

**ÇUKUROVA ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

**DOKTORA TEZİ**

**Elif GÖREN**

**KANGAL TERMİK SANTRALİNİN ÇEVREYE ETKİLERİ VE  
TERMİK SANTRAL ATIKLARININ KULLANIMININ  
RADYOLOJİK AÇIDAN DEĞERLENDİRİLMESİ**

**FİZİK ANABİLİM DALI**

**ADANA-2016**



ÖZ

DOKTORA TEZİ

**KANGAL TERMİK SANTRALİNİN ÇEVREYE ETKİLERİ VE TERMİK  
SANTRAL ATIKLARININ KULLANIMININ RADYOLOJİK AÇIDAN  
DEĞERLENDİRİLMESİ**

Elif GÖREN

**ÇUKUROVA ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ  
FİZİK ANABİLİM DALI**

Danışman :Prof. Dr. Zehra YEĞİNGİL  
Yıl: 2016, Sayfa: 123  
Jüri :Prof. Dr. Şeref TURHAN  
:Prof. Dr. Eyyüp TEL  
:Prof. Dr. Yüksek UFUKTEPE  
:Doç. Dr. Ahmet EKİCİBİL  
:Yrd. Doç. F.Aysun UĞUR

Bu çalışmada, kömür yakıtlı Sivas Kangal Termik Santrali'nin çevredeki doğal radyonüklit derişimine olan etkisi ve uçucu kül ve cüruf atıklarının inşaat sektöründe ve jeoteknik uygulamalarda katkı hammaddesi kullanılabilirliği radyolojik açıdan değerlendirildi. Santralin yakınından toplanan 110 adet toprak örneğinin ve 12 adet linyit kömür, 13 adet uçucu kül ve 12 adet cüruf örneğinin içerdiği doğal ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ) ve yapay ( $^{137}\text{Cs}$ ) radyonüklitlerin aktivite derişimleri, HPGe dedektörlü bir gama-ışını spektrometresi kullanılarak ölçüldü.  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ 'nin ortalama aktivite derişimleri, sırasıyla toprak örnekleri için 37,4 Bq/kg, 17,4 Bq/kg, 222,2 Bq/kg ve 13,8 Bq/kg, kömür örnekleri için 187,5 Bq/kg, 15,9 Bq/kg, 99,1 Bq/kg ve 5,9 Bq/kg, uçucu kül örnekleri için 903,3 Bq/kg, 43,2 Bq/kg, 307,9 Bq/kg ve 16,9 Bq/kg ve cüruf örnekleri için 619,8 Bq/kg, 40,9 Bq/kg, 329,6 Bq/kg ve 14,8 Bq/kg olarak bulundu. Açık havada soğurulan gama-ışını doz hızı, dış ışınlamadan ve radonunu solunumdan kaynaklanan yıllık etkin radyasyon dozları, yaşam boyu kanser riski, santral işçileri ve toplum bireyleri için farklı senaryolar kapsamında yıllık etkin radyasyon dozları, radyum eş değer aktivite indisi, aktivite derişim indisleri ve alfa indisi, radyoekolojik ve radyolojik değerlendirmeye yönelik olarak hesaplandı ve ulusal ve uluslararası ölçüt değerler ile karşılaştırıldı.

**Anahtar Kelimeler:** Radyoaktivite,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ , gama spektrometresi.



## ABSTRACT

### Phd THESIS

# THE EFFECTS OF KANGAL THERMAL POWER PLANT TO THE ENVIROMENT AND RADIOLOGICAL EVALUATION OF USAGE OF THERMAL POWER PLANT WASTES

Elif GÖREN

ÇUKUROVA UNIVERSITY  
INSTITUTE OF NATURAL AND APPLIED SCIENCES  
DEPARTMENT OF PHYSICS

Supervisor :Prof. Dr. Zehra YEĞİNGİL  
Year: 2016, Pages: 123  
Jury :Prof. Dr. Şeref TURHAN  
:Prof. Dr. Eyyüp TEL  
:Prof. Dr. Yüksel UFUKTEPE  
:Assoc. Dr. Ahmet EKİCİBİL  
:Assit. Prof. Dr. F.Aysun UĞUR

In this study, the influence of Kangal coal-fired Thermic Power Plant (CFPP) on natural radionuclide concentrations and usability of fly ash and slag wastes as additives raw materials in construction industry and geotechnical applications was evaluated from a radiological point of view. Activity concentrations of natural ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  and  $^{40}\text{K}$ ) and artificial ( $^{137}\text{Cs}$ ) radionuclides in 110 soil samples collected from near of Kangal CFPP, 12 coal samples, 13 fly ash samples and 12 slag samples were measured by using a gamma-ray spectrometer with HPGe detector. The average activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  and  $^{137}\text{Cs}$  were measured as 37.4, 17.4, 222.2 and 13.8 Bq/kg for soil samples, 187.5, 15.9, 99.1 and 5.9 Bq/kg for coal samples, 903.3, 43.2, 307.9 and 16.9 Bq/kg for fly ash samples and 619.8, 40.9, 329.6 and 14.8 Bq/kg for slag samples, respectively. Outdoor absorbed gamma dose rate, annual effective dose rates from external exposure and inhalation of radon, lifetime cancer risk, annual effective dose for members of public and workers for different scenarios, radium equivalent activity index, activity concentration indexes and alpha index were estimated for radioecological and radiological evaluation and compared with national/international criterion values.

**Key Words:** Radioactivity,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ , gamma ray spectrometry.



## GENİŞLETİLMİŞ ÖZET

Canlılar yaşamları boyunca doğal ve yapay radyoaktif kaynaklardan yayınlanan iyonlaştırıcı radyasyona (kozmetik, gama ve X-ışınları ve alfa ve beta radyasyonu) kaçınılmaz olarak maruz kalmaktadırlar. Bu maruziyet toplum bireylerinin yaşam standartlarına ve yaşadıkları bölgenin jeolojik, jeokimyasal yapısına ve çevresel parametrelere bağlı olarak değişebilmektedir. Bireylerin maruz kaldığı radyasyon dozunun yaklaşık % 85'i doğal radyoaktiviteden kaynaklanmaktadır. Doğal radyoaktiviteyi; atmosferdeki kozmik taneciklerin (esas olarak yüksek enerjili fotonların) etkileşmesi ile oluşan kozmojenik radyonüklitler ve yıldızlardaki nükleosentez süreci ile oluşan yer kabuğu kökenli primordiyal radyonüklitler oluşturmaktadır. Yer kabuğu kökenli taş, toprak, kum, mermer, granit, kömür vb. malzemeler primordiyal radyonüklitler olan uranyum-radyum ( $^{238}\text{U}$ - $^{226}\text{Ra}$ ), toryum ( $^{232}\text{Th}$ ), aktinyum ( $^{235}\text{U}$ ) doğal radyoaktif serilerine ait radyonüklitleri ve radyoaktif potasyumu ( $^{40}\text{K}$ ) içermektedir. Bireyler, bu doğal radyonüklitlerden yayınlanan iyonlaştırıcı radyasyona iki farklı şekilde maruz kalabilirler: 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.  $^{238}\text{U}$ - $^{226}\text{Ra}$  serisindeki radyumun bozunum ürünü olan radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) gazı ve radonun bismut ( $^{214}\text{Bi}$ ), kurşun ( $^{214}\text{Pb}$ ) 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. Bireyler, radyoaktivitesi yüksek olan yapı malzemelerinin kullanıldığı bina içinde yaşamaları veya yüksek radyoaktivite içeren gıdaları tüketmeleri veya doğal radyoaktivitesi yüksek olan çevre şartlarında yaşamları hâlinde maruz kaldıkları radyasyon dozu, zaman ölçüğünde, sağlık açısından olumsuz etkilere yol açabilir. Özellikle iç ışınlama akciğer dokusuna zarar vererek kanser riskini artırabilmektedir.

Kömür; karbon, hidrojen ve oksijen gibi elementlerin bileşiminden oluşmuş yanabilen ve oluşumuna göre linyit, bitümlü (taş kömürü), altbitümlü ve antrasit tipleri olan tortul organik bir kayadır. Türkiye’de aktif durumundaki 3’ü taşkömürü 12’si linyit kömürü ile çalışan 15 adet termik santralde, elektrik enerjisi üretmek için toz hâline getirilmiş yaklaşık 55,5 Mton kömürün 1700 °C sıcaklıkta yakılması sonucunda, çeşitli atıklar (veya yan ürünler) meydana gelmektedir. Bu atıklar; yanma süreci esnasında kömürdeki mevcut minerallerin büyük bir kısmının erimesi ile oluşan, kazanların dibinde kazan altı cürufu, kazandibi külü (veya taban külü), gazlar ile bacaya taşınan daha hafif olan uçucu kül (UK), kükürt oksitler (SO<sub>2</sub>, az miktarda SO<sub>3</sub>), azot oksitler (NO, NO<sub>2</sub>) ve baca gazı temizleme sürecinde meydana gelen jips (yapay alçı) olarak sayılabilir. Kömür yakıtlı termik santrallerde elde edilen külün %80’ini UK, %20’sini ise kazandibi külü oluşturmaktadır. Kömürün yanma mineralinde bulunan doğal radyonüklitler, gazlar ve uçucu mineraller hariç taban külü ve uçucu kül arasında paylaşılır. Yanma sürecinde kömürdeki organik bileşenlerin uzaklaşması ile doğal radyonüklitler, külde ve cürufta daha yoğun olarak bulunmaktadır. Türkiye’deki kömür yakıtlı termik santrallerden yılda yaklaşık 15 milyon ton UK atık olarak elde edilmekte ve küllerin bir kısmı, kazı yapılan maden ocaklarındaki boşluklara doldurulmakta geriye kalanlar ise belli bölgelerdeki açık alanlarda depolanmak sureti ile kül yığınları oluşturulmaktadır. Açık alanlarda biriktirilen UK’ler, tarım ürünleri, hava ve su kalitesi açısından istenmeyen çevre problemlerine yol açmaktadır. Bu atıkların, özellikle UK’lerin, inşaat sektöründe ve farklı uygulama alanlarında değerlendirilmesi, katı atıkların miktarının azaltılması ve çevre kirliliğinin önlenmesi açısından önemli bir husustur.

Bu tür atıkların elde edildiği tesislerin çevrelerine olan etkilerinin radyolojik açıdan incelenmesi ve atıkların farklı sektörlerde kullanılmasının değerlendirilmesi büyük önem arz etmektedir. Bu çalışmada, kükürt oranı yüksek linyitin yakıldığı Kangal Termik Santralinin çevre üzerindeki etkilerinin ve santral atıklarının (uçucu kül ve cüruf) inşaat sektöründe ve jeoteknik uygulamalarda



kullanılmasının radyolojik açıdan değerlendirilmesi için çevresel bir çalışma yapılmıştır.

