

4.3.1.2. Aktivite derişim indisi

Aktivite derişim indisi (I_{ADi}) olarak Avrupa Komisyonu tarafından yayımlanan raporda tavsiye edilen indis dikkate alınmıştır [49]. Aktivite derişim indisi, ev ve iş yeri binalarında kalıcı olarak kullanılmak amacıyla üretilen malzemeler için aşağıda eşitlik kullanılarak hesaplanmaktadır [69].

$$I_{ADi} = \frac{A_{Ra}}{300 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_{Th}}{200 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_K}{3000 \text{ Bq/kg}} \quad (4.2)$$

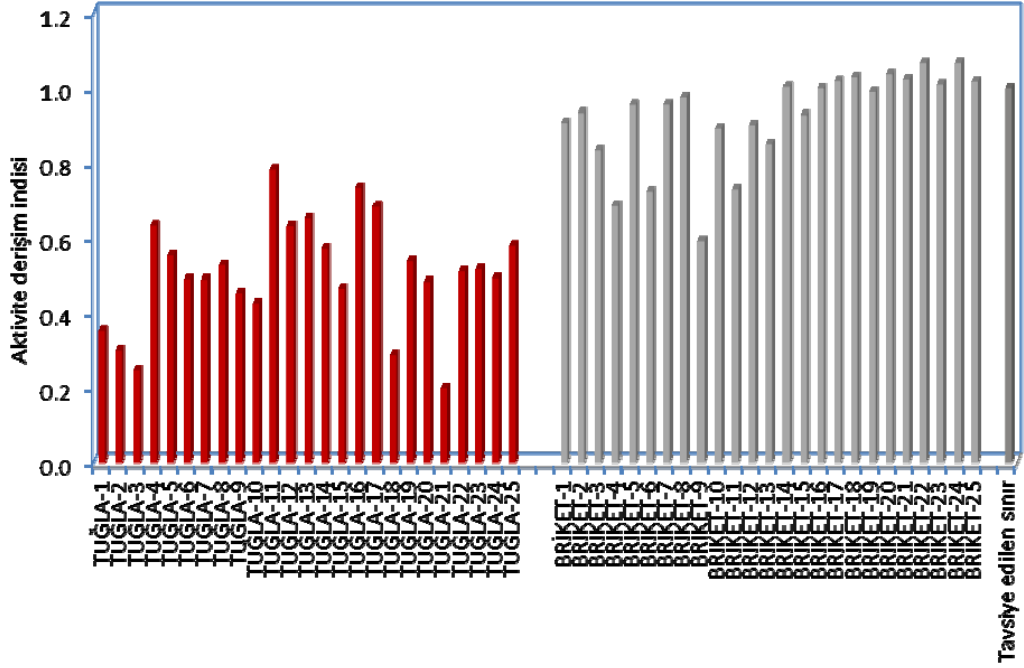
Burada, A_{Ra}, A_{Th} ve A_K, sırasıyla, ²²⁶Ra, ²³²Th ve ⁴⁰K'nin, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. Aktivite derişim indisi, doz sınırına, malzemenin yapı içinde kullanılma şekline ve miktarına bağlı olarak Tablo 4.10'da verilen değerleri aşmamalıdır. I_{ADi} ≤ 0,5 olduğu durumlarda, yapı malzemelerinde doğal olarak ²²⁶Ra, ²³²Th ve ⁴⁰K radyonüklitinden kaynaklanan yıllık etkin gama radyasyon dozu hızı 0,3 mSv/y'nin altındadır ve yapı malzemesi bütün radyoaktiviteye yönelik bütün kontrol ve izlemeye ölçüm ve ölçütlerden muaf tutulur. I_{ADi} ≤ 1 olduğu durumlarda, yapı malzemelerinde

doğal olarak ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitinden kaynaklanan yıllık etkin gama radyasyon dozu hızı 1 mSv/y'nin altındadır tutulur ve yapı malzemesi herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilir.

Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ADI} değerleri, Tablo 4.8 ve Tablo 4.9'un üçüncü sütununda verilmiştir. Şekil 4.9'da, tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ADI} değerleri birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılmıştır. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ADI} değerleri, sırasıyla, 0,2 – 0,8 ve 0,6 – 1,1 aralığında değişmektedir. Şekil 4.9'dan da görüldüğü gibi tuğla için hesaplanan I_{ADI} değerleri, briket için hesaplanan değerlerden daha küçüktür. Briket için hesaplanan I_{ADI} 'nin ortalama değeri (0,9), tuğla için hesaplanan ortalama değerden (0,5) yaklaşık 2 kat daha büyüktür. Bununla birlikte tuğla için hesaplanan I_{ADI} değerlerinin tamamı, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değer olan 1 değerinin altındadır. 12 briket örneği için hesaplanan I_{ADI} değerleri, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınıra eşit iken sadece 2 briket örneği için hesaplanan I_{ADI} değerleri tavsiye edilen sınırdan daha büyük çıkmıştır.

Tablo 4.10. Doz ölçütünün kontrolüne yönelik aktivite derişim indisi değerleri

Yıllık etkin doz ölçütü	0,3 mSv/y	1 mSv/y
Yapısal malzemeler (beton, tuğla, vb.)	$I_{\text{ADI}} \leq 0,5$	$I_{\text{ADI}} \leq 1$
Yüzeysel olarak ve sınırlı kullanıma sahip diğer malzemeler (kiremit, vb.)	$I_{\text{ADI}} \leq 2$	$I_{\text{ADI}} \leq 6$



Şekil 4.9. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ADI} değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması

4.3.1.3. Temsili (tipik) seviye indisi

^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivitelerine eşlik eden gama radyasyon seviyesini esas alan ve I_{ADI} 'ye göre daha hassas olan temsili seviye indisi (I_{TSI}) aşağıda verilen formül ile hesaplanmaktadır [70].

$$I_{TSI} = \frac{A_{Ra}}{150 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_{Th}}{100 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_K}{1500 \text{ Bq/kg}} \quad (4.3)$$

Burada, A_{Ra} , A_{Th} ve A_K , sırasıyla, ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. $I_{TSI} \leq 1$ olduğu durumlarda, yapı malzemelerinde doğal olarak ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitinden kaynaklanan yıllık etkin gama radyasyon dozu hızı 1 mSv/y'nin altındadır ve yapı malzemesi herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilir. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{TSI} değerleri, Tablo 4.8 ve Tablo 4.9'un dördüncü sütununda verilmiştir. Şekil 4.10'da, tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{TSI} değerleri birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılmıştır. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{TSI} değerleri, sırasıyla, 0,4 – 1,6 ve 1,2 – 2,1 aralığında değişmektedir. Şekil 4.10'dan da görüldüğü gibi tuğla için hesaplanan I_{TSI} değerleri,

briket için hesaplanan değerlerden daha küçüktür. Briket için hesaplanan I_{TSI} 'nin ortalama değeri (1,9), tuğla için hesaplanan ortalama değerden (1,0) yaklaşık 2 kat daha büyüktür. Bununla birlikte 11 tuğla örneği için hesaplanan I_{TSI} değerleri, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değer olan 1 değerinden daha büyük iken briket için hesaplanan I_{TSI} değerlerinin tamamı, tavsiye edilen sınır değerden daha büyük çıkmıştır.

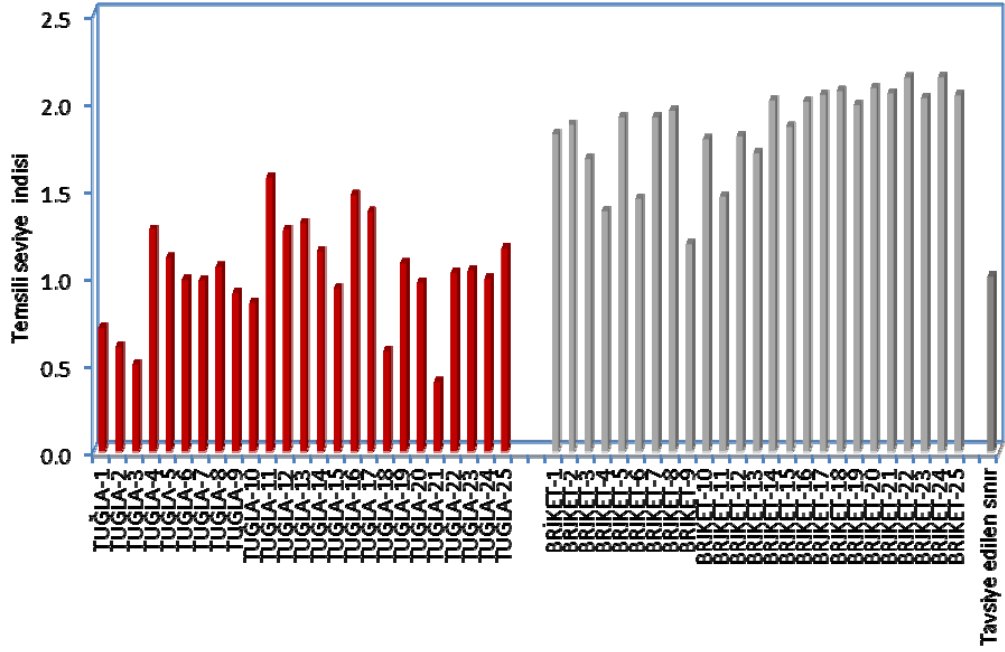
4.3.1.4. Dış ışınlama risk indisi

Dışı ışınlama risk indisi ($H_{DIŞ}$), yapı malzemelerindeki radyonüklitlerin sebep olduğu dış ışınlamadan kaynaklanan azami yıllık etkin doz değerinin, 1,5 mSv kabulünü esas alan ve radyasyon dozunu bu değere sınırlandırmak için ev ve binaları kapısız ve penceresiz ve duvar kalınlıklarını sonsuz kabul eden bir model sonucunda türetilen $H_{DIŞ}$ aşağıda verilen formül ile hesaplanmaktadır [71].