Bu çalışma kapsamında santralin bulunduğu alandan, küllerin depolandığı alan ve santral merkez alınarak 5, 10, 20, 50 ve 100 m etrafından toplanan toprak, kömür örneklerindeki uranyum ( $^{238}\text{U}$ ), radyum ( $^{226}\text{Ra}$ ), toryum ( $^{234}\text{Th}$ ) ve potasyum ( $^{40}\text{K}$ ) radyonüklitlerinin aktivite seviyesi belirlenmiş, bu radyoaktivite değerleri esas alınarak çevrede yaşayan ve santralde çalışanların yıllık aldıkları radyasyon dozları farklı senaryolar için hesaplanmış, kömürdeki ve atık olarak elde edilen cüruf, kazandibi külü ve uçucu küldeki  $^{238}\text{U}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{234}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  radyonüklitlerinin aktivite derişimleri hesaplanmıştır ve bu atıkların inşaat sektöründe ve jeoteknik uygulamalarda (yol kaplaması, baraj yapımı, dolgu maddesi vb.) kullanılması radyolojik açıdan değerlendirilmiştir.



## TEŐEKKÜR

Doktora tezimde bana rehberlik eden danıőman hocalarım, Prof. Dr. Zehra YEGİNGİL, Prof. Dr. Őeref TURHAN'a, tez ve ders aőamasında her tűrlű ilgi ve desteęini benden esirgemeyen hocam Yrd. Doę. Dr. F. Aysun UęUR'a teőekkűr ederim.

Deneylerimin yapılması sűresince bana yardımcı olan ęalıőma arkadaşlarım Ferhat GEZER, Neőe ęOLAK, Volkan ALTUNAL, Adnan ŐZDEMİR, Veysi GűÇKAN, Yalęın GűLER ve Ahmet GűL'e, ęalıőmalarım sırasında bana destek olan, Muzaffer KILINę, Birsen KESİK, Nurten ŐAHAN, Aycan ŐZMEN, bűlűm sekreterimiz Hasan ERGİN'e ve bana evini aęarak beni misafir eden Sibel AKęA ve Hatice SELLİ'ye teőekkűrű bir borę bilirim.

Ayrıca hayatta olduęu sűrece bana doęru yolu gűsteren hayallerimin mimarı rahmetli babam Mehmet GŐREN'e, her tűrlű desteęini yaőamım boyunca benden esirgemeyen sevgili aileme sonsuz teőekkűr ederim.



<b>İÇİNDEKİLER</b>	<b>SAYFA</b>
ÖZ.....	I
ABSTRACT .....	II
GENİŞLETİLMİŞ ÖZET .....	III
TEŞEKKÜR.....	VII
İÇİNDEKİLER.....	VIII
ÇİZELGELER DİZİNİ.....	XII
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	XIV
SİMGELER VE KISALTMALAR .....	XVI
1. GİRİŞ.....	1
1.1. Radyoaktivite .....	8
1.1.1. Radyoaktivite Bozunumu .....	8
1.1.2. Bozunum Zincirleri .....	10
1.1.3. Radyoaktif Denge.....	13
1.1.4. Bozunum Türleri .....	15
1.1.4.1. Alfa Bozunumu .....	16
1.1.4.2. Beta Bozunumu.....	17
1.1.4.3. Gama Bozunumu.....	20
1.2. Çevredeki Radyasyon .....	21
1.2.1. Radyoaktivite Birimleri ve Doz .....	22
1.3. Doğal Çevredeki Radyoaktivite .....	23
1.4. Tipik Radyasyon Dozları .....	27
2. ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR .....	29
3. MATERYAL VE METOD .....	43
3.1. Kömür Yakıtlı Termik Santraller .....	43
3.2. Çalışma Alanın Tanımlanması .....	47
3.3. Örneklerin Toplanması.....	48
3.4. Örneklerin Radyoaktivite Ölçümü İçin Hazırlanması .....	49

3.5. Gama Işını Spektrometrik Yöntem.....	51
3.5.1. Fotoelektrik Etki.....	53
3.5.2. Compton Saçılması .....	54
3.5.3. Çift Oluşumu ve Yok Olma .....	55
3.5.4. Gama Işın Dedektörleri .....	56
3.5.5. Germanyum Dedektörleri.....	56
3.5.6. Dedektör Verimi.....	60
3.5.7. Dedektörün Çözünürlüğü .....	61
3.5.8. Dedektörün Soğutulması .....	62
3.5.9. HPGe Detektörünün Mutlak Verim Kalibrasyonu.....	63
3.5.10. Enerji Kalibrasyonu.....	64
3.6. Aktivite Hesaplama Yöntemi .....	65
3.6.1. Standartla Karşılaştırma Yöntemi .....	65
3.6.2. Mutlak Aktivite Hesaplama Yöntemi.....	67
3.6.3. Doğal (226Ra, 232Th ve 40K) ve Yapay (137Cs) Radyonüklitlerin Aktivitelerinin Ölçülmesinde Kullanılan Gama-Işını Fotopiklerin Seçilmesi .....	67
3.7. Radyoaktivite Ölçümünde Kullanılan Gama-Işını Spektrometresi .....	68
4. BULGULAR VE TARTIŞMA .....	71
4.1. Gama-Işını Spektrometresinin Mutlak Verim Kalibrasyonu.....	71
4.2. Doğal ve Yapay Radyoaktivite Derişimleri .....	74
4.2.1. Toprak Örneklerinde Ölçülen Radyoaktivite Sonuçları .....	76
4.2.2. Toprak ve Havadaki Radon Aktivite Derişiminin Hesaplanması .....	86
4.2.3. Kömür, Cüruf ve Uçucu Kül Örneklerinde Ölçülen Radyoaktivite Sonuçları .....	87
4.3. Radyolojik Parametrelerin Hesaplanması ve Sonuçları .....	92
4.3.1. Gama-Işını Doz Hızı ve Yıllık Etkin Radyasyon Dozları.....	93
4.3.2. Yaşam Boyu Kanser Riski .....	94

4.3.3. Farklı Senaryolar İçin UK Örneklerindeki Radyoaktiviteden Kaynaklanan Yıllık Etkin Dozlar .....	95
4.3.4 UK ve Cüruf Örneklerinin İnşaat Sektöründe ve Jeoteknik Uygulamalarda Kullanılabilirliğine İlişkin İndisler .....	99
4.3.4.1. Radyum Eşdeğer Aktivite İndisi .....	99
4.3.4.2. Aktivite Derişim İndisleri .....	100
4.3.4.3. İç Işınlama İndisi .....	101
5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER .....	105
5.1. Radyolojik Açıdan Yapılan Değerlendirme .....	106
5.1.1. Kömür, Cüruf ve Uçucu Kül Örnekleri İçin Ölçülen Doğal Aktivite Derişim Sonuçlarının Değerlendirilmesi .....	106
5.1.2. Farklı Senaryolar İçin Hesaplanan Yıllık Etkin Radyasyon Doz Sonuçlarının Değerlendirilmesi .....	109
5.1.3. Uçucu Kül ve Cüruf Örnekleri İçin Hesaplanan Radyolojik Parametre Sonuçlarının Değerlendirilmesi .....	109
5.2. Radyolojik Açıdan Yapılan Değerlendirme .....	111
5.2.1. Toprak Örnekleri İçin Ölçülen Doğal Aktivite Derişim Sonuçlarının Değerlendirilmesi .....	111
5.2.2. Toprak ve Havada Hesaplanan Radon Aktivite Derişim Sonuçlarının Değerlendirilmesi .....	113
5.2.3. Toprak Örnekleri İçin Hesaplanan Radyolojik Parametre Sonuçlarının Değerlendirilmesi .....	113
5.3. İncelenen Örneklerde Ölçülen Yapay Aktivite Derişim Sonuçlarının Değerlendirilmesi .....	114
5.4. Öneriler .....	114
KAYNAKLAR .....	117
ÖZGEÇMİŞ .....	123





## ÇİZELGELER DİZİNİ

## SAYFA

Çizelge 1.1. Dünyadaki farklı kömürlerdeki doğal radyonüklit konsantrasyonları.....	4
Çizelge 1.2. Doğal radyonüklitlerin yarı ömürleri ve ortalama bollukları.....	24
Çizelge 1.3. ABD' deki ortalama radyasyon dozları, 1980-1982 (her yıl etkin doz) .....	26
Çizelge 3.1. Ülkemizin kömür yakıtlı elektrik santralleri ve kömür rezervi .....	46
Çizelge 3.2. Kangal Termik Santrali bilgileri .....	47
Çizelge 3.3. Germanyum kristalinin özellikleri.....	56
Çizelge 3.4. Yüksek saflıkta germanyum detektörün özellikleri .....	67
Çizelge 4.1. Referans malzemeler .....	70
Çizelge 4.2. Referans malzemelerin sayım süreleri ve kütleleri.....	70
Çizelge 4.3. Mutlak verim kalibrasyonu için kullanılan (ilgilenilen) gama-ışını fotopikleri .....	71
Çizelge 4.4. Verim değerleri .....	71
Çizelge 4.5. Ölçülebilir en düşük aktivite (ÖEA) değerleri .....	73
Çizelge 4.6. Toprak örneklerinde ölçülen radyonüklit aktivite derişimlerine ilişkin tanımlayıcı istatistikî bilgiler .....	75
Çizelge 4.7. Termik santraline 5 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri.....	77
Çizelge 4.8. Termik santraline 10 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri.....	78
Çizelge 4.9. Termik santraline 20 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri.....	79
Çizelge 4.10. Termik santraline 50 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri.....	80
Çizelge 4.11. Termik santraline 100 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri.....	81
Çizelge 4.12. Toprak ve havadaki radon gazı derişimi .....	86
Çizelge 4.13. Kömür örneklerinde ölçülen $^{226}\text{Ra}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{40}\text{K}$ ve $^{137}\text{Cs}$ aktivite derişim değerleri .....	88
Çizelge 4.14. Cüruf örneklerinde ölçülen $^{226}\text{Ra}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{40}\text{K}$ ve $^{137}\text{Cs}$ aktivite derişim değerleri .....	89

Çizelge 4.15. Cüruf örneklerinde ölçülen 226Ra, 232Th, 40K ve 137Cs aktivite derişim değerleri .....	90
Çizelge 4.16. Toprak örnekleri için hesaplanan D, EE, Esol ve YBKR değerleri .....	96
Çizelge 4.17. Yetişkin bireylerin farklı senaryolarda radyona maruz kalması durumu .....	98
Çizelge 4.18. İşçilerin farklı senaryolarda radyona maruz kalması durumu .....	98
Çizelge 4.19. Yetişkin bireyler için hesaplanan Edış, Esol Esin ve Etoplam değerleri .....	99
Çizelge 4.20. Santral işçileri için hesaplanan Edış, Esol Esin ve Etoplam değerleri .....	100
Çizelge 4.21. Uçucu kül örnekleri için hesaplanan Raeq, Iinş, Ijeo ve Iα indis değerleri .....	103
Çizelge 4.22. Cüruf örnekleri için hesaplanan Raeq, Iinş, Ijeo ve Iα indis değerleri .....	104

## ŞEKİLLER DİZİNİ

## SAYFA

Şekil 1.1.	1995-1999 yılları arasında ABD' de kullanılan kömür yanma ürünlerinin miktarı. Amerikan Kömür Kül Derneği verileri.....	5
Şekil 1.2.	Yarılanma ömrü sayısı ve ilk aktivite yüzdesinin bir fonksiyonu olarak lineer ve logaritmik skala ile çizilen radyoaktif bozunum .....	10
Şekil 1.3.	$^{234}\text{U}$ ve $^{230}\text{Th}$ arasındaki süreksiz radyoaktif denge .....	14
Şekil 1.4.	$^{226}\text{Ra}$ ve $^{222}\text{Rn}$ arasındaki sürekli radyoaktif denge .....	14
Şekil 1.5.	$^{241}\text{Pu}$ ve $^{241}\text{Am}$ arasında radyoaktif bir denge .....	15
Şekil 1.6.	Alfa bozunum şeması kullanarak radyoaktif bozunum.....	15
Şekil 1.7.	Th-228 bozunum şeması .....	17
Şekil 1.8.	$\beta^-$ Bozunumu .....	18
Şekil 1.9.	Pozitron Bozunumu .....	19
Şekil 1.10.	Elektron Yakalama.....	20
Şekil 3.1.	Kömürlü bir termik santralin blog diyagramı .....	45
Şekil 3.2.	Örneklerin toplandığı yeri gösteren şematik harita .....	48
Şekil 3.3.	Kalibrasyon ve ölçümler için kullanılan plastik örnek kabının şematik görünümü.....	49
Şekil 3.4.	Ölçme işlemi için hazırlanmış örnekler.....	50
Şekil 3.5.	Kararlı $^{137}\text{Ba}$ izomerik geçişini izleyen $^{137}\text{Cs}$ 'nin beta ( $\beta^-$ ) bozunum şeması.....	51
Şekil 3.6.	Karakteristik X-ışınlarının yayınımının takip ettiği fotoelektrik etki şeması.....	53
Şekil 3.7.	Compton etkisi şeması .....	54
Şekil 3.8.	Bir çekirdek ile bir foton etkileşimi sonrası elektron-pozitron çifti oluşumunun ve yok olma olayının gösterimi .....	55
Şekil 3.9.	Yüksek saflıktaki germanyum detektörlü gama-ışın spektrometresi .....	57
Şekil 3.10.	Tipik bir gama-ışını spektrum çıktısı .....	58
Şekil 3.11.	HPGe ve NaI detektörleri arasındaki karşılaştırma .....	60

Şekil 3.12. Model 7500SL dikey çubuk kriyostat .....	61
Şekil 3.13. Gama ışın spektrometresi .....	68
Şekil 4. 1. Gama-ışını spektrometrik sisteminin mutlak verim eğrisi .....	72
Şekil 4.2.Toprakta ölçülen doğal radyonüklitlerin aktivite derişimlerinin birbirleri ile karşılaştırılması .....	75
Şekil 4.3. Toprakta ölçülen yapay radyonüklitin aktivite derişimlerinin birbirleri ile karşılaştırılması .....	76
Şekil 4.4. Toprakta ölçülen aktivite derişimlerinin uzaklığa göre deęişimi .....	76
Şekil 4.5. Toprak örneklerindeki <sup>226</sup> Ra'nın aktivite konsantrasyonunun frekans dağılımı .....	82
Şekil 4.6. Toprak örneklerindeki <sup>232</sup> Th'nin aktivite konsantrasyonunun frekans dağılımı .....	83
Şekil 4.7 Toprak örneklerindeki <sup>40</sup> K'nın aktivite konsantrasyonunun frekans dağılımı .....	84
Şekil 4.8. Toprak örneklerindeki <sup>137</sup> Cs'nin aktivite konsantrasyonunun frekans dağılımı .....	85
Şekil 4.9. Kömür örneklerinde ölçülen <sup>226</sup> Ra, <sup>232</sup> Th ve <sup>40</sup> K aktivite derişimlerinin yerkabuęu ortalaması ile karşılaştırılması .....	91
Şekil 4.10.Cüruf örneklerinde ölçülen <sup>226</sup> Ra, <sup>232</sup> Th ve <sup>40</sup> K aktivite derişimlerinin yerkabuęu ortalaması ile karşılaştırılması .....	92
Şekil 4.11.UK örneklerinde ölçülen <sup>226</sup> Ra, <sup>232</sup> Th ve <sup>40</sup> K aktivite derişimlerinin yer kabuęu ve AB UK ortalaması ile karşılaştırılması .....	93
Şekil 5. 1. Kömür, cüruf ve uçucu külde ölçülen doğal radyoaktivitenin karşılaştırılması .....	108
Şekil 5. 2. Kangal TS, İç Anadolu Bölgesi, Türkiye geneli ve yerkabuęunda ölçülen doğal radyoaktivitenin karşılaştırılması .....	112

## SİMGELER VE KISALTMALAR

A	: Aktivite
$A_s$	: Standardın aktivitesi
$A_x$	: Örneğin aktivitesi
B	: Doğal fon
Bq	: Becquerel
C	: İntegral sabiti
$C_K$	: K derişimi (Özgül aktivite)
$C_{Th}$	: Th derişimi (Özgül aktivite)
$C_U$	: U derişimi (Özgül aktivite)
D	: Radyasyon dozu
dt	: Küçük zaman aralığı
E	: Elektrik alan
$E_i$	: İlk enerji
$E_f$	: Son enerji
$E_\gamma$	: Gama enerjisi
$f_\gamma$	: Gama yayınlanma olasılığı
G	: İlgilenilen bölgedeki pikin toplam alanı, sayım sayısı
g	: Gram
h	: Planck sabiti, saat
K	: Potasyum
keV	: Kiloelektronvolt
kg	: Kilogram
m	: Güven katsayısı
$m_s$	: Standardın kütlesi
$m_x$	: Örneğin kütlesi
N	: Radyoaktif çekirdek sayısı, ilgilenilen pikin sağında ve solundaki kanal

	sayısı
n	: E enerjili fotopikin altındaki net alan, seçilen uç kanal sayısı
nGy	: Nanogrey
$N_0$	: Başlangıçtaki çekirdek sayısı, kaynağın aktivitesi
$N_p$	: Pik alanı
P	: Bozunma olasılığı
$P_2O_5$	: Fosforik asit
$P_\gamma(E)$	: E enerjili gama fotopikinin yayınlanma olasılığı,
S	: Net pik alanı
t	: Zaman, sayım zamanı
$t_{1/2}$	: Yarı ömür
$t_d$	: Bozunum süresi
$t_s$	: Standardın sayım süresi
$t_x$	: Örneğin sayım süresi
Th	: Toryum
X	: X-ışını
Z	: Atom numarası
$\alpha$	: Alfa
$\beta$	: Beta
$\Delta E$	: Enerji Farkı
$\epsilon$	: Verim
$\gamma$	: Gama
$\mu Ci$	: Mikrocurie
$\mu Sv$	: Mikrosievert
$\tau$	: Ortalama ömür
U	: Uranyum
$\nu$	: Frekans
ADC	: Analog sayısal dönüştürücü
EPA	: Amerikan Çevre Örgütü

HPGe	: Yüksek saflıkta germanyum dedektörü
IAEA/RGK-1	: UAEA Potasyum standardı
IAEA/RGTh-1	: UAEA Toryum standardı
IAEA/RGU-1	: UAEA Uranyum standardı
MCA	: Çok kanallı Analizör
MDA	: Minimum dedeksiyon aktivitesi
NaI(Tl)	: Talyum aktive edilmiş sodyum iyodür dedektör
PG	: Fosfojips
UNSCEAR	: Birleşmiş Milletler Radyoaktivite Etkileri Bilimsel Komitesi





## 1. GİRİŞ

Enerji üretimi ve tüketimi, sosyal kalkınma ve gelişmenin temel göstergesidir. Türkiye, nüfusu ve ekonomisi ile büyümekte olan bir ülkedir ve enerji talebi her yıl önemli ölçüde artmaktadır. Talep edilen enerjinin üretilmesi, iletilmesi ve tüketilmesi aşamalarında giderek artan çevre sorunları meydana gelmektedir. Ülkemizde, taşkömürü, linyit, asfaltit, ham petrol, doğal gaz gibi fosil kaynak rezervleri ile hidrolik, jeotermal, güneş, rüzgar ve biyokütle enerjisi gibi birincil enerji kaynak potansiyelleri bulunmaktadır (TAEK, 2008).

Bu kaynakların kullanımı nedeniyle toplum bireyleri yaşamları boyunca doğal ve yapay radyoaktif kaynaklardan yayınlanan alfa, beta, gama ve X-ışınları vb iyonlaştırıcı radyasyona maruz kalabilmektedir. Bu maruziyet bireylerin yaşam standartlarına ve yaşadıkları bölgenin jeokimyasal yapısına ve çevresel parametrelere bağlı olarak değişebilmektedir. UNSCEAR (2008) raporunda, bireylerin maruz kaldığı radyasyon dozunun yaklaşık %85'nin doğal radyoaktiviteden kaynaklandığı ifade edilmektedir. Doğal radyoaktiviteyi; atmosferdeki kozmik taneciklerin etkileşmesi ile oluşan kozmojenik radyonüklitler ve yıldızlardaki nükleosentez süreci ile oluşan yer kabuğu asfalt kökenli primordiyal radyonüklitler oluşturmaktadır. Primordiyal radyonüklitler uranyum ( $^{238}\text{U}$ ), toryum ( $^{232}\text{Th}$ ), aktinyum ( $^{235}\text{U}$ ) doğal radyoaktif serilerine ait radyonüklitleri ve radyoaktif potasyumu ( $^{40}\text{K}$ ) oluşturmaktadır. Bitkiler, gıdalar, içme suları, yapı malzemeleri vb. yer kabuğu kökenli bütün çevresel ve endüstriyel örnekler, yukarıda sözü edilen primordiyal radyonüklitleri farklı derişim miktarlarında içermektedir. (UNSCEAR, 2008).