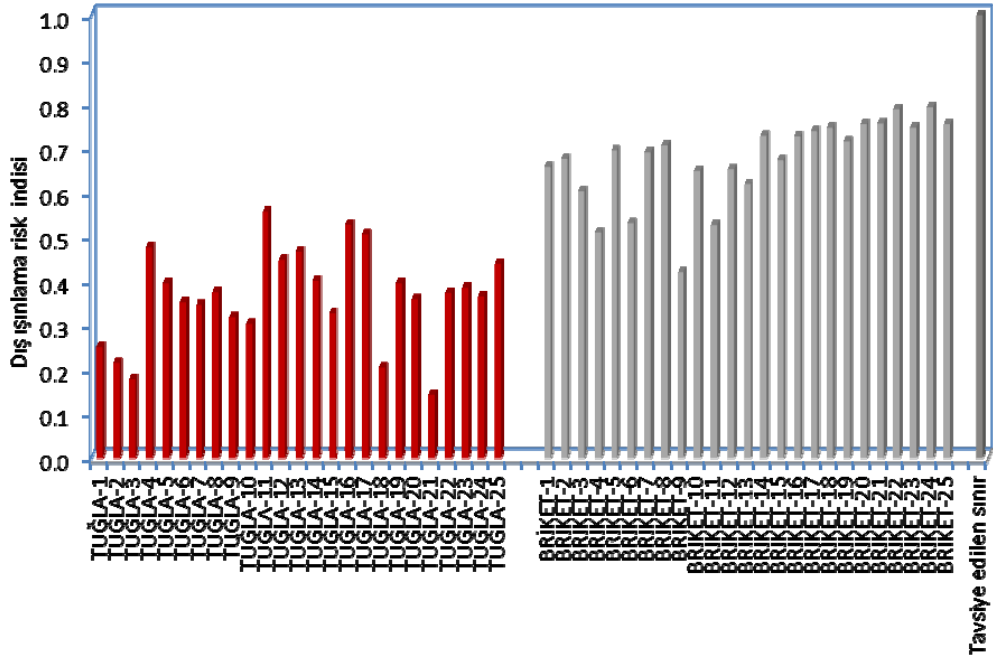
$$H_{DIŞ} = \frac{A_{Ra}}{370 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_{Th}}{259 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_K}{4810 \text{ Bq/kg}} \quad (4.4)$$

Burada, A_{Ra} , A_{Th} ve A_K , sırasıyla, ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'in, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. $H_{DIŞ} \leq 1$ olduğu durumlarda, yapı malzemelerinde doğal olarak ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitinden kaynaklanan yıllık etkin gama radyasyon dozu hızı 1,5 mSv/y'nin altındadır ve yapı malzemesi herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilir.

Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{DIŞ}$ değerleri, Tablo 4.8 ve Tablo 4.9'un beşinci sütununda verilmiştir. Şekil 4.11'de, tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{DIŞ}$ değerleri birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılmıştır. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{DIŞ}$ değerleri, sırasıyla, 0,1 – 0,6 ve 0,4 – 0,8 aralığında değişmektedir. Şekil 4.11'den de görüldüğü gibi tuğla için hesaplanan $H_{DIŞ}$ değerleri, briket için hesaplanan değerlerden daha küçüktür. Briket için hesaplanan $H_{DIŞ}$ 'nin ortalama değeri (0,7), tuğla için hesaplanan ortalama değerden (0,4) yaklaşık 2 kat daha büyüktür. Bununla birlikte tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{DIŞ}$ değerlerinin tamamı, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değer olan 1 değerinden daha küçük çıkmıştır.



Şekil 4.10. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{TSI} değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması



Şekil 4.11. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{DİŞ}$ değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması

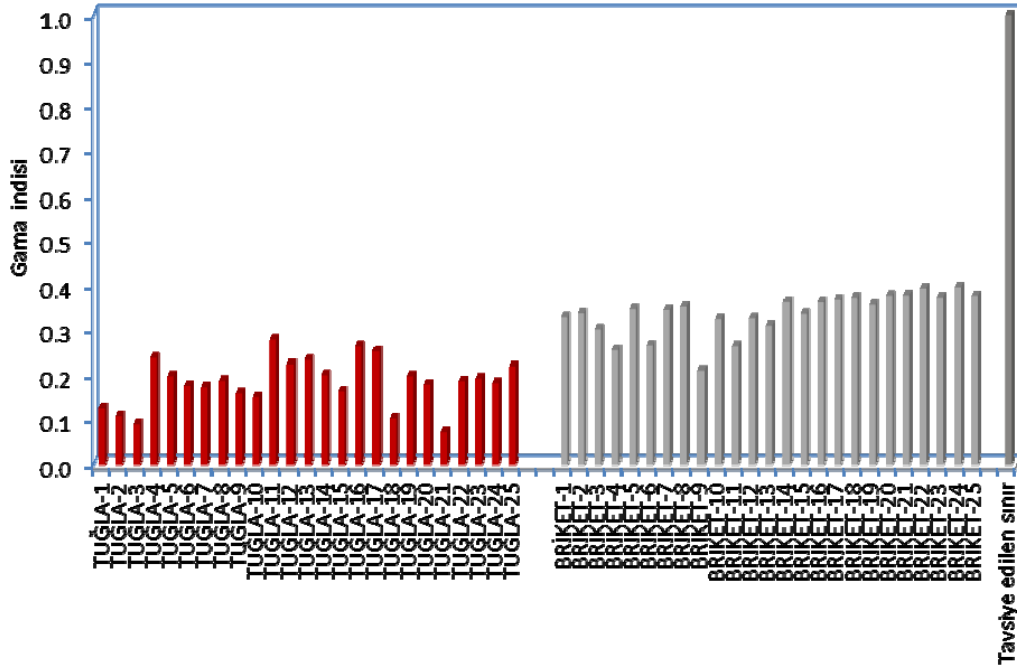
4.3.1.5. Gama indisi

Gama indisi (I_{GAMA}), yapı malzemelerdeki radyonüklitlerin sebep olduğu dış ışınlamadan kaynaklanan azami yıllık etkin doz değerinin, 1,5 mSv kabulünü esas alan ve radyasyon dozunu bu değere sınırlandırmak için ev ve binaları pencereci, kapalı ve duvar kalınlıklarını sonlu kabul eden bir model sonucunda türetilen I_{GAMA} aşağıda verilen formül ile hesaplanmaktadır [11].

$$I_{GAMA} = \frac{A_{Ra}}{740 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_{Th}}{520 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_K}{9620 \text{ Bq/kg}} \quad (4.5)$$

Burada, A_{Ra} , A_{Th} ve A_K , sırasıyla, ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. $I_{GAMA} \leq 1$ olduğu durumlarda, yapı malzemelerinde doğal olarak ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitinden kaynaklanan yıllık etkin gama radyasyon dozu hızı 1,5 mSv/y'nin altındadır ve yapı malzemesi herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilir.

Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{GAMA} değerleri, Tablo 4.8 ve Tablo 4.9'un altıncı sütununda verilmiştir. Şekil 4.12'de, tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{GAMA} değerleri birbirleriyle ve tavsiye dilen sınır değer ile karşılaştırılmıştır. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{GAMA} değerleri, sırasıyla, 0,1 – 0,3 ve 0,2 – 0,4 aralığında değişmektedir. Şekil 4.12'den de görüldüğü gibi tuğla için hesaplanan I_{GAMA} değerleri, briket için hesaplanan değerlerden daha küçüktür. Briket için hesaplanan I_{GAMA} 'nın ortalama değeri (0,3), tuğla için hesaplanan ortalama değerden (0,2) yaklaşık 1,5 kat daha büyüktür. Bununla birlikte tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{GAMA} değerlerinin tamamı, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değer olan 1 değerinden önemli ölçüde daha küçük çıkmıştır.



Şekil 4.12. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{GAMA} değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması

4.3.2. İç ışınlama indisleri

Uranyum-radyum serisinden radon (^{222}Rn), alfa radyasyonu yayınlayan radyonüklitlerdir. Radon asal gaz olduğundan, yapı malzemeleri gibi gözenekli ortamlarda serbestçe hareket edebilir ve bir kısmı yüzeye ulaşır ve ev ve iş yeri binalarının içine nüfuz edebilirler. Binalar içindeki en önemli ^{222}Rn kaynağı, binaların temelinde bulunan topraktır; ancak bazı durumlarda yapı malzemeleri de önemli kaynak hâline gelebilir [2]. Ev ve iş yeri binalarında kullanılan yapı malzemelerinden kaynaklanan ve solunum yolu ile vücuda giren ^{222}Rn ve kısa ömürlü bozunum ürünlerinin yayınladığı alfa ve beta radyasyonları, iç ışınlamaya sebep olur. Ülkemizde yapı içi radon derişim sınırı, binalar için 200 Bq m^{-3} olarak belirlenmiştir [72]. Bugüne kadar ^{222}Rn gazının solunmasının sebep olduğu ilave alfa radyasyonunun değerlendirilmesiyle ilgili olarak alfa indisi ve iç ışınlama risk indisi türetilmiştir [2].

4.3.2.1. Alfa indisi

Alfa indisi (I_{ALFA}), aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplanmaktadır [2].

$$I_{ALFA} = \frac{A_{Ra}}{200 \text{ Bq/kg}} \quad (4.6)$$

Burada, A_{Ra} , yapı malzemelerindeki ^{226}Ra 'nın Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. $I_{ALFA} > 1$ olduđu durumlarda, kapalı ortam (ev ve bina içi) ^{222}Rn aktivite derişimi üst sınırı olan 200 Bq/m³'ün aşılması olasıdır [2]. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ALFA} değerleri, Tablo 4.11 ve Tablo 4.12'nin ikinci sütununda verilmiştir. Şekil 4.13'de, tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ALFA} değerleri birbirleriyle ve tavsiye edilen üst sınır değer ile karşılaştırılmıştır. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ALFA} değerleri, sırasıyla, 0,1 – 0,4 ve 0,3 – 0,5 aralığında değişmektedir. Şekil 4.13'den de görüldüğü gibi tuğla için hesaplanan I_{ALFA} değerleri, briket için hesaplanan değerlerden daha küçüktür. Briket için hesaplanan I_{ALFA} 'nın ortalama değeri (0,4), tuğla için hesaplanan ortalama değerden (0,2) 2 kat daha büyüktür. Bununla birlikte tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ALFA} değerlerinin tamamı, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değer olan 1 değerinden önemli ölçüde daha küçük çıkmıştır.