Bireyler, bu doğal radyonüklitlerden yayınlanan iyonlaştırıcı radyasyona iki farklı şekilde maruz kalabilirler: (1) Bireyler hem açık ortamda yer kabuğu kökenli primordiyal ve kozmojenik radyonüklitlerden yayınlanan hem de zamanlarının büyük bir kısmını kapalı ortamda geçirdiği, binaların yapımında

kullanılan yer kabuğu kökenli yapı malzemelerinin ve binaların temelinde bulunan kayaç ve toprağın içerdiği bu primordiyal radyonüklitlerden yayınlanan gama ışınlarına maruz kalabilir. Bu maruziyet dış ışınlama olarak isimlendirilmektedir. (2) Kapalı ve açık ortamlara salınabilen ve havadaki partiküllere tutunabilen  $^{238}\text{U}$  serisindeki radyumun ( $^{226}\text{Ra}$ 'nın) bozunum ürünü olan radyoaktif radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) gazı ve bizmut ( $^{214}\text{Bi}$ ), kurşun ( $^{214}\text{Pb}$ ) gibi kısa yarı ömürlü bozunum ürünlerinin solunması veya gıdaların ve içme sularının sindirilmesi sonucunda, vücuda alınabilen radyonüklitlerden yayınlanan alfa ve beta ışınlarına maruz kalabilir. Bu maruziyet ise iç ışınlama olarak isimlendirilmektedir. Derişimleri yüksek olan radyonüklitleri içeren, yapı malzemelerinin kullanıldığı bina içinde yaşaması veya yüksek radyoaktivite içeren gıdaları tüketmeleri veya doğal radyoaktivitesi yüksek olan çevre şartlarında yaşanılması durumunda bireylerin maruz kaldıkları radyasyon dozu, zaman ölçeğinde, sağlık açısından olumsuz etkilere yol açabilir. Özellikle iç ışınlama akciğer dokusuna zarar vererek kanser riskini artırabilmektedir.

Elektrik enerjisi üretmek amacıyla kurulan katı yakıtlı termik santrallerde kullanılan kömürlerde katkıda bulunmaktadır. Bu santrallerde kullanılan kömür, karbon, hidrojen ve oksijen gibi elementlerin bileşiminden oluşmuş yanabilen ve oluşumuna göre linyit, bitümlü (taş kömürü), altbitümlü ve antrasit tipleri olan tortul organik bir kayaçtır. Kömür, diğer tür kayaçlar gibi doğal olarak primordiyal radyonüklitleri içermektedir. Türkiye'de aktif durumundaki 3'ü taşkömürü 12'si linyit kömürü ile çalışan 15 adet termik santralde, elektrik enerjisi üretmek için toz hâline getirilmiş yaklaşık 55,5 Mton kömür yakılmaktadır. Bu yakma sürecinin sonucu olarak, çeşitli atıklar (veya yan ürünler) meydana gelmektedir. Bu atıklar; yanma süreci esnasında kömürdeki mevcut minerallerin büyük bir kısmının erimesi ile oluşan, kazanların dibinde kazan altı cürufu, kazandibi külü (veya taban külü), gazlar ile bacaya taşınan daha hafif olan uçucu kül (UK), kükürt oksitler ( $\text{SO}_2$ , az miktarda  $\text{SO}_3$ ), azot oksitler ( $\text{NO}$ ,  $\text{NO}_2$ ) ve baca gazı temizleme sürecinde meydana gelen jips (yapay alçı) olarak sayılabilir. Kömür yakıtlı termik santrallerde elde

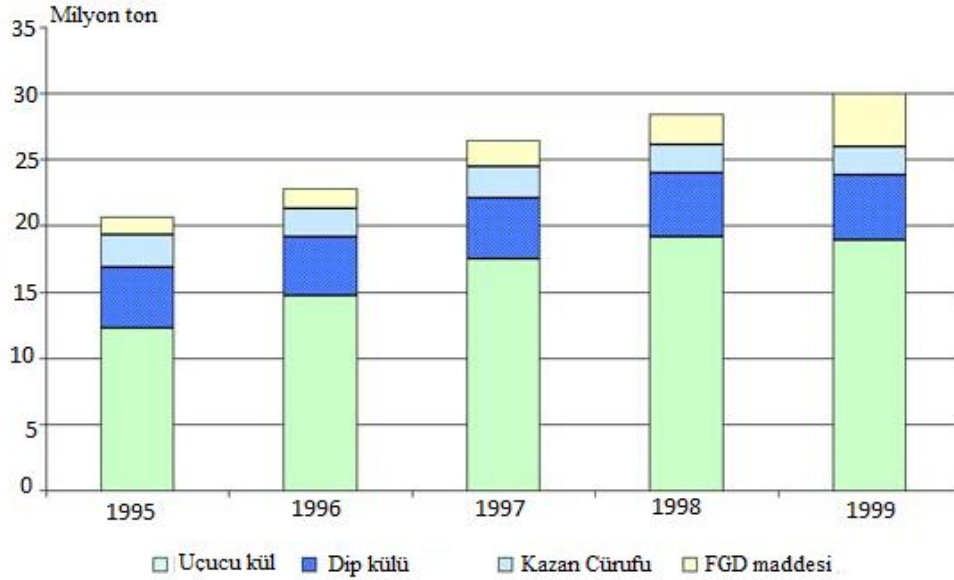
edilen külün %80'ini UK, %20'sini ise kazandibi külü oluşturmaktadır. Kömürün yanma mineralinde bulunan doğal radyonüklitler, gazlar ve uçucu mineraller hariç taban külü ve uçucu kül arasında paylaşılır. Yanma sürecinde kömürdeki organik bileşenlerin uzaklaşması ile doğal radyonüklitler, külde ve cürufta daha yoğun olarak bulunmaktadır. Türkiye'deki kömür yakıtlı termik santrallerden yılda yaklaşık 15 milyon ton UK atık olarak elde edilmekte ve küllerin bir kısmı, kazı yapılan maden ocaklarındaki boşluklara doldurulmakta geriye kalanlar ise belli bölgelerdeki açık alanlarda depolanmak sureti ile kül yığınları oluşturulmaktadır. Açık alanlarda biriktirilen UK'ler, tarım ürünleri, hava ve su kalitesi açısından istenmeyen çevre problemlerine yol açmaktadır. Bu atıkların, özellikle UK'lerin, inşaat sektöründe ve farklı uygulama alanlarında değerlendirilmesi, katı atıkların miktarının azaltılması ve çevre kirliliğinin önlenmesi açısından önemli bir husustur (TAEK, 2008).

Dünyanın farklı bölgelerindeki kömürün uranyum, toryum ve potasyum konsantrasyonları Tablo 1' de verilmektedir.

Çizelge 1.1. Dünyadaki farklı kömürlerdeki doğal radyonüklit konsantrasyonları (Nakaoka, 1984)

Ülke	Kül İçeriği	Konsantrasyon		
		<sup>238</sup> U(ppm)	<sup>232</sup> Th(ppm)	<sup>40</sup> K(ppm)
<b>Avustralya</b>	9.6	0.80	2.1	0.097
	17.6	0.95	3.0	0.60
	18.4	1.8	6.5	0.15
<b>Kanada</b>	9.2	1.1	2.0	0.66
<b>Çin</b>	21.4	1.7	5.5	0.16
<b>Japonya</b>	20	0.96	3.9	0.45
	12.5	0.78	2.2	0.13
	20.8	0.53	1.9	0.17
	24.4	0.99	3.5	0.31
<b>G.Afrika</b>	40.5	0.93	3.8	0.42
	13.7	1.7	4.8	0.87
	18.0	1.9	7.3	0.10
<b>ABD</b>	14.3	0.31	0.49	0.0066

UNSCEAR'ın 1982 yılındaki raporunda kömürdeki K-40, U-238 ve Th-232'nin hesaplanan ortalama aktivite konsantrasyonu sırasıyla, 50, 20, 20 Bq/kg'dır. Tabloda ABD kömüründeki ortalama uranyum konsantrasyonu 0,31 ppm olarak verilmesine rağmen, U.S.G.S. Fact Sheets FS-076-01, FS-163-97 ve FS—038-02 göre CFPP (Kömür yakıtlı güç santrali)'de kullanılabilen kömürlerin içerdiği uranyum 20 ppm'den daha fazladır (USGS, 2001, 2002). Şekil 1.1' de ABD' de kullanılan kömürün yakılması sonucu oluşan ürünlerin 1995-1999 yılları arasındaki miktarı verilmektedir.



Şekil 1.1. 1995-1999 yılları arasında ABD’ de kullanılan kömür yanma ürünlerinin miktarı. Amerikan Kömür Kül Derneği verileri (United Nations, 1992)

Literatürde “Technologically Enhanced Naturally Occuring Radioactive Materials” kelimelerinin baş harfleri alınarak kısaca TENORM olarak geçen bu maddelerin çeşitli kaygılarla araştırılmasının önemli sebepleri vardır:

- Miktar olarak çok fazla atık ve kimyasal madde ihtiva etmesi,
- Uzun yarı ömürlü radyonüklitlerin uzun dönemde yüksek radyotoksik etki potansiyeline sahip olması,
- Toplum üyelerinin TENORM ihtiva eden atıklar ve ürünler sebebiyle maruz kaldıkları radyasyonun, diğer kaynaklardan aldıklarından fazla olması.

1992 yılında Birleşmiş Milletlerin, Rio de Janerio’da yapılan Çevre ve Kalkınma konferansında şimdiye kadar yapılan en önemli adım atılmıştır. Bu konferansta atık yöntemine dair birçok konu olmanın yanı sıra en önemli iki genel tema da birleştirilmiştir (United Nations, 1992).

- Bütün tiplerde oluşturulan atıkların miktar olarak azaltılması
- İnsan sağlığını ve çevreyi koruyacak bir atık yöntemi

Bu tür atıkların elde edildiği tesislerin çevrelerine olan etkilerinin radyoekolojik açıdan incelenmesi ve atıkların farklı sektörlerde kullanılmasının radyolojik açıdan değerlendirilmesi büyük önem arz etmektedir. Bu tezin amacı: yakıt olarak kükürt oranı yüksek linyitin kullanıldığı Kangal Termik Santralının çevreye olan etkisinin, radyoekolojik açıdan araştırmak ve santral atıklarının (uçucu kül ve cüruf) inşaat sektöründe yapı katkı maddesi ve jeoteknik uygulamalarda (yol kaplaması, baraj yapımı vb.) dolgu malzemesi olarak kullanılmasını radyolojik açıdan değerlendirmektir.

Bu tez kapsamındaki radyoekolojik ve radyolojik değerlendirmeye yönelik olarak öncelikle santralin bulunduğu alandan ve küllerin depolandığı alan ve santral merkez alınarak 5, 10, 20, 50 ve 100 m etrafından toprak örnekleri kömür, uçucu kül, ve cüruf örnekleri toplandı. Toplanan örneklerin doğal olarak içerdiği  $^{238}\text{U}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{234}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  radyonüklitlerinin aktivite derişimleri, HPGe dedektörlü bir gama-ışını spektrometresi kullanılarak ölçüldü. Ölçülen aktivite derişim değerleri esas alınarak çevrede yaşayan ve santralde çalışanların yıllık aldıkları radyasyon dozları farklı senaryolar için hesaplandı. Atıkların inşaat sektöründe katkı ham maddesi ve jeoteknik uygulamalarda dolgu malzemesi olarak kullanılması aktivite derişim indisi ve alfa indisleri hesaplanarak radyolojik açıdan değerlendirildi.

Literatürde bu konu kapsamında yapılan bazı çalışmalar:

Gündüz ve arkadaşları tarafından yapılan çalışmada, Orta Anadolu Bölgesinde (Konya, Aksaray, Nevşehir ve Kayseri) yer alan sekiz ayrı renkteki volkanik kayaç oluşumları üzerine yapılan bir araştırmanın bulguları dikkate alınarak bu kayacın oluşumunda üretilecek doğal taşların, inşaat sektöründe doğal kaplama taşı olarak kullanılabilirliğine ilişkin tasarım ve mühendislik özellikleri

analiz edilmiş ve bu kayaçların fiziko-kimyasal etkileşimlerine karşı dirençleri de ayrıntılı olarak irdelenmiştir.

Özdoğlar tarafından yapılan çalışmada, evrensel bir malzeme olarak dünyayı, insanlığa ifade etmekte bir araç olarak kullanılan doğal taşın sınırlarını belki de sınırsızlığını gösteren farklı coğrafya ve kültürlerdeki taş kullanımı, sanat ve mimarlık tarihinde yer edinmiş bazı yapılar nitel yöntemler ile incelenerek irdelenmiş ve farklı coğrafyalarda benzer simgesel anlamlarla şekillendirilmiş yapı ve eserlerden yararlanılarak, doğal taşın çağlara ve kıtalara uzanan yolculuğu analiz edilmiştir.

Bu tez beş bölümden oluşmaktadır. Çalışmanın birinci bölümünde, Kangal Termik Santralinde elde edilen atıkların doğal olarak içerdiği radyoaktivitenin ölçülmesinin radyolojik açıdan önemi ve çalışmanın amacı açıklanmıştır ve katı yakıtlı termik santral atıklarına yönelik literatürde yer alan çalışmalar özetlenmiştir. Ayrıca radyoaktivite, bozunum süreçleri, doğal radyoaktif seriler, radyasyon, iyonlaştırıcı radyasyonun madde ile etkileşmesi, doz birimleri kısa ve özlü bilgiler verilmiştir. İkinci bölümde konu ile ilgili literatür özeti anlatılmıştır. Üçüncü bölümde, HPGe gama-ışını spektrometresi ve radyoaktivite ölçme işlemi ayrıntılı olarak ele alınmıştır. Dördüncü bölümde, elde edilen aktivite ölçüm sonuçları, tablo ve grafik hâlinde sunulmuş ve Kangal Termik Santralinden elde edilen toprak, kömür, cüruf ve kül örneklerin ölçülen  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktivite sonuçları hem birbirleriyle hem de literatürdeki veriler ile karşılaştırılmış ve bu malzemelerin kullanılmasını radyolojik açıdan değerlendirmek amacıyla radyoaktivite ölçümü yapılan her bir örnek için radyolojik parametreler (radyum eşdeğer aktivite indisi, aktivite derişim indisi, alfa indisi, kapalı ve açık ortamdaki havada soğurulan gama-ışını doz hızları ve bunlara karşılık gelen yıllık etkin radyasyon doz hızları ve kanser riski) hesaplanmış ve sonuçlar tablo ve grafik hâlinde sunulmuştur. Beşinci bölümde, elde edilen aktivite derişim ve radyolojik parametre verileri, tavsiye edilen ölçüt değerler ile karşılaştırılarak örneklerin kaplama ve yapısal malzeme olarak kullanılabilirliği tartışılmıştır.

## 1.1. Radyoaktivite

### 1.1.1. Radyoaktivite Bozunumu

Atom çekirdeği iki tür parçacık içermektedir: pozitif yüklü olanlar protonlar (atom numarası  $Z =$  proton sayısı) ve yüksüz nötronlar. Bunların her ikisi birlikte nükleon olarak adlandırılır. Bir nüklit her element için karakteristik olan atom numarası  $Z$  ve kütle numarası  $A$  ( $A=Z +$  nötronların sayısı) ile karakterize edilir.  $Z$  tane proton ve  $N$  tane nötron içeren bir nüklit  ${}^A_Z X$  ya da sık sık daha basit olan  ${}^A X$  olarak gösterilir, burada  $X$  elementin (örneğin  ${}^{137}_{52} Cs$ ) kimyasal sembolüdür. Nötron sayıları farklı aynı kimyasal elementin nüklitleri izotop olarak adlandırılır. Bütün kimyasal elementler radyoaktif izotoplara sahiptir ve onların çoğunun bir ya da birkaç kararlı izotopu mevcuttur. Radyoaktif izotoplar (ayrıca radyonüklitler olarak da adlandırılır) radyoaktif bozunum denilen bir işleme maruz kalırlar, kararsız bir atom çekirdeğinin (ana radyonüklit) bir başka çekirdeğe (kız nüklit) kendiliğinden geçişi enerji kaybı ve bir ya da daha fazla parçacığın yayınımla birlikte olur (Pittauerova, 2013).

Belirli bir izotopun bir örneği göz önüne alındığında, sonsuz küçük  $dt$  zaman aralığında gerçekleşmesi beklenen  $dN$  bozunum olayının sayısı mevcut atomların sayısı ile orantılıdır. Atom sayısı  $N$  ise, bozunum olasılığı  $(-dN/N) dt$  ile orantılıdır:

$$\left(-\frac{dN}{N}\right) = \lambda dt \quad (1.1)$$

Farklı radyonüklitler farklı oranlarda bozunur, her biri kendi bozunum sabiti  $\lambda$  ile karakterize edilir. 1.1 diferansiyel denklem çözülürse:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.2)$$



elde edilir. Burada  $N(t)$ ,  $t$  zamanındaki miktar, ve  $N_0=N(0)$ ,  $t=0$  zamanındaki miktardır. Bozunum sabiti  $\lambda$ , yarı ömür  $T_{1/2}$  ile ters orantılıdır:

$$T_{1/2} = \frac{\ln(2)}{\lambda} \quad (1.3)$$

Aktivite (A) birim zamandaki parçalanma sayısıdır.

$$A = \lambda N \quad (1.4)$$

Ölçüm birimi Bq (Becquerel)  $s^{-1}$ . Diğer birimleri (SI olmayan) Ci (Curie), ( $^{226}\text{Ra}$ 'nın 1 gramının aktivitesi olarak tanımlanır) ya da dpm (dakikadaki bozunum,  $1dpm = 1/60Bq$ )'dir. Uygulamalı nedenlerle, birim kütle (ya da hacmin) aktivitesi sık sık sırasıyla  $Bq.kg^{-1}$  ve  $Bq.cm^{-3}$  birimlerinde aktivite konsantrasyonu C ( $C_m, C_v$ ) olarak ifade edilir.

Denklem 1.2'ye benzer olarak, zaman içinde aktivite azalması eksponansiyel (üstel) bozunumu takip eder:

$$A(t) = A_0 e^{-\lambda t} \quad (1.5)$$

Bazen de ;

$$A(t) = A_0 \cdot 2^{-\frac{t}{T_{1/2}}} \quad (1.6)$$

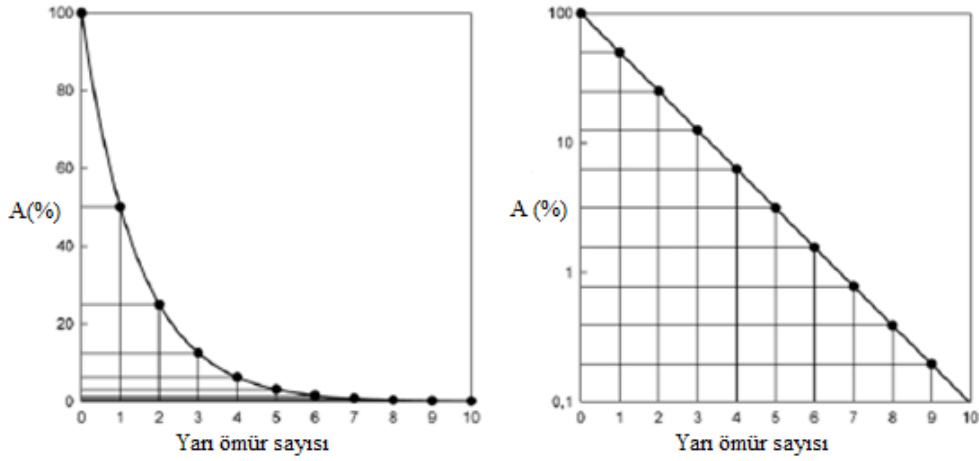
olarak ifade edilir. Burada  $A_0$  ilk aktivite ve  $A(t)$ ,  $t$  zamanındaki aktivite.

Radyoaktif bozunum radyonüklit tarihleme metotlarına olanak sağlayan bir işlemdir. İlk aktivitenin azalmasının belirlenmesiyle, tarihlendirme sisteminde

radyonüklit girişinden geçen süre türetilebilir (Şekil 1.2).  $n$  yarı ömürden sonra aktivitenin kalan kısmı:

$$A(n \cdot T_{1/2}) = A_0 \cdot 2^{-n} \quad (1.7)$$

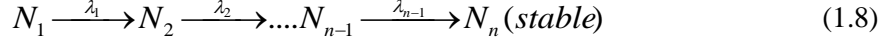
olarak ifade edilir. Sayısal değerler Tablo 1.2'de verilmektedir (Pittauerova, 2013).



Şekil 1.2. Yarılanma ömrü sayısı ve ilk aktivite yüzdesinin bir fonksiyonu olarak lineer ve logaritmik skala ile çizilen radyoaktif bozunum (Pittauerova, 2013).