4.3.2.2. İç ışınlama risk indisi

Kapalı ortamlarda, solunum yolu ile vücuda girebilen ve özellikle akciğer dokusunda hasar oluşturabilen radon ve kısa ömürlü bozunum ürünlerinin kontrolü için türetilen iç ışınlama risk indisi ($H_{iç}$), aşağıda verilen formül ile hesaplanmaktadır [31]:

$$H_{iç} = \frac{A_{Ra}}{185 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_{Th}}{259 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_K}{4810 \text{ Bq/kg}} \quad (4.7)$$

Burada, A_{Ra} , A_{Th} ve A_K , sırasıyla, ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'in, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. $H_{iç} \leq 1$ olduđu durumlarda, yapı malzemesi herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilir. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{iç}$ değerleri, Tablo 4.11 ve Tablo 4.12'nin üçüncü sütununda verilmiştir. Şekil 4.14'de, tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{iç}$ değerleri birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılmıştır. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{iç}$ değerleri, sırasıyla, 0,2 – 0,7 ve 0,6 – 1,0 aralığında değişmektedir. Şekil 4.14'den de görüldüğü gibi tuğla için hesaplanan $H_{iç}$ değerleri, briket için hesaplanan değerlerden daha küçüktür. Briket için hesaplanan $H_{iç}$ 'in ortalama değeri (0,9), tuğla için hesaplanan ortalama değerden (0,5) yaklaşık 2 kat daha büyüktür. Bununla birlikte tuğla için hesaplanan $H_{iç}$ değerlerinin

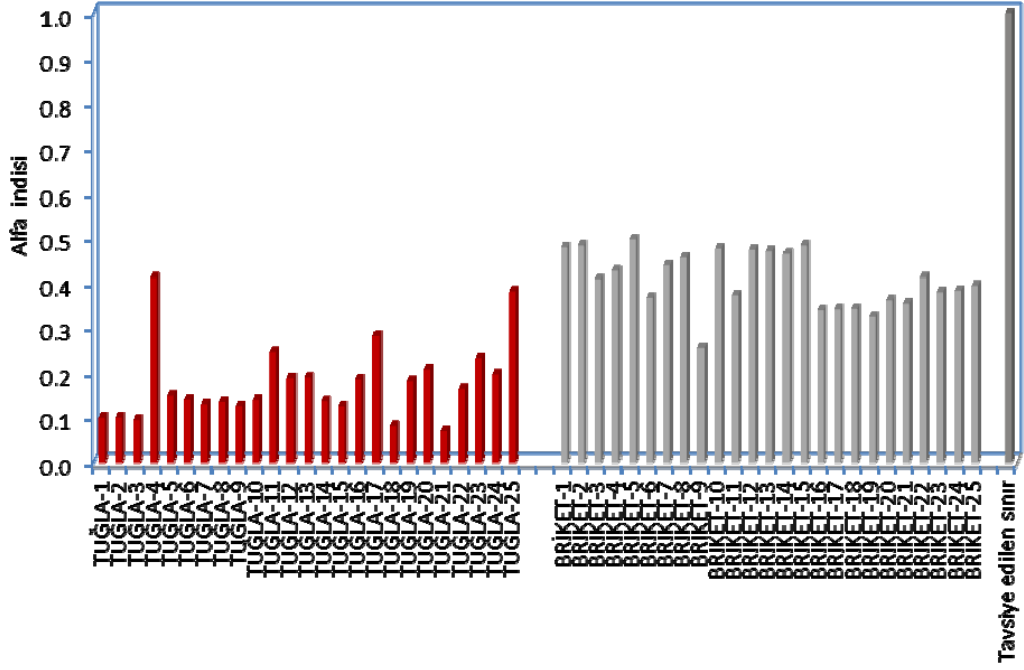
tamamı, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değer olan 1 değerinin altındadır. 20 briket örneği için hesaplanan $H_{IÇ}$ değerleri, tavsiye edilen sınır değere yakın veya eşit iken 5 briket örneği için hesaplanan $H_{IÇ}$ değerleri tavsiye edilen sınır değerden biraz daha küçük çıkmıştır.

Tablo 4.11. Tuğla örnekleri için hesaplanan iç ışınlama indisleri

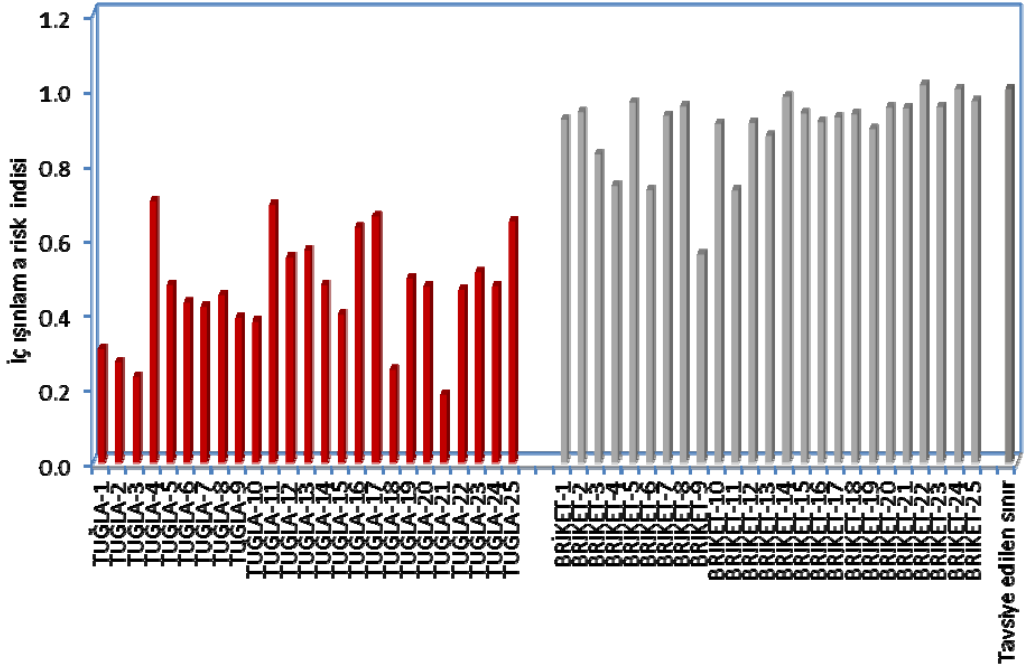
Örnek kodu	İç ışınlama indisleri	
	I_{ALFA}	$H_{IÇ}$
TUĞLA-1	0.1	0.3
TUĞLA-2	0.1	0.3
TUĞLA-3	0.1	0.2
TUĞLA-4	0.4	0.7
TUĞLA-5	0.1	0.5
TUĞLA-6	0.1	0.4
TUĞLA-7	0.1	0.4
TUĞLA-8	0.1	0.4
TUĞLA-9	0.1	0.4
TUĞLA-10	0.1	0.4
TUĞLA-11	0.2	0.7
TUĞLA-12	0.2	0.5
TUĞLA-13	0.2	0.6
TUĞLA-14	0.1	0.5
TUĞLA-15	0.1	0.4
TUĞLA-16	0.2	0.6
TUĞLA-17	0.3	0.7
TUĞLA-18	0.1	0.2
TUĞLA-19	0.2	0.5
TUĞLA-20	0.2	0.5
TUĞLA-21	0.1	0.2
TUĞLA-22	0.2	0.5
TUĞLA-23	0.2	0.5
TUĞLA-24	0.2	0.5
TUĞLA-25	0.4	0.6
Ortalama	0.2	0.5
En küçük	0.1	0.2
En büyük	0.4	0.7

Tablo 4.12. Briket örnekleri için hesaplanan iç ışınlama indisleri

Örnek kodu	İç ışınlama indisleri	
	I_{ALFA}	$H_{İÇ}$
BRİKET-1	0.5	0.9
BRİKET-2	0.5	0.9
BRİKET-3	0.4	0.8
BRİKET-4	0.4	0.7
BRİKET-5	0.5	1.0
BRİKET-6	0.4	0.7
BRİKET-7	0.4	0.9
BRİKET-8	0.5	1.0
BRİKET-9	0.3	0.6
BRİKET-10	0.5	0.9
BRİKET-11	0.4	0.7
BRİKET-12	0.5	0.9
BRİKET-13	0.5	0.9
BRİKET-14	0.5	1.0
BRİKET-15	0.5	0.9
BRİKET-16	0.3	0.9
BRİKET-17	0.3	0.9
BRİKET-18	0.3	0.9
BRİKET-19	0.3	0.9
BRİKET-20	0.4	1.0
BRİKET-21	0.4	0.9
BRİKET-22	0.4	1.0
BRİKET-23	0.4	1.0
BRİKET-24	0.4	1.0
BRİKET-25	0.4	1.0
Ortalama	0.4	0.9
En küçük	0.3	0.6
En büyük	0.5	1.0



Şekil 4.13. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan I_{ALFA} değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması



Şekil 4.14. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan $H_{İÇ}$ değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması

4.3.3. Kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı

Yapı malzemelerindeki radyonüklitlerin sebep olduğu dış ışınlamadan kaynaklanan kapalı ortamdaki havada gama doz hızı (D_H), aşağıda verilen formül kullanılarak değerlendirilmektedir [69,73].

$$D_H (\text{nGy h}^{-1}) = 0,92 \times A_{Ra} + 1,1 \times A_{Th} + 0,08 \times A_K \quad (4.8)$$

Burada A_{Ra} , A_{Th} ve A_K yapı malzemelerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın sırasıyla, Bq kg^{-1} cinsinden aktivite derişimidir. Doz hızının hesaplanmasında, doz hızı dönüşüm kat sayıları olarak; ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K için sırasıyla, $0,92 \text{ nGy h}^{-1}/\text{Bq kg}^{-1}$, $1,1 \text{ nGy h}^{-1}/\text{Bq kg}^{-1}$ ve $0,08 \text{ nGy h}^{-1}/\text{Bq kg}^{-1}$ değerleri alınmıştır. Yer kabuğu kökenli radyonüklitlerden kaynaklanan dış ışınlamanın sebep olduğu yapı içi soğurulmuş gama dozu hızının nüfus ağırlıklı dünya ortalaması 84 nGy/h ($40 - 200 \text{ nGy/h}$) olarak hesaplanmıştır [1-2].

Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen D_H değerleri, Tablo 4.13 ve Tablo 4.14'ün ikinci sütununda verilmiştir. Şekil 4.15'de, tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen D_H değerleri birbirleriyle ve dünya ortalaması ile karşılaştırılmıştır. Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen D_H değerleri, sırasıyla, $48 \text{ nGy/h} - 189 \text{ nGy/h}$ ve $146 \text{ nGy/h} - 257 \text{ nGy/h}$ aralığında değişmektedir. Şekil 4.15'den de görüldüğü gibi tuğla için değerlendirilen D_H değerleri, briket için değerlendirilen değerlerden daha küçüktür. Briket için değerlendirilen D_H 'nin ortalama değeri (226 nGy/h), tuğla için değerlendirilen ortalama değerden (121 nGy/h) yaklaşık 2 kat daha büyüktür. Bununla birlikte 4 tuğla örneği için değerlendirilen D_H değerleri, dünya ortalaması olan 84 nGy/h değerinden daha küçük iken 1 tuğla örneği ortalama değere eşit ve geriye kalanlar ise ortalama değerden daha büyüktür. Briket örneği için değerlendirilen D_H değerleri, ortalama değerden yaklaşık 2 ila 3 kat daha büyüktür.

4.3.4. Yıllık etkin radyasyon doz hızı

Kapalı ortamda (ev, bina ve iş yerlerinde), yapı malzemelerinde bulunan ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'dan yayınlanan gama radyasyonuna dış ışınlama ile bireylerin maruz kaldıkları yıllık etkin radyasyon doz hızı (E_H), havada soğurulmuş gama dozundan etkin doza dönüşüm kat sayısı $0,7 \text{ Sv/Gy}$ alınarak ve bireylerin zamanının %80'nini kapalı ortamlarda geçirdiği kabul edilerek aşağıdaki formül ile hesaplanmaktadır [1-2].

$$E_H \text{ (mSv/y)} = D_H \text{ (nGy/h)} \times 365,25 \text{ gün} \times 24 \text{ h} \times 0,8 \times 0,7 \text{ Sv/Gy} \times 10^{-6} \quad (4.9)$$

Burada, D_H (nGy/h), (4,8)'deki formül ile verilen soğurulmuş gama doz hızıdır. Binalarda kullanılan yapı malzemelerindeki radyonüklitlerden kaynaklanan gama radyasyonu sebebiyle bireylerin maruz kaldığı kapalı ortam (yapı içi) yıllık etkin doz hızı için uygulama sınırı olarak 1 mSv/y tavsiye edilmiştir [66]. Doz hızına yönelik yapılacak kontrollerde, 0,3 mSv/y - 1 mSv/y aralığındaki bir değer için esas alınması gereği de tavsiye edilmiştir. Yapı malzemelerinden kaynaklanan gama radyasyonu, bireyin yapı içi yıllık etkin dozunu en fazla 0,3 mSv y^{-1} kadar artırıyor, söz konusu malzemeler radyoaktivite ile ilgili bütün sınırlamalardan muafır.

Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen E_H değerleri, Tablo 4.13 ve Tablo 4.14'ün üçüncü sütununda verilmiştir. Şekil 4.16'da, tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen E_H değerleri birbirleriyle ve tavsiye edilen üst sınır değeri (veya ölçütü) ile karşılaştırılmıştır. Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen E_H değerleri, sırasıyla, 0,2 mSv/y – 0,9 mSv/y ve 0,7 mSv/y – 1,1 mSv/y aralığında değişmektedir. Şekil 4.16'dan da görüldüğü gibi tuğla için değerlendirilen E_H değerleri, briket için değerlendirilen değerlerden daha küçüktür. Briket için değerlendirilen E_H 'nin ortalama değeri (1,1 mSv/y), tuğla için değerlendirilen ortalama değerden (0,6 mSv/y), yaklaşık 2 kat daha büyüktür. Bununla birlikte tuğla için hesaplanan E_H değerlerinin tamamı, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değer olan 1 değerinin altında iken 4 briket örneğinin dışında E_H değerlerinin tamamı, tavsiye edilen sınır değerden daha büyüktür.

4.3.5. Yaşam boyu kanser riski

Belirli bir seviyedeki iyonlaştırıcı radyasyon dozuna maruz kalan belirli bir sayıdaki bireyler içinde kanser vakasına yakalanan azami sayıyı gösteren bir değer olarak kabul edilen yaşam boyu kanser riski (K_R) aşağıda verilen formül ile hesaplanmaktadır [74]:

$$K_R = E_H \cdot OÖ \cdot RF \quad (4.10)$$

Burada E_H yıllık etkin radyasyon doz hızı (tuğla örnekleri için Tablo 4.13'ün ve briket örnekleri için ise Tablo 4.14'ün üçüncü sütununda verilen), $OÖ$ ortalama ömür ve RF risk faktörü (0,05) dür.

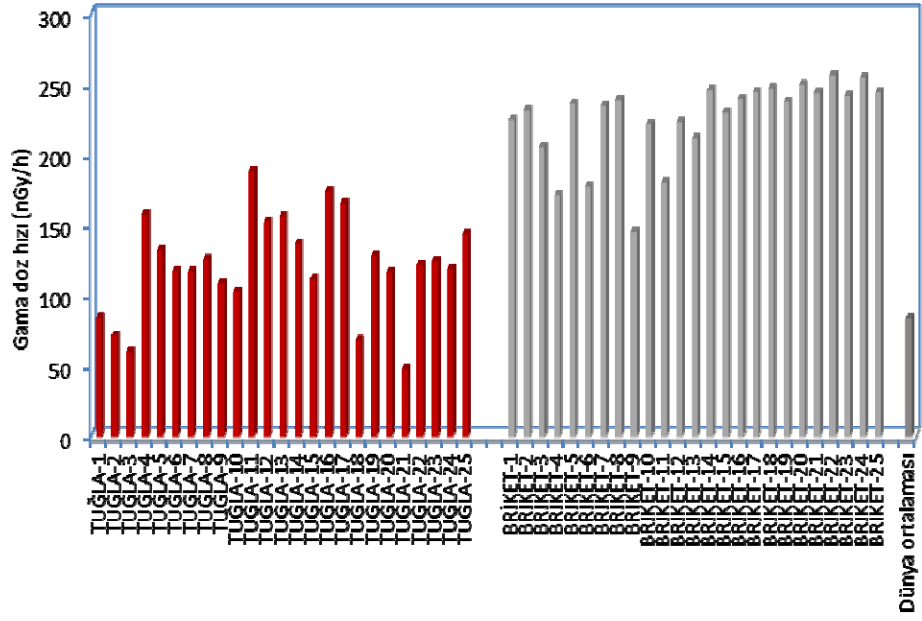
Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan K_R değerleri, Tablo 4.13 ve Tablo 4.14'ün dördüncü sütununda verilmiştir. Şekil 4.17'de, tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen K_R değerleri birbirleriyle ve dünya ortalaması olan $0,29 \times 10^{-3}$ değeri ile karşılaştırılmıştır [75]. Tuğla ve briket örnekleri için hesaplanan K_R değerleri, sırasıyla, $8,26 \times 10^{-4}$ – $3,24 \times 10^{-3}$ ve $2,50 \times 10^{-3}$ – $4,41 \times 10^{-3}$ aralığında değişmektedir. Şekil 4.17'den de görüldüğü gibi tuğla için hesaplanan K_R değerleri, briket için değerlendirilen değerlerden daha küçüktür. Briket için hesaplanan K_R 'nin ortalama değeri ($3,88 \times 10^{-3}$), tuğla için değerlendirilen ortalama değerden ($2,09 \times 10^{-3}$), yaklaşık 2 kat daha büyüktür. Bununla birlikte tuğla ve briket için hesaplanan K_R değerlerinin tamamı, dünya ortalamasında daha büyüktür.

Tablo 4.13. Tuğla örnekleri için değerlendirilen kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı (D_H), yıllık etkin doz hızı (E_H) ve yaşam boyu kanser riski (K_R)

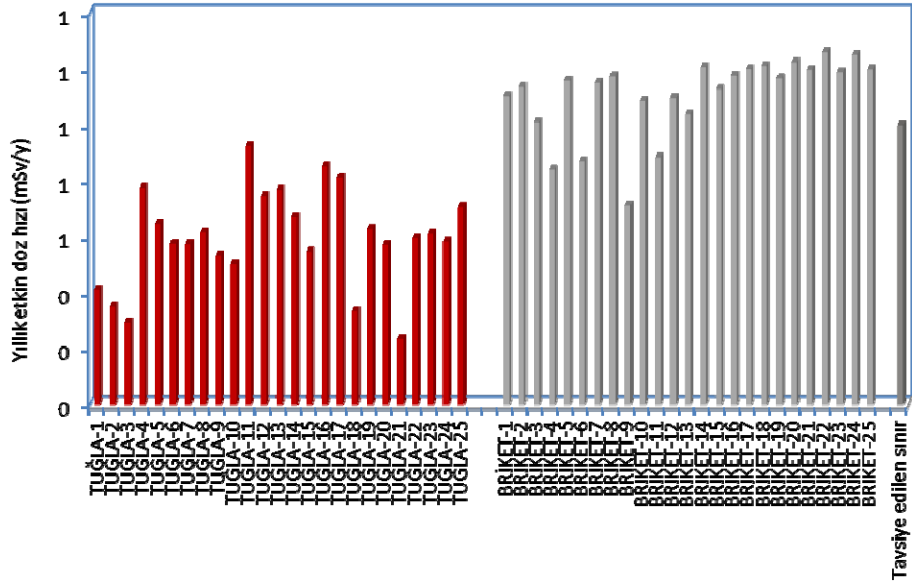
Örnek kodu	D_H (nGy/h)	E_H (mSv)	K_R
TUĞLA-1	84	0.4	1.45×10^{-3}
TUĞLA-2	72	0.4	1.23×10^{-3}
TUĞLA-3	60	0.3	1.03×10^{-3}
TUĞLA-4	158	0.8	2.72×10^{-3}
TUĞLA-5	132	0.6	2.27×10^{-3}
TUĞLA-6	117	0.6	2.02×10^{-3}
TUĞLA-7	117	0.6	2.01×10^{-3}
TUĞLA-8	126	0.6	2.16×10^{-3}
TUĞLA-9	109	0.5	1.87×10^{-3}
TUĞLA-10	103	0.5	1.77×10^{-3}
TUĞLA-11	189	0.9	3.24×10^{-3}
TUĞLA-12	152	0.7	2.62×10^{-3}
TUĞLA-13	157	0.8	2.69×10^{-3}
TUĞLA-14	137	0.7	2.35×10^{-3}
TUĞLA-15	112	0.5	1.92×10^{-3}
TUĞLA-16	174	0.9	2.99×10^{-3}
TUĞLA-17	165	0.8	2.84×10^{-3}
TUĞLA-18	68	0.3	1.17×10^{-3}
TUĞLA-19	128	0.6	2.21×10^{-3}
TUĞLA-20	117	0.6	2.00×10^{-3}
TUĞLA-21	48	0.2	8.26×10^{-4}
TUĞLA-22	122	0.6	2.09×10^{-3}
TUĞLA-23	125	0.6	2.15×10^{-3}
TUĞLA-24	119	0.6	2.04×10^{-3}
TUĞLA-25	144	0.7	2.48×10^{-3}
Ortalama	121	0.6	2.09×10^{-3}
En küçük	48	0.2	8.26×10^{-4}
En büyük	189	0.9	3.24×10^{-3}