### 1.1.2 Bozunum Zincirleri

Çoğu radyonüklitler kararlı duruma doğrudan bozunamaz, ama bunun yerine kararlı izotopa kadar birkaç bozunum dizisine maruz kalarak ulaşır. Onlar radyoaktif zincirler oluşturur (ayrıca radyoaktif seriler olarak da adlandırılır). Zincirlerin sayısı yapay radyonüklitler tarafından oluşturulmasına rağmen bu tez için bunların doğal olanları önemlidir. Doğada ilk izotoplar  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{235}\text{U}$  ile başlayan 3 bozunum zinciri vardır. İlk iki zincirin üyeleri sediment kronolojisi için önemlidir. Basit bir bozunum zinciri



şeklinde ifade edilir. Burada  $N_1 \dots N_n$  ana ve kız ürünlerin atomlarının sayısı ve  $\lambda_1 \dots \lambda_{n-1}$  onların ayrı ayrı bozunum sabitleridir. Özel (özgün, tek) seri üyeleri için parçalanma oranları:

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1 N_1 \quad (1.8a)$$

$$\frac{dN_2}{dt} = +\lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2 \quad (1.8b)$$

$$\frac{dN_3}{dt} = +\lambda_2 N_2 - \lambda_3 N_3 \quad (1.8c)$$

.....

$$\frac{dN_n}{dt} = +\lambda_{n-1} N_{n-1} - \lambda_n N_n \quad (1.8d)$$

Eğer  $N_1(0) \neq 0$  ve  $N_2(0) = N_3(0) = 0$  göz önünde bulundurularak ilk terim için diferansiyel denklemlerin çözümü,

$$N_1(t) = N_1(0)e^{-\lambda_1 t} \quad (1.9a)$$

$$N_2(t) = N_1(0) \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) \quad (1.9b)$$

$$N_3(t) = N_1(0)\lambda_0\lambda_1 \left( \frac{e^{-\lambda_0 t}}{(\lambda_1 - \lambda_0)(\lambda_2 - \lambda_0)} + \frac{e^{-\lambda_1 t}}{(\lambda_0 - \lambda_1)(\lambda_2 - \lambda_1)} + \frac{e^{-\lambda_2 t}}{(\lambda_0 - \lambda_2)(\lambda_1 - \lambda_2)} \right)$$

$$N_1(0) \neq 0 \text{ ve } N_2(0) = N_3(0) = \dots = N_n = 0 \quad (1.9c)$$

göz önüne alınacak olursa basit bir bozunum zincirindeki n tane kız ürün için genel çözüm Bateman denkleminin çözümü olarak bilinir:

$$N_n(t) = N_1(0)\lambda_1\lambda_2\dots\lambda_{n-1} \sum_{i=1}^n \frac{e^{-\lambda_i t}}{\prod_{j=1, k \neq i}^n (\lambda_j - \lambda_i)}, (n)1 \quad (1.10)$$

Bozunum zincirindeki bir nükleit bazen belirli olasılıklarla bir kızdan daha fazlasına bozunarak bölünebilir. Ana çekirdeğin bozunum için toplam bozunum sabiti kısmi bozunum sabitleri  $\lambda_1, \lambda_2, \dots, \lambda_i$  'nin toplamıdır. Tek tek bozunum modları için bölünme oranları

$$BR_i = \frac{\lambda_i}{\lambda_1 + \lambda_2 + \dots + \lambda_i} = \frac{\lambda_i}{\lambda} \quad (1.11)$$

olarak tanımlanır. Doğal seriler içinde bir örnek  $\alpha$  bozunumu ile  $^{208}\text{Tl}$ 'ya (%36) ve  $\beta$  bozunumuyla  $^{212}\text{Po}$ 'ya (%64) bozunan  $^{212}\text{Bi}$ 'dir (Pittauerova, 2013).

### 1.1.3 Radyoaktif Denge

Sırası ile  $T_{1/2}(P)$  ve  $T_{1/2}(D)$  yarı ömürle birbirini izleyen ana (P) ve kız(D) iki çekirdek arasındaki ilişkilerin birkaç özel durumları onların gerçek yarı ömür oranlarına bağlı olarak tanımlanır. Aşağıdaki durumlarda bu durum t=0 da her zaman  $A(P)=\%100$  ve  $A(D)=0$  olarak farz edilir.

*Sürekli Denge* –  $T_{1/2}(P) > T_{1/2}(D)$  : Ana çekirdeğin yarı ömrünün daha uzun olduğu durum sürekli (geçici) denge olarak adlandırılır.  $^{238}\text{U}$  doğal bozunum zincirinden bir örnek olarak sırasıyla  $2.455 \times 10^5$  ve  $7.54 \times 10^4$  yıllık yarı ömürlü  $^{234}\text{U} - ^{230}\text{Th}$  çift çekirdek alınabilir (Şekil 1.3) (Pittauerova, 2013).

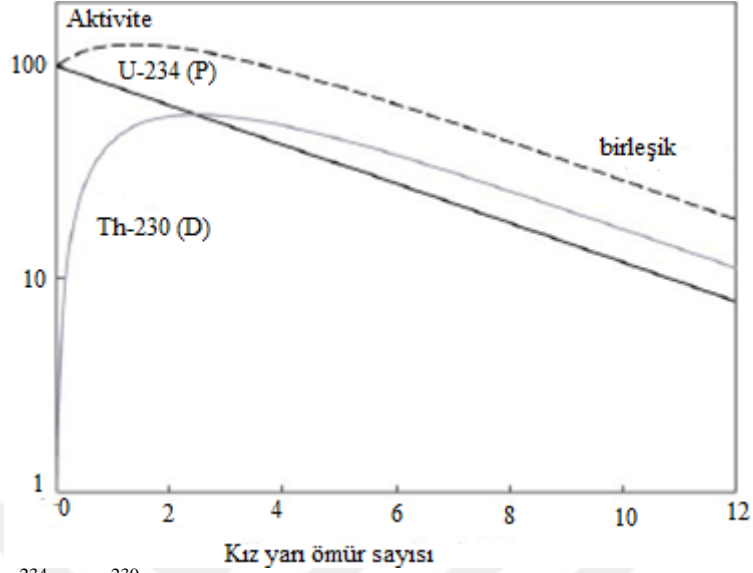
Birkaç kız ürün yarı ömründen sonra geçici denge kurulur. Kız çekirdeğin aktivitesi kısa yarı ömründen dolayı ana çekirdeğin aktivitesinden daha yüksektir. Denge durumundaki kız izotopun aktivitesi ana çekirdeğin bozunumunu takip eder ve

$$A(D) = A(P) \frac{T_{1/2}(P)}{T_{1/2}(P) - T_{1/2}(D)} \quad (1.12)$$

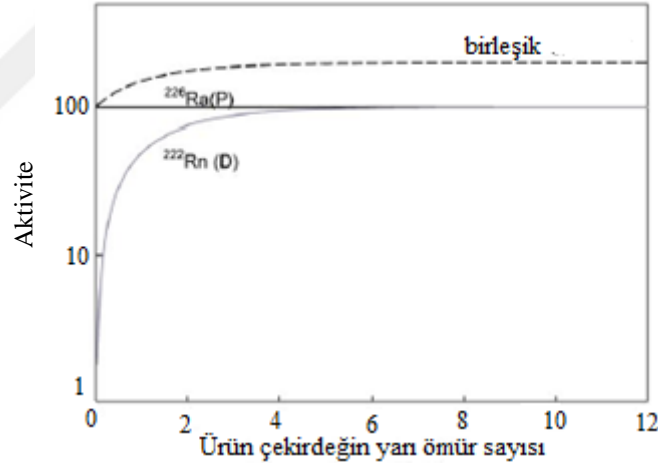
olarak ifade edilebilir. Kız çekirdek maksimum aktivitesine  $t_m$  zamanında ulaşılır,

$$t_m = \frac{T_{1/2}(P) \cdot T_{1/2}(D)}{(T_{1/2}(D) - T_{1/2}(P)) \ln(2)} \cdot \ln \frac{T_{1/2}(D)}{T_{1/2}(P)} \quad (1.13)$$

*Sürekli Denge* –  $T_{1/2}(P) \gg T_{1/2}(D)$ : Doğal bozunum serilerinde birbirini izleyen birkaç nükleit çifti vardır; burada ana çekirdeğin yarı ömrü kız çekirdeğin yarı ömründen daha uzundur ve bu durumda biz sürekli dengeden bahsedebiliriz. Sürekli dengeye bir örnek  $^{226}\text{Ra}$  (yarı ömrü 1600 yıl)'nın  $^{222}\text{Rn}$  (yarı ömrü 3.8 gün)'ye bozunumudur (Şekil 1.4). Ana çekirdeğin bozunumu kızın yarı ömrünün zaman skalası üzerinde ihmal edilebilir. Dengeye ulaştıktan sonra, birbirini izleyen her iki nükleidin aktiviteleri eşit olur:  $A(D) = A(P)$ .

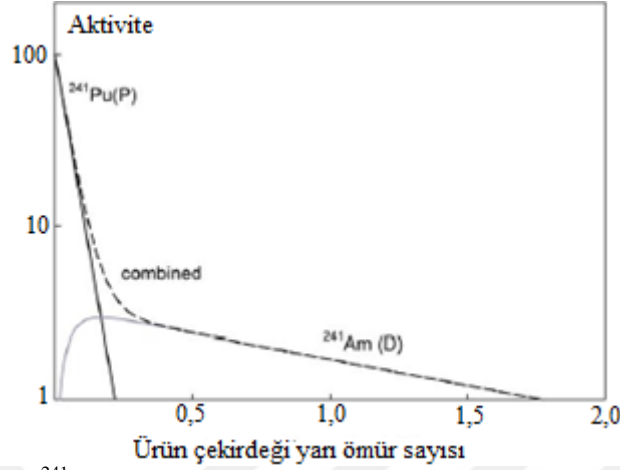


Şekil 1.3.  $^{234}\text{U}$  ve  $^{230}\text{Th}$  arasındaki sürekli radyoaktif denge (Pittauerova, 2013)



Şekil 1.4.  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{222}\text{Rn}$  arasındaki sürekli radyoaktif denge (Pittauerova, 2013)

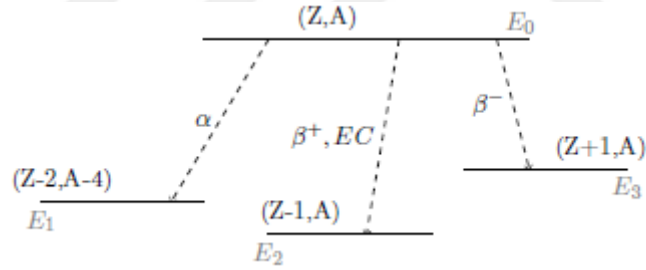
$Yok - T_{1/2}(P) < T_{1/2}(D)$ : Ana çekirdeğin yarı ömrü kız çekirdeğin yarı ömründen kısa olduğunda dengenin olmadığı belirlenmiştir, ana çekirdek arkasında “artık” kız bırakarak bozunacaktır. Bir örnek atık radyonüklit  $^{241}\text{Pu}$  (yarı ömrü 14.29 yıl) ve onun kız ürünü  $^{241}\text{Am}$  (yarı ömrü 432.6 yıl) kullanılarak gösterilir (Şekil 1.5) (Pittauerova, 2013).



Şekil 1.5.  $^{241}\text{Pu}$  ve  $^{241}\text{Am}$  arasında radyoaktif bir denge (Pittauerova, 2013)

#### 1.1.4. Bozunum Modları

Radyoaktif bozunumun  $\alpha$ ,  $\beta^-$ ,  $\beta^+$  ve elektron yakalama olmak üzere 4 temel tipi aşağıda verilmektedir (Pittauerova, 2013).



Şekil 1.6. Alfa bozunum şeması kullanarak radyoaktif bozunumu açıklama.  $\alpha$  bozunumu iken sağ taraf  $\beta^-$  bozunumuna (atom numarası yükselir), sol taraf  $\beta^+$  bozunumuna ve elektron yakalamaya (atom numarası azalır) yönelmiştir.