Tablo 4.14. Briket örnekleri için değerlendirilen kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı (D_H), yıllık etkin doz hızı (E_H) ve yaşam boyu kanser riski (K_R)

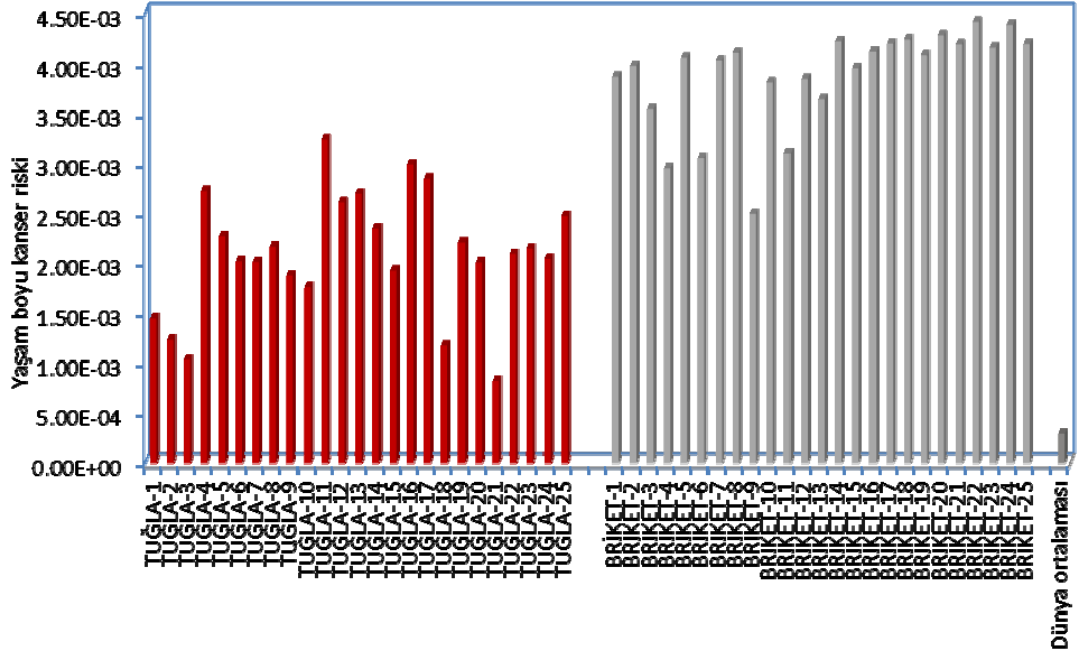
Örnek kodu	D_H (nGy/h)	E_H (mSv)	K_R
BRİKET-1	225	1.1	3.87×10^{-3}
BRİKET-2	231	1.1	3.98×10^{-3}
BRİKET-3	206	1.0	3.54×10^{-3}
BRİKET-4	172	0.8	2.95×10^{-3}
BRİKET-5	236	1.2	4.06×10^{-3}
BRİKET-6	178	0.9	3.05×10^{-3}
BRİKET-7	235	1.2	4.03×10^{-3}
BRİKET-8	239	1.2	4.11×10^{-3}
BRİKET-9	145	0.7	2.50×10^{-3}
BRİKET-10	222	1.1	3.81×10^{-3}
BRİKET-11	180	0.9	3.10×10^{-3}
BRİKET-12	224	1.1	3.84×10^{-3}
BRİKET-13	212	1.0	3.64×10^{-3}
BRİKET-14	246	1.2	4.23×10^{-3}
BRİKET-15	230	1.1	3.95×10^{-3}
BRİKET-16	240	1.2	4.12×10^{-3}
BRİKET-17	245	1.2	4.20×10^{-3}
BRİKET-18	247	1.2	4.25×10^{-3}
BRİKET-19	238	1.2	4.09×10^{-3}
BRİKET-20	249	1.2	4.29×10^{-3}
BRİKET-21	244	1.2	4.20×10^{-3}
BRİKET-22	257	1.3	4.41×10^{-3}
BRİKET-23	242	1.2	4.16×10^{-3}
BRİKET-24	255	1.3	4.38×10^{-3}
BRİKET-25	244	1.2	4.20×10^{-3}
Ortalama	226	1.1	3.88×10^{-3}
En küçük	146	0.7	2.50×10^{-3}
En büyük	257	1.3	4.41×10^{-3}



Şekil 4.15. Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen D_H değerlerinin birbirleriyle ve dünya ortalaması ile karşılaştırılması



Şekil 4.16. Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen E_H değerlerinin birbirleriyle ve tavsiye edilen sınır değer ile karşılaştırılması



Şekil 4.17. Tuğla ve briket örnekleri için değerlendirilen K_R değerlerinin birbirleriyle ve dünya ortalaması ile karşılaştırılması

BÖLÜM 5

TARTIŞMA, SONUÇ VE ÖNERİLER

5.1. Tuğla ve Briket Örneklerinde Ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın Aktivite Derişim Sonuçlarının Değerlendirilmesi

Bu tez kapsamında, ülkemizde konut, okul, ibadet ve çalışma binalarında hem yük taşıyan yığma duvar hem de bölme duvar malzemesi olarak yaygın bir şekilde kullanılan 25 adet tuğla ve 25 adet briket örneğinde doğal olarak bulunan ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklitlerinin aktivite derişimleri, eş eksenli p-tipi HPGe dedektörlü gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Ölçümler sonucunda elde edilen her bir örneğe ilişkin ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişim verileri, tablolar ve şekiller halinde sunulmuştur.

Tablo 4.3, Tablo 4.4, Tablo 4.5 ve Tablo 4.6'dan tuğla ve briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K radyonüklit dağılımlarının düzgün (homojen) olmadığı ve aktivite derişim değerlerinin, tuğla ve briketlerin topladığı yerlere göre değişiklik gösterdiği anlaşılmaktadır. Tuğla örneklerindeki ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K 'ın aktivite derişiminin ortalama değerleri, sırasıyla, $35,2\pm 3,4$ Bq/kg, $37,8\pm 2,5$ Bq/kg ve $593,5\pm 44,5$ Bq/kg olarak briket örneklerinde ise sırasıyla $81,6\pm 2,5$ Bq/kg, $62,0\pm 4,8$ Bq/kg ve $1030,3\pm 31,2$ Bq/kg olarak ölçülmüştür. Şekil 4.2, Şekil 4.3 ve Şekil 4.4, briket örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişimlerinin tuğla örneklerinde ölçülen ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K aktivite derişimlerinden daha büyük olduğunu göstermiştir.

Briket örneklerindeki ^{226}Ra 'ın ortalama değeri, tuğla örneklerinde ölçülen ^{226}Ra 'nın ortalama değerinden 2,3 kat daha büyüktür. Sonuçlar, tuğla örneklerindeki ^{226}Ra 'ın ortalama değeri, yer kabuğundaki ^{226}Ra 'ın ortalama değerine yakın olduğunu ancak briket örneklerindeki ^{226}Ra 'ın ortalama değerinin, yer kabuğundaki ^{226}Ra 'ın ortalama değerinden 2,6 kat daha büyük olduğunu göstermiştir.

Briket örneklerindeki ^{232}Th 'nin ortalama değeri, tuğla örneklerindeki ^{232}Th 'nin ortalama değerinden 1,6 kat daha büyüktür. Sonuçlar, tuğla örneklerindeki ^{232}Th 'nin ortalama değerinin, yer kabuğundaki ^{232}Th 'nin ortalama değerinden daha küçük olduğunu ancak

briket örneklerindeki ^{232}Th 'nin ortalama değerinin, yer kabuğundaki ^{232}Th 'nin ortalama değerinden 1,4 kat daha büyük olduğunu göstermiştir.

Briket örneklerindeki ^{40}K 'in ortalama değeri, tuğla örneklerindeki ^{40}K 'in ortalama değerinden 1,7 kat daha büyüktür. Sonuçlar tuğla örneklerindeki ^{40}K 'in ortalama değeri, yer kabuğundaki ^{40}K 'in ortalama değerinden 1,4 kat daha büyük olduğunu ve iken briket örneklerindeki ^{232}Th 'in ortalama değerinin ise yer kabuğundaki ^{40}K 'in ortalama değerinden 2,5 kat daha büyük olduğunu göstermiştir.

5.2 Tuğla ve Briket Örneklerinin Yapı Malzemesi Olarak Kullanılmasından Kaynaklanan Radyolojik Risklerin Değerlendirilmesi

5.2.1. Radyum eş değer aktivite indisi ($R_{e\text{ş}}$)

Şekil 4.8'den açıkça görülebildiği gibi briket için hesaplanan $R_{e\text{ş}}$ aktivite indis değerleri, tuğla için hesaplanan değerlerden daha büyüktür. Hesaplama sonuçları, briket için hesaplanan $R_{e\text{ş}}$ aktivite indisinin ortalama değerinin, tuğla için hesaplanan ortalama değerden yaklaşık 2 kat daha büyük olduğunu göstermiştir. Tuğla için hesaplanan $R_{e\text{ş}}$ aktivite indisi, ev ve iş yeri binaları için 370 Bq/kg olarak belirlenen ölçüt veya tavsiye edilen değerden %64 daha küçük iken briket için hesaplanan $R_{e\text{ş}}$ aktivite indisi ise tavsiye edilen değerden %32 daha küçüktür.

5.2.2. Aktivite derişim indisi (I_{ADi})

Şekil 4.9'dan açıkça görülebileceği gibi briket için hesaplanan I_{ADi} değerleri, tuğla için hesaplanan değerlerden daha büyüktür. Hesaplama sonuçları, briket için hesaplanan I_{ADi} 'nin ortalama değeri, tuğla için hesaplanan ortalama değerden yaklaşık 2 kat daha büyük olduğunu göstermiştir. Tuğla için hesaplanan I_{ADi} değerlerinin tamamı, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değer olan 1 değerinin altındadır. Tuğla için hesaplanan I_{ADi} değerlerinin ortalama değeri, tavsiye edilen sınır değerden %50 daha küçük iken briket için hesaplanan I_{ADi} değerlerinin ortalama değeri, tavsiye edilen sınır değerden %10 daha küçüktür. 12 briket örneği için hesaplanan I_{ADi} değerleri, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değere eşit iken sadece 2 briket örneği (BRİKET-22 ve BRİKET-24) için hesaplanan I_{ADi} değerleri tavsiye edilen sınır değerden %10 daha büyük çıkmıştır.

5.2.3. Temsili (tipik) seviye indisi (I_{TSI})

Şekil 4.10'dan açıkça görülebileceği gibi briket için hesaplanan I_{TSI} değerleri, tuğla için hesaplanan değerlerden daha büyüktür. Hesaplama sonuçları, briket için hesaplanan I_{TSI} 'nin ortalama değerinin, tuğla için hesaplanan ortalama değerden yaklaşık 2 kat daha büyük olduğunu göstermiştir. Tuğla için hesaplanan ortalama değer, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değere eşit iken 11 tuğla örneği için hesaplanan I_{TSI} değerleri, tavsiye edilen sınır değerden %10-%60 daha büyüktür. Tuğla için en büyük I_{TSI} değeri, TUĞLA-11 örneği için hesaplanmıştır. Briket için hesaplanan ortalama değer, tavsiye edilen sınır değerden %90 daha büyük tuğla örnekleri için hesaplanan I_{TSI} değerleri, tavsiye edilen sınır değerden %20-%210 daha büyüktür. Briket için en büyük I_{TSI} değeri, BRİKET-18, BRİKET-20 ve BRİKET-22 örnekleri için hesaplanmıştır.

5.2.4. Dış ışınlama risk indisi ($H_{DIŞ}$)

Şekil 4.11'den açıkça görülebileceği gibi briket için hesaplanan $H_{DIŞ}$ değerleri, tuğla için hesaplanan değerlerden daha büyüktür. Hesaplama sonuçları, briket için hesaplanan ortalama $H_{DIŞ}$ değerinin, tuğla için hesaplanan ortalama değerden yaklaşık 2 kat daha büyük olduğunu göstermiştir. Tuğla örnekleri için hesaplanan $H_{DIŞ}$ değerleri, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değerden %40-%90 daha küçük iken briket örnekleri için hesaplanan $H_{DIŞ}$ değerleri ise %20-%60 daha küçük çıkmıştır.

5.2.5. Gama indisi (I_{GAMA})

Şekil 4.12'den açıkça görülebileceği gibi briket için hesaplanan I_{GAMA} değerleri, tuğla için hesaplanan değerlerden daha büyüktür. Briket için hesaplanan I_{GAMA} 'nin ortalama değeri, tuğla için hesaplanan ortalama değerden yaklaşık 1,5 kat daha büyüktür. Tuğla örnekleri için hesaplanan I_{GAMA} değerleri, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değerden %70-%90 daha küçük iken briket örnekleri için hesaplanan I_{GAMA} değerleri ise %60-%70 daha küçük çıkmıştır.

5.2.6. Alfa indisi (I_{ALFA})

Şekil 4.13'den açıkça görülebileceği gibi briket için hesaplanan I_{ALFA} değerleri, tuğla için hesaplanan değerlerden daha büyüktür. Hesaplama sonuçları, briket için hesaplanan I_{ALFA} 'nin ortalama değerinin, tuğla için hesaplanan ortalama değerden 2 kat daha büyük olduğunu göstermiştir. Tuğla örnekleri için hesaplanan I_{ALFA} değerleri, yapı

malzemeleri için tavsiye edilen sınır değerden %60-%90 daha küçük iken briket örnekleri için hesaplanan I_{ALFA} değerleri ise %50-%70 daha küçük çıkmıştır.

5.2.7. İç ışınlama risk indisi ($H_{IÇ}$)

Şekil 4.14'den açıkça görülebileceği gibi briket için hesaplanan $H_{IÇ}$ değerleri, tuğla için hesaplanan değerlerden daha küçüktür. Hesaplama sonuçları, briket için hesaplanan $H_{IÇ}$ 'in ortalama değerinin, tuğla için hesaplanan ortalama değerden yaklaşık 2 kat daha büyük olduğunu göstermiştir. Tuğla için hesaplanan $H_{IÇ}$ değerleri, yapı malzemeleri için tavsiye edilen sınır değerden %30-%80 daha küçüktür. Sekiz briket örneği (BRİKET-5, BRİKET-8, BRİKET-14, BRİKET-20, BRİKET-22, BRİKET-23, BRİKET-24 ve BRİKET-25) için hesaplanan $H_{IÇ}$ değerleri, tavsiye edilen sınır değere eşit iken 5 briket örneği için hesaplanan $H_{IÇ}$ değerleri tavsiye edilen sınır değerden biraz daha küçük çıkmıştır.

5.2.8. Kapalı ortamdaki havada soğurulan gama doz hızı (D_H)

Şekil 4.15'den açıkça görülebileceği gibi briket için değerlendirilen D_H değerleri, tuğla için değerlendirilen değerlerden daha büyüktür. Değerlendirme sonuçları, briket için değerlendirilen D_H ortalama değerinin, tuğla için değerlendirilen ortalama değerden yaklaşık 2 kat daha büyük olduğunu göstermiştir. Dört 4 tuğla örneği (TUĞLA-2, TUĞLA-3, TUĞLA-18 ve TUĞLA-21) için değerlendirilen D_H değerleri, dünya ortalaması değerinden daha küçük iken bir tuğla örneği ortalama değere eşit ve geriye kalanlar ise ortalama değerden daha büyüktür. Briket örneği için değerlendirilen D_H değerleri, ortalama değerden %74-%206 kat daha büyüktür.

5.2.9. Yıllık etkin radyasyon doz hızı (E_H)

Şekil 4.16'dan açıkça görülebileceği gibi briket için değerlendirilen E_H değerleri, tuğla için değerlendirilen değerlerden daha büyüktür. Değerlendirme sonuçları, briket için değerlendirilen E_H 'nin ortalama değeri, tuğla için değerlendirilen ortalama değerden yaklaşık 2 kat daha büyük olduğunu göstermiştir. Tuğla için hesaplanan E_H değerlerinin tamamı, tavsiye edilen ölçüt değerden küçük iken altında iken 4 briket örneği (BRİKET-4, BRİKET-6, BRİKET-9 ve BRİKET-11) hariç E_H değerlerinin tamamı, tavsiye edilen sınır değerden daha büyüktür.

5.2.10. Yaşam boyu kanser riski (K_R)

Şekil 4.17'den açıkça görülebileceği gibi briket için değerlendirilen K_R değerleri, tuğla için değerlendirilen değerlerden daha büyüktür. Değerlendirme sonuçları, briket için hesaplanan K_R 'nin ortalama değerinin, tuğla için değerlendirilen ortalama değerden yaklaşık 2 kat daha büyük olduğunu göstermiştir. Bununla birlikte tuğla ve briket için hesaplanan K_R değerlerinin tamamı, dünya ortalamasında daha büyüktür.

5.3. Sonuçlar

Bu tez kapsamında aşağıda verilen sonuçlar elde edilmiştir.

5.3.1. Birinci sonuç: Radyoaktivite açısından

Briket örnekleri, volkanik kökenli pomza veya bimsten yapıldığı için tuğla örneklerine göre daha yüksek seviyede ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K içermektedir. Aktivite sonuçları, bu tür malzemelerin üretilmesi ve kullanılması, ilgili sektörlerde istihdam edilen çalışanlar ve yük taşıyan yığma duvar ve/veya bölme duvar malzemesi olarak kullanılan konut ve çalışma binalarında zamanlarının büyük bir kısmını geçiren bireyler için uzun vadede radyolojik açıdan bir risk oluşturabilir. Tuğlan örnekleri yüksek seviyede ^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K içermemektedir. Aktivite sonuçları bu tür malzemelerin üretilmesi, taşınması ve kullanılmasında radyolojik açıdan önemli ölçüde bir risk oluşturmayacağını göstermektedir.

5.3.2. İkinci sonuç: Radyolojik parametreler açısından

- Radyum eş değer aktivite indisi dikkate alındığında, tuğla ve briket örneklerinin yapı malzemesi olarak kullanılmasından dolayı bireylerin alacağı radyasyon dozu 1,5 mSv/y altında olacağından, tuğla ve briket örneklerinin ev (konut), iş yeri ve okul binalarında yapısal malzeme olarak kullanılmasından dolayı radyolojik açıdan herhangi bir sakınca görülmemektedir.
- Aktivite derişim indisi dikkate alındığında, tuğla ve iki briket (BRİKET-22 ve BRİKET-24) örneği hariç briket örneklerinin yapı malzemesi olarak kullanılmasından dolayı bireylerin alacağı radyasyon dozu 1 mSv/y altında olacağından, tuğla ve briket

örneklerinin ev (konut), iş yeri ve okul binalarında yapısal malzeme olarak kullanılmasından dolayı radyolojik açıdan herhangi bir sakınca görülmemektedir. Bu durumda tuğla örnekleri, briket örneklerine gören önemli bir avantaja sahiptir. Tuğla, konut, okul, ibadet ve çalışma binalarında yük taşıyan yığma duvar ve/veya bölme duvar malzemesi olarak brikete tercih edilebilir.