##### 1.1.4.1. Alfa ( $\alpha$ ) Bozunumu

Alfa bozunumunda ana çekirdek 2 proton ve 2 nötron kaybederken bir alfa parçacığı (Helyum çekirdeği,  $^4_2\text{He}$ ) yayınlr. Alfa bozunumu genellikle atom

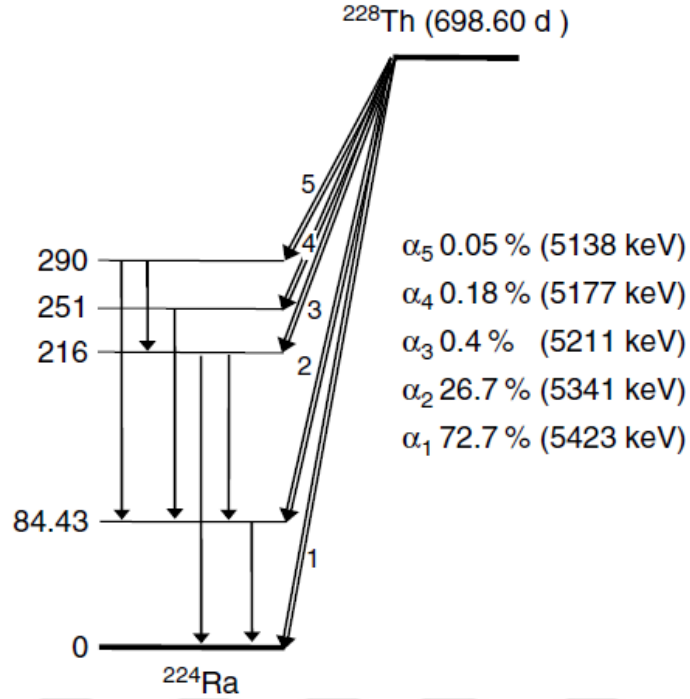
numarası 83'ten büyük ( $Z>83$ ) ağır çekirdeklere meydana gelir. Radyumun en yaygın izotopu bu bozunuma örnek olarak verilebilir.



Bu durumda ürün radonun en yaygın izotopu  ${}^{222}\text{Rn}$ 'dur (genellikle 'radon' olarak adlandırılır ve tek çekirdekli genel popülasyonda en büyük radyasyon dozundan sorumludur).  $Q$ , enerji sabiti ilk çekirdek ve son ürün arasındaki kütle farkına eşittir. Bu enerji momentum dönüşümünden dolayı belirli bir oranda Rn ve He arasında paylaşılmalıdır. Bu nedenle alfa parçacığı tek enerjilidir. Beta bozunumunun tersine enerjinin kararsız kısımlarını ortadan kaldıran nötron yoktur.

Çoğu durumda, özellikle düşük  $Z$ 'li durumlarda alfa bozunum oranı, bir alfa parçacığının yayını, yukarıda tanımlanan 'saf  $\beta$ ' yayını ile paralel doğrudan taban durumundaki kız çekirdeği alır. Ancak, ağır çekirdekli alfa bozunumu uyarılmış durumdaki kız ürüne yol açar. Şekil 1.7' de, Th-228 bozunum şeması alfa bozunumunu takip eden gama yayını görülmektedir. Burada bile taban durumundaki Ra-224'te doğrudan olan birçok alfa geçişleri görülebilecektir (Gilmore, 2008).





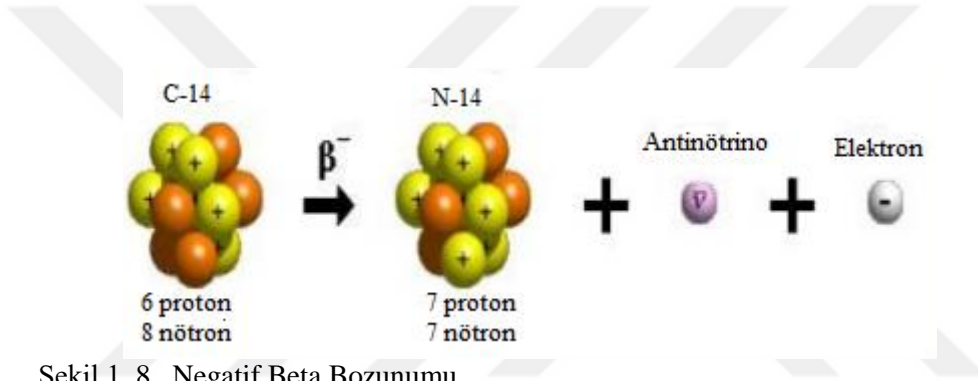
Şekil 1.7. Th-228 bozunum şeması (Gilmore, 2008)

#### 1.1.4.2. Beta Bozunumu

İlk gözlenen radyoaktif olaylardan biri çekirdeklerin negatif elektron yayınlamalarıdır. Bu olayın tersi ise (bir çekirdeğin atom elektronlarından birini yakalaması olayı) 1938'de Alvarez'in çekirdek tarafından, yakalanan atom elektronlarının boşalttığı yerin doldurulması esnasında yayınlanan karakteristik X-ışınlarının bulmasına kadar gözlenememiştir. Radyoaktif bozunumda pozitif elektron (pozitron) yayınlanması olayı ise ilk kez 1934'te Joliet-Curies tarafından gözlemlenmiştir. Pozitron, kozmik ışınlarda bundan sadece iki yıl sonra keşfedildi. Birbiri ile yakından ilgili olan bu üç nükleer olay beta ( $\beta$ ) bozunumu olarak adlandırılır (Krane, 1998).

### 1.1.4.2.1. $\beta^-$ ya da Negatron Bozunumu

$\beta^-$  ya da negatron (negatif yüklü beta parçacığı) bozunumuna örnek olarak  $^{60}\text{Co}$  ve  $^{214}\text{Bi}$  bozunumları verilebilir. Bu dönüşüm genellikle fisyon ürünü olan nötron bakımından zengin çekirdekler için geçerlidir. Nötron fazlalığının bir sonucu olarak, bir nötron (n) bir protona (p), bir elektrona ( $\beta^-$  parçacığına) ve bir de antinötrinoya ( $\bar{\nu}$ ) dönüşür.



Şekil 1. 8. Negatif Beta Bozunumu

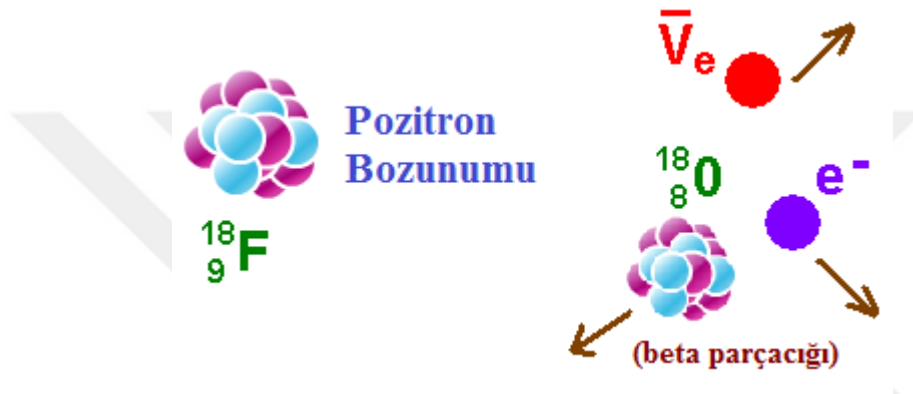
Bu nedenle,  $\beta^-$  bozunumu süresince atom numarası 1 artarken kütle numarası sabit kalmaktadır:



Bu bozunumuna göre, elektronlar ( $e^-$ )  $\beta^-$  parçacığı olarak ifade edilir ve pozitronlar ( $e^+$ ) ise  $\beta^+$  parçacığı olarak ifade edilir. Bozunum sonucu ortaya çıkan enerji değişken oranlarda  $\beta^-$  parçacığı ve antinötrino arasında paylaşılır. Belirli radyoizotoplar tarafından yayınlanan  $\beta$  spektrumu kesintili değildir, ancak süreklilik maksimum ( $E_{\beta_{\max}}$ ) ve ortalama ( $E_{\beta_{\text{ort}}}$ ) enerjileri ile belirlenir (Pittauerova, 2013).

### 1.1.4.2.2. $\beta^+$ (Pozitron) Bozunumu

$\beta^+$  yayıcılar nötron bakımından yetersizdir. Bu durumda bir proton, bir nötrona, bir pozitron ( $e^+$ ) ve bir de nötrinoya ( $\nu$ ) dönüşür.



Şekil 1.9. Pozitron Bozunumu

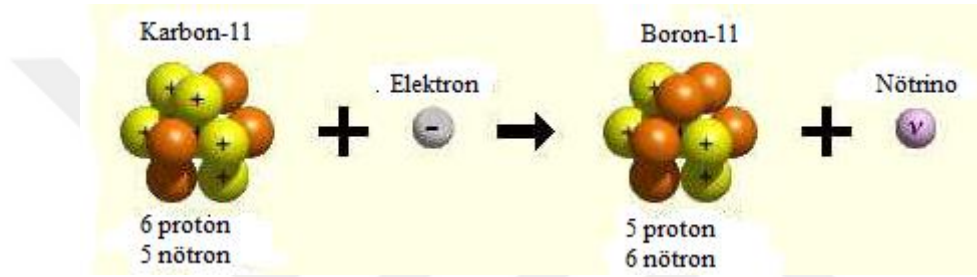
$\beta^+$  bozunumu ana çekirdek ve kız çekirdeğin bağlanma enerjisinin ( $\Delta E > 1.022 \text{ MeV}$ ) farklılığından sadece çekirdekler içerisinde olabilir.  $\beta^+$  bozunumuna benzer olarak, enerji  $\beta^+$  parçacığı ve nötrino arasında dağılmaktadır.  $\beta^+$  bozunumu süresince atom numarası 1 artar ve kütle numarası sabit kalır:



$\beta^+$  bozunumu sırasında üretilen pozitron elektron ve pozitronun her ikisi de yok olduğunda anilasyon (yok olma) denilen bir işlem sırasında elektron ile reaksiyona girer ve elektron kütlesi (511 keV) ile eşit enerjili foton çiftleri oluşturur ve zıt yönde yayar (Pittauerova, 2013).

### 1.1.4.2.3. Elektron Yakalama (EC)

Bu dönüşüm nötronu eksik çekirdekte olur ve  $\beta^+$  bozunumunu tamamlayan bir işlemdir, daha az  $\Delta E$  gerektirir. Protonu dönüştürmek için gerekli olan elektron çekirdekteki K- kabuğuna en yakın elektron kabuğunun birinden yakalanır.