- Temsili seviye indisi göz önüne alındığında, 11 tuğla örneği (TUĞLA-4, TUĞLA-5, TUĞLA-8, TUĞLA-11, TUĞLA-12, TUĞLA-13, TUĞLA-14, TUĞLA-16, TUĞLA-17, TUĞLA-19 ve TUĞLA-25) hariç tuğla örneklerinin yapı malzemesi olarak kullanılmasından dolayı bireylerin alacağı radyasyon dozu 1,5 mSv/y altında olacağından 14 tuğla örneğinin ev, iş yeri ve okul binalarında yapısal malzeme olarak kullanılmasından dolayı radyolojik açıdan önemli ölçüde bir risk oluşmayacağı görülmektedir. Briket örneklerinin kullanılması ise radyolojik açıdan risk oluşturabilir. Bu durumda tuğla örnekleri, briket örneklerine gören önemli bir avantaja sahip olduğundan, bu radyolojik parametreden dolayı tuğla, brikete göre bir tercih sebebi olabilir.

- Dış ışınlama risk indisi ve gama indisi göz önüne alındığında tuğla ve briket örneklerinin yapı malzemesi olarak kullanılmasından dolayı bireylerin alacağı radyasyon dozu 1,5 mSv/y altında olacağından, her iki malzemenin de ev, iş yeri ve okul binalarında yapısal malzeme olarak kullanılmasından dolayı herhangi bir sakınca görülmemektedir.

- Alfa indisi ve iç ışınlama risk indisi göz önüne alındığında, tuğla ve briket örneklerinin yapı malzemesi olarak kullanıldığı ev ve iş yeri binalarındaki kapalı ortamlarda (yapı içi veya odalarda) biriken ²²²Rn gazının aktivite derişimi, tavsiye edilen sınır değeri olan 200 Bq/m³'ten daha düşük olacağı için her iki malzemenin de ev, iş yeri ve okul binalarında yapısal malzeme olarak kullanılmasından dolayı herhangi bir sakınca görülmemektedir.

- Kapalı ortamda soğurulan gama doz hızı ve buna karşılık gelen yıllık etkin radyasyon dozu göz önüne alındığında tuğla örneklerinin yapı malzemesi olarak kullanılmasından dolayı bireylerin alacağı radyasyon dozu 1 mSv/y altında olacağından, bu örneklerin ev, iş yeri ve okul binalarında yapısal malzeme olarak kullanılmasından dolayı radyolojik

açından önemli ölçüde bir risk oluşmayacağı ve bunların herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilmesi görülmektedir. Ancak 4 briket örneği (BRİKET-4, BRİKET-6, BRİKET-9 ve BRİKET-11) hariç briket örneklerinin yapı malzemesi olarak kullanılmasından dolayı bireylerin alacağı radyasyon dozu 1 mSv/y'den daha büyük olacağından bu örneklerin ev, iş yeri ve okul binalarında yapısal malzeme olarak kullanılmasından dolayı radyolojik açıdan bir risk oluşturabileceği görülmektedir. Bu durumda tuğla örnekleri, briket örneklerine göre önemli bir avantaja sahiptir.

5.4. Öneriler

Bu tez kapsamında elde edilen veriler, ülkemizde aynı amaca yönelik olarak yaygın bir şekilde kullanılan tuğla ve briket yapı malzemelerinin tercih edilmesinde, bu malzemelere yönelik standartların veya yönetmeliklerin oluşturulmasında radyolojik açıdan yol gösterici bilgi mahiyetindedir.

Tuğla veya briket seçimi yapılırken diğer parametrelerin yanında bu malzemelerin içerdiği radyoaktivite de göz önüne alınmalıdır.

Briket veya bims tuğlaların üretiminde kullanılan pomza (ponza) veya bimslerin temin edildiği mevcut ocaklar veya muhtemel ocaklardaki radyoaktivite seviyesinin bilinmesi önem arz etmektedir. Böylece briket veya bims tuğla yapılırken yüksek radyoaktivite içeren pomzaların kullanılması sınırlandırılarak briket içindeki pomza miktarı yüzde olarak azaltılabilir.

KAYNAKLAR

1. UNSCEAR 2008, Report, “Sources and effects of ionizing radiation”, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, United Nations Publication, New York, USA, s. 9-12, 2010.
2. TAEK TR 2008-7, “Türkiye’de Kullanılan Yapı Malzemelerindeki Doğal Radyoaktiviteden Kaynaklanan Radyasyon Dozunun Değerlendirilmesi”, s. 10-12, Ankara, 2008.
3. Sönmez, E., Yorulmaz, S., “Kırka Boraks İşletmesi artık küllerin tuğla yapımında kullanılabilirliğinin araştırılması”, *Endüstriyel Hammaddeler Sempozyumu*, s. 163-168, İzmir, 1995.
4. Köse, H., Pamukçu, Ç., Yalçın, N., Seçer, T., “Pomza ve Yapı Malzemesi Olarak Kullanım Olanakları”, 2. *Endüstriyel Hammaddeler Sempozyumu*, s. 97-105, İzmir, 1997.
5. Demir, İ., “Taşıyıcı duvarlarda kullanılan fabrika tuğlaların mekanik özelliklerinin belirlenmesi”, *Afyon Kocatepe Üniversitesi Fen Bilimleri Dergisi*, 1 (2), 83-92, 1999.
6. Müdüroğlu, M., Atak, S., “Tuğla Kiremit Yapımında Kullanılan Kil Hammaddelerinin Özelliklerinin İncelenmesi”, 3. *Endüstriyel Hammaddeler Sempozyumu*, s. 56-66, İzmir, 1999.
7. Özkan, Ş.G., Tuncer, G., “Pomza Madenciliğine Genel Bir Bakış”, 4. *Endüstriyel Hammaddeler Sempozyumu*, s. 200-207, İzmir, 2001.
8. Şahin, S., “Türkiye’de tuğla-kiremit sanayiinin genel görünümü ve Çorum İli örneği”, *G.Ü. Gazi Eğitim Fak. Der.*, 21 (2), 19-41, 2001.
9. Demir, İ., Orhan, M., “Pomza Hammaddesinin Tuğla Üretiminde Kullanılması”, *Türkiye 17. Uluslararası Madencilik Kongresi ve Sergisi TUMAKS 2001*, s. 207-211, Ankara, 2001.
10. Demir, İ., Kibici, Y., Ünal, O., “Pomzamanın inşaat sektöründe yapı tuğlası üretiminde kullanılmasının araştırılması”, 4. *Endüstriyel Hammaddeler Sempozyumu*, s. 69-76, İzmir, 2001.
11. Hewamanna, R., Sumithrarachchi, C.S., Mahawatte, P., Nanayakkara, H.L.C., Ratnayake, H.C., “Natural radioactivity and gamma dose from Sri Lankan clay bricks used in building construction”, *Appl. Radiat. Isotopes*, 54 (2), 365-369, 2001.

12. Çelik, M.H., Kanıt, R., Orhan, M., “İsparta Bölgesi pomzasının tuğla üretiminde kullanılabilirliğinin araştırılması”, *Politeknik Der.*, 6 (3), 597-604, 2003.
13. Demir, İ., Kıbıcı, Y., Yıldız, A., “Bazik Pomzanın (Osmaniye-Ceyhan Yöresi) Yapı Tuğlası Üretiminde Kullanılması”, *5. Endüstriyel Hammaddeler Sempozyumu*, s. 89-96, İzmir, 2004.
14. Şengün, N., “Pomzanın hafif harç yapımında endüstriyel hammadde olarak kullanımı”, *Süleyman Demirel Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi*, s.1-67, Isparta, 2004.
15. Bentli, İ., Uyanık, A.O., Demir, U., Şahbaz, O., “Seyitömer Termik Santrali uçucu küllerinin tuğla katkı hammaddesi olarak kullanımı”, *Türkiye 19. Uluslararası Madencilik Kongresi ve Fuarı /IMCET*, s. 385-389, İzmir, 2005.
16. Erdoğan, Y., Yaşar, E., “Nevşehir pomzasından üretilen briketlerin ısı ve ses iletkenlikleri açısından değerlendirilmesi”, *Türkiye 19. Uluslararası Madencilik Kongresi ve Fuarı /IMCET*, s. 375-384, İzmir, 2005.
17. Öz, E., “Nevşehir dolaylarında yüzeyleyen asidik pomzanın hafif beton agregası olarak kullanılabilirliği”, *Çukurova Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi*, s.1-73, Adana, 2007.
18. Fathivand, A.A., Amidi, J., Najafi, A., “The natural radioactivity in the bricks used for the construction of the dwelling in Tehran areas of Iran”, *Radiat. Prot. Dosim.*, 123 (3), 391-393, 2007.
19. Tufail, M., Hamid, T., “Natural radioactivity hazards of building bricks fabricated from saline soil of two districts of Pakistan”, *J. Radiol. Prot.*, 27 (4), 481-492, 2007.
20. Erdoğan, Y., “Asidik ve bazik pomzadan üretilen yapı malzemelerinin mühendislik özelliklerinin araştırılması”, *Çukurova Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Doktora Tezi*, s.1-324, Adana, 2007.
21. Turhan, Ş., Gündüz, L., “Determination of specific activity of ^{226}Ra , ^{232}Th and ^{40}K for assessment of radiation hazards from Turkish pumice samples”, *J. Environ. Radioact.*, 99 (2), 332-342, 2008.
22. Bideci, A., Bideci, Ö.S., Sever Ü., “Farklı hammaddelerin tuğla üretiminde kullanılabilirliğinin araştırılması”, *5. Uluslararası İleri Teknolojiler Sempozyumu (IATS'09)*, s. 1-4, Karabük, 2009.
23. Bilgin, N., Bilgin, A., Yeprem, H.A., “İsparta killlerinden tuğla üretimi”, *Afyon Kocatepe Üniversitesi Fen Bilimleri Dergisi*, Özel sayı, 203-208, 2009.

24. Mehra, R., Sonkawade, R.G., Badhan, K., Singh, S., “Measurement of natural radioactivity in brick samples using gamma-ray spectrometry”, *Asian J. Chem.*, 21 (10), 212-215, 2009.
25. Asghar, M., Tufail, M., Khan, K., Mahmood, A., “Assessment of radiological hazards of clay bricks fabricated in the Punjab province of Pakistan”, *Radiat. Prot. Dosim.*, 142 (2-4), 369-377, 2010.
26. Altın, M., Selek, M., Taşdemir, Ş., “Yığma yapı tuğlasının basınç altındaki sıcaklık davranışının infrared termografi tekniği ile incelenmesi”, *Engineering Sci. (e-J. New World Sci. Academy)*, 6 (3), 733-739, 2010.
27. Akkurt, S., Sütçü, M., Başoğlu, K., “ Isı yalıtım özellikleri iyileştirilmiş yapı tuğlalarının geliştirilmesinde kağıt üretim atıklarının kullanılması etkileri”, *X. Ulusal Tesisat Mühendisliği Kongresi*, s. 899-908, İzmir, 2011.
28. Viruthagiri, G., Ponnarasi, K., “Measurement of natural radio activity in brick samples”, *Adv. Appl. Sci. Res.*, 2 (2), 103-108, 2011.
29. Gharbi, F., Takriti, S.D., “Radiological characterization of clay bricks produced in Tunisia”, *Eleventh Arab Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy*, s.1-11, Khortoum, 2012.
30. Ravisankar, R., Vanasundari, K., Chandrasekaran, A., Suganya, M., Eswaran, P., Vijayagopal, P., MeenakshiSundaram, V., “Measurement of natural radioactivity in brick samples of Namakkal, Tamilnadu, India using gamma-ray spectrometry”, *Arch. Phys. Res.*, 2 (2), 95-99, 2011.
31. Ayinmode, B.O., Famakinwa, R.O., Ajayi, J.O., “Assessment of natural radioactivity in concrete block, extruded clay brick, and mud brick taken from Ogbomoso, Southwestern, Nigeria”, *Anadolu University Journal of Science and Technology –A, Appl. Sci. Engin.*, 13 (1), 23-29, 2012.
32. Gür, N.V., Deniz, Ö.Ş., Ekinci, S.,” Kagir yığma duvarlarda taşıyıcı malzeme ve bileşenler”, *6. Ulusal Çatı & Cephe Sempozyumu*, s.1-10, Bursa, 2012.
33. Kadum, A., Bensaoula, A.H., Dahmani, B., “Natural Radioactivity in Red Clay Brick Manufactured in Tlemcen-Algeria, Using Well-Shape NaI(Tl) Detector”, *Adv. Phys. Theor. Appl.*, 25, 120-128, 2013.
34. Ahmeti, A., Zhixha, G., Bezzon, G., Bitri, M., Brogini, C., and et al., “Natural radioactivity in clay bricks and cements used in Albania”, *Nature Montenegrina* 12 (3-4), 1003-1012, 2013.

35. Uyanık, N.A., Uyanık, O., Gür, F., Aydın, İ., “Natural radioactivity of bricks and brick material in the Salihli-Turgutlu area of Turkey”, *Environ. Earth. Sci.*, 68, 499-506, 2013.
36. Şahin, B., “Tuğla iç geometrisinin ısı transferi üzerine etkisinin incelenmesi”, 11. Ulusal tesisat mühendisliği kongresi, s. 425-433, İzmir, 2013.
37. Léopold, M., Désiré, T.J., Germain, M., “Strength characteristics of earth bricks and their application in construction”, *Int. Res. J. Engin.*, 2 (1), 1-7, 2014.
38. Abass, K.H., Karim, M.S., “Determination of alpha particles concentration in clay bricks samples by CR-39 detector”, *J. Babylon Univ., Pure Appl. Sci.*, 22 (6), 1816-1819, 2014.
39. Leonard, C., “Natural radioactivity hazards of building bricks fabricated from clay soil of Bomet District, Bomet County, Kenya”, *Kenyatta University, Pure and Applied Sciences, Master of thesis*, s.1-87, Kenya, 2014.
40. Korkmaz, K.A., Çarhoğlu, A.I., Orhon, A.V., Nuhoglu, A., “Farklı Yapısal Malzeme Özelliklerinin Yığma Yapı Davranışına Etkisi”, *Nevşehir Bil. Tek. Der.*, 3 (1), 69-78 2014.
41. Jamal Amiri, J., Shirmardi, S.P., Eslamian, J.P., “Measuring natural radioactivity of bricks used in the constructions of Tehran”, *J. Paramedical Sci.*, 5 (3), 58-62, 2014.
42. Nükleer Fizik K.S.Krane, Çeviri Editörü Başar Şarer, Palme Yayıncılık 2001.
43. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
<http://www.taek.gov.tr/ogrenci/sf3.html>
44. Ferhat GEZER, “Fosfojips’in Doğal Radyoaktifliğinin Belirlenmesi”, Çukurova Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi, s.10-40, Adana, 2011.
45. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
<http://www.taek.gov.tr/ogrenci/sf5.html>
46. İnternet: Jefferson Lab “2015 Glossary”
<http://education.jlab.org/glossary/alphadecay.html>
47. Tüysüz, M., “Erken Tür Örtün Çift Yıldız TT Aur’un Fotometrik ve Dönem Analizi projesi” ÇOMÜ-BAP Raporu, Çanakkale, s. 1-10, 2004.
48. Bozkurt, A., Xu, X.G., “Fluence-to-dose Conversion Coefficients for Monoenergetic Proton Beams Based on the VIP-Man Anatomical Model,” *Radiation Protection Dosimetry*, 112(2), 219-235, 2004

49. Bozkurt, A., Yorulmaz, N., Kam, E., “Environmental Radioactivity Measurements in Harran Plain of Sanliurfa, Turkey,” CP899, Sixth International Conference of the Balkan Physical Union, s. 397-398, İstanbul, 2007
50. İnternet: Jefferson Lab “2015 glossary”
<http://education.jlab.org/glossary/betadecay.html>
51. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum1_02.html
52. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum5_01.html
53. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum5_03.html
54. International Atomic Energy Agency, “Radiation Safety”, IAEA Division of Public Information, 96-00725 IAEA/PI/A47E Report, New York, s. 12-15, 1996.
55. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
<http://www.taek.gov.tr/ogrenci/r05.htm>
56. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum2_01.html
57. Krane, K. S. “Introductory Nuclear Physics” John Wiley & Sons, New York, s. 840-845, 1988
58. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum4_03.html#8 t
59. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum2_02.html
60. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum2_04.html
61. İnternet: Türkiye Atom Enerjisi Kurumu “2015 Öğrenci Köşesi”
http://www.taek.gov.tr/ogrenci/bolum4_03.html#2
62. DPT (Devlet Planlama Teşkilatı), 2615- ÖİK:626. Sekizinci Beş Yıllık Kalkınma Planı- Madencilik Özel İhtisas Komisyonu Raporu, Endüstriyel Hammaddeler Alt Komisyonu, “Yapı Malzemeleri I (Alçı-kireç-kum-çakıl-mıcır-boya toprakları- tuğla kiremit)”, Çalışma Grubu Raporu, Ankara, s. 21-23, 2001.

63. DPT (Devlet Planlama Teşkilatı), 2617- ÖİK:628. Sekizinci Beş Yıllık Kalkınma Planı- Madencilik Özel İhtisas Komisyonu Raporu, Endüstriyel Hammaddeler Alt Komisyonu, “Yapı Malzemeleri II (Pomza-perlit-vermikülit-flogopit-genleşen killer)”, Çalışma Grubu Raporu, Ankara, s. 8-9, 2001.
64. Knoll G. F., “Radiation Detection and Measurements 3rd ed.”, *John Wiley & Sons, Inc.* ISBN: 0-471-07338-5, New York, 2000.
65. Debertin K., Helmer R.G., “Gamma- and X-ray Spectrometry with Semiconductor Detectors”, *North-Holland*, s. 399-402, 1988.
66. Beretka, J., Mathew, P. J., “Natural radioactivity of Australian building materials, industrial wastes and by-product”, *Health. Phys.*, 48, 87-95, 1985.
67. Turhan, Ş., Arıkan, İ.H., Küçükcezzar, R., “Radiological consequences of the use of fly ash in construction sector and geotechnical applications”, *Indoor and Built Environ.*, 20-2, 253-258, 2011.
68. NEA- OECD, “Exposure to radiation from natural radioactivity in building materials”, Report by Group of Experts of the OECD Nuclear Energy Agency (NEA), Paris, 1979.
69. EC (European Commission). Radiation protection 112- Radiological protection principles concerning the natural radioactivity of building materials. Directorate-General Environment, Nuclear Safety and Civil Protection, 1999.
70. Turhan, Ş., Gürbüz, G., “Radiological significance of cement used in building construction in Turkey”, *Radiat. Prot. Dosim.*, 129(4), 391-396, 2008.
71. Krieger, V.R., “Radioactivity of construction materials”, *Betonwerk Fertigteil Tech.*, 47, 468, 1981.
72. TS 12614, “Çevre Sağlığı- Kapalı ortamda radon kirliliğine Karşı alınacak tedbirler”, Ulusal Standard, Türk Standardları Enstitüsü, 1999.
73. Markkanen M., “Radiation dose assessments for materials with elevated natural radioactivity”, Report STUK-B-STO 32, Radiation and Nuclear Safety Authority-STUK, 1995.
74. ICRP, “Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”, vol. 212 No.1-3, publication 60, 1990.
75. Taşkin, 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”, *J. Environ. Radioact.*, 100, 49-53, 2009.

76. Solmaz, A.N., Yücel, H., Köse, E., Bor, D. “Comparison of the activity results measured in the well-type HPGe detector by using radionuclide specific and absolute efficiency calibrations”, V. Eurasian Conference on Nuclear Science and Its Applications, s. 77-78, Ankara, Turkey, 2008

ÖZGEÇMİŞ

Kemal DEMİR 1983 yılında Nevşehir’de doğdu. İlk ve orta öğrenimini Nevşehir’de tamamladı. 2001’de kazandığı Erciyes Üniversitesi Fen-Edebiyat Fakültesi Fizik Bölümünden 2007 yılında mezun oldu. 2011 yılında Nevşehir Hacı Bektaş Veli Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Fizik Ana Bilim Dalında yüksek lisansa başladı. Yine aynı yıl Nevşehir Belediyesi’nde memur olarak iş hayatına başladı. Bekar ve halen Nevşehir Belediyesi’ndeki görevine devam etmektedir.

Adres: Mazi Köyü/Ürgüp/NEVŞEHİR (50400)

Telefon: 0536 625 1456

E-posta : dmrkldmr@gmail.com