Şekil 1.10. Elektron Yakalama

Kayıp elektronun bıraktığı elektron kabuğundaki boşluk, X-ışını fotonu ya da Auger elektronu formunda enerji salınımıyla birlikte daha yüksek kabuktan bir diğer elektronun düşmesiyle doldurulur. Proton bir nötrona dönüştüğü için nötronların sayısı 1 artar, protonların sayısı ise 1 azalır ve atomik kütle numarası değişmeden kalır (Pittauerova, 2013).

### 1.1.4.3. Gama Yayınımı

Radyasyonda gözlenen gama parçacığı yüksek enerjili fotondur ve bu nedenle gama bozunumları elektromanyetik (EM) bozunumlardır. Gama yayını alfa, beta gibi bozunum ya da kendiliğinden fisyon formu değildir. Çünkü çekirdekteki nükleonların sayısı ya da türü değişmez; proton (Z), nötron (N) ve kütle numarası (A) değişmez (Gilmore, 2008). Bu nedenle aynı çekirdeğin özellikle taban durumundan uyarılmış duruma geçişte mümkün olan çok sınırlı bozunum türü vardır. Bu çok yüksek enerjilerde ışığın atomik yayınımasının nükleer

eşdeğeridir. Aynı şekilde seviyeler arasındaki enerji farklılığı, görülen fotonların enerji spektrumundan ortaya çıkartılabilir.

Gama yayınlanması oldukça kısa yarı ömre sahip olmasına rağmen ( $10^{-9}$  s' den daha küçük) saat ve gün mertebesinde yarı ömre sahip gama yayımları da bulunmaktadır (Krane,1998).

## 1.2. Çevre Radyasyonu

Radyasyonun birçok formu ile doğal ortamda karşılaşılır ve modern teknolojiyle de üretilir. Bu radyasyon türlerinin çoğu potansiyel olarak yararlı ve zararlı etkilere sahiptir. Hatta en önemli radyasyon olarak güneş ışığı aşırı miktarda zararlı olabilir. Birçok insan dikkatini iyonize radyasyon olarak bilinen radyasyon kategorisine verir. Bu radyasyon pozitif iyonlar ve negatif elektronlar oluşturarak atomları bozabilir ve biyolojik zarara neden olabilir. İyonize radyasyon X-ışınları, gama ışınları, alfa parçacıkları, beta parçacıkları, nötronlar ve kozmik ışınlarını içerir.

İyonize radyasyonların tümü, özellikle büyük oranda maruz kalındığında, kansere neden olabilir. Ayrıca dikkatli bir şekilde kontrol edilerek maruz kalınan durumlarda çoğu kanser tedavisinde kullanılır. İster zararlı isterse yararlı olsun, maruz kalınan iyonize radyasyon dünya tarihi boyunca çevrenin kaçınılmaz bir parçasıdır. Çok uzun yarı ömürlü kararsız radyoaktif çekirdekler radyoaktif ürünleri ile birlikte bugün dünya üzerindeki doğal radyoaktiviteyi oluşturmaktadır. Güneş ve uzaydaki diğer olaylar kozmik ışınlar aracılığıyla dünyayı radyasyon bombardımanına bırakırlar.

Ancak, radyoaktivite ve iyonize radyasyonun insan bilinci X-ışınları ve radyoaktivitenin keşfiyle başlayıp sadece 100 yıllık bir geçmişe sahiptir. Radyasyonun etkileri üzerine bilgi radyasyona maruz kalan grup ve bireylerin çalışmalarından, hayvan deneylerinden ve hücrese ve moleküler seviyedeki çalışmalardan kaynaklanmaktadır. Çok yüksek radyasyona maruz kalındığında, birkaç ay da ya da daha kısa sürede ölüm meydana gelecektir. Düşük radyasyon

seviyelerinde kanser riski azalır, ama kanser riski ve maruz kalmanın boyutu arasındaki ilişki belirsizdir.

Radyasyonun hayvan deneylerinden anlaşılan diğer etkiler doğum öncesi fetüsün radyasyona maruz kalmasıyla ortaya çıkan zekâ geriliği ve genetik bozuklukların artması riskidir (Nuclear Science, 2003).

### 1.2.1. Radyoaktivite Birimleri ve Doz

Radyoaktivite miktarını ölçmek için özgün birim olarak Curie (Ci) kullanılmaktaydı. Curie, ilk zamanlarda bir gram radyum-226' nın saniyede parçalanma sayısına eşit parçalanma yapabilen radyoaktif madde miktarı olarak tanımlanmıştı ve son zamanlarda:

$$1 \text{ curie} = 3.7 \times 10^{10} \text{ saniyedeki radyoaktif bozunum}$$

olarak tanımlanmıştır. Uluslararası Birim Sistemi (SI)'nde curie, becquerel (Bq) olarak değiştirilmiş olup

$$1 \text{ becquerel} = 1 \text{ saniyedeki bozunma sayısı} = 2.703 \times 10^{-11} \text{ Ci}$$

Maruz kalınan radyasyonun büyüklüğü radyasyon dozu cinsinden belirtilmiştir. Dozun iki önemli kategorisi vardır:

- Absorplanan (Soğurulan) Doz: Fiziksel olarak da bilinir. İnsan dokusu ya da diğer ortamdaki birim kütlede depolanan enerji miktarı olarak tanımlanmaktadır. Özgün birimi rad (100 erg/g)' dir; günümüz SI'de birim gray (Gy) olarak değiştirilmiştir; burada 1 Gy=100 rad.

- Biyolojik Doz: Doz eşdeğeri olarak da bilinir; rem ya da SI birim sisteminde sivert (Sv) olarak ifade edilir. Bu doz sadece toplam enerjiye bağlı olmayan ve bir parçacığın radyasyona maruz kalmasıyla oluşan biyolojik hasarı

ifade etmektedir ama aynı zamanda parçacık tarafından geçirilen birim mesafe başına enerji kaybı oranıdır (ya da “lineer enerji transferi”). Örneğin alfa parçacığı yayan elektronlarda depolan her birim enerjiden daha fazla zararlıdır (Nuclear Science, 2003).

Soğurulan doz için birim rad ise doz eşdeğeri için birim rem’ dir ve soğurulan doz için birim gray ise doz eşdeğeri için birim sievert (Sv)’ dir. 1 rem yaklaşık olarak doğal radyasyona 3 yıl maruz kalınarak alınan ortalama dozdur.

### 1.3. Doğal Çevredeki Radyoaktivite

Dünya üzerinde doğal olarak bulunan radyoaktif çekirdekler ya da radyonüklitler 3 seri de gruplandırılabilir: Uranyum-238, uranyum-235 ve toryum-232. Aynı zamanda birkaç izole beta parçacığı yayan çekirdekler içerisinde en belirginleri potasyum-40 ve rubidyum-87’dir. Bu nüklitlerin ortalama miktarı Tablo 1.2’ de listelenmiştir (Nuclear Science, 2003).

Çizelge 1.2. Doğal radyonüklitlerin yarı ömürleri ve ortalama bollukları (Nuclear Science, 2003)

	<sup>40</sup> K	<sup>87</sup> Rb	<sup>232</sup> Th	<sup>238</sup> U
<b>Yarı Ömür (milyon yıl)</b>	1.277	47.5	14.05	4.468
<b>Üst kıtasal kabuk</b>				
Elemental bolluk (ppm)	28000	112	10.7	2.8
Aktivite (Bq/kg)	870	102	43	35
Aktivite (nCi/kg)	23	2.7	1.2	0.9
Aktivite (kCi/km <sup>3</sup> )	66	8	3.3	2.6
<b>Okyanus</b>				
Elemental konsantrasyon (mg/litre)	399	0.12	1x10 <sup>-7</sup>	0.0032
Aktivite (Bq/litre)	12	0.11	4x10 <sup>-7</sup>	0.040
Aktivite (nCi/litre)	0.33	0.003	1x10 <sup>-8</sup>	0.0011
<b>Okyanus sedimentleri</b>				
Elemental bolluk (ppm)	17000		5.0	1.0
Aktivite (Bq/kg)	500		20	12
Aktivite (nCi/kg)	14		0.5	0.3
<b>İnsan vücudu</b>				
Toplam aktivite (Bq)	4000	600	0.08	0.4 <sup>a</sup>
Toplam aktivite (nCi)	100	16	0.002	0.01

Serilerin en ilginç kurşun-206'nın 8 alfa bozunumu ve 6 beta bozunumu içeren zincir bozunumları dolayısı ile uranyum-238'dir. Bu zincir radyum ve radonun en uzun yarı ömürlü izotoplarını içerir: sırasıyla radyum-226 ve radon-222. Üç zincirdeki ana çekirdeklerin her biri ürünlerin herhangi birinden çok daha uzun ömürlüdür. Bu nedenle materyali verilen bir örnek için kararlı durum aynı aktiviteye sahip serilerin her bir üyesi için belirlenmiştir.



Bu çok eski radyonüklitler ve onların ürünlerine ek olarak bazı radyonüklitler kozmik ışınlar tarafından sürekli olarak üretilmektedir. Bunların en öne çıkanı atmosferdeki azot ile kozmik ışın nötronlarının etkileşiminden üretilen karbon-14' tür (Nuclear Science, 2003).



Çizelge 1.3. ABD' deki ortalama radyasyon dozları, 1980-1982 (her yıl etkin doz)  
(Nuclear Science, 2003)

Radyasyon kaynağı	Açıklamalar	Etkin Doz	
		mSv/y	mrem/y
Doğal kaynaklar			
İçerideki radon	Topraktaki <sup>222</sup> Rn sızıntısı kaynaklı	2.0	200
Vücuttaki radyonüklitler	Başlangıçtaki <sup>40</sup> K ve <sup>238</sup> U ürünü	0.39	39
Karasal radyasyon	Toprakta yayılan gama ışını kaynaklı	0.28	28
Kozmik ışınlar	2000 m yükseklikten elde edilen	0.27	27
Kozmojenik	Özellikle <sup>14</sup> C	0.01	1
Toplam (yuvarlanmış)		3.0	300
Medikal Kaynaklar			
Tanısal X-ışınları	Diş muayeneleri hariç	0.39	39
Medikal tedaviler	Tanı için kullanılan radyonüklitler	0.14	14
Toplam		0.53	53
Diğer			
Tüketici ürünleri	İçme suyu, bina materyalleri	0.1	~10
Mesleki	ABD nüfusu üzerinden ortalama	0.01	1
Nükleer yakıt döngüleri	Potansiyel reaktör kazaları hariç	0.0005	0.05
TOPLAM (yuvarlanmış)		3.6	360

**1.4. Tipik Radyasyon Dozları**

Amerika’da maruz kalınan radyasyon kaynaklarının en önemlileri, NCRP tarafından tablolanmış olup Çizelge 1.3’de verilmiştir. Maruz kalınan tek büyük kaynak topraktaki radyum-226’ nın bozunumundan üretilen radondur ve tabandaki muhtemel yarıklar vasıtasıyla eve girer. “Radon” dozu çoğunlukla radon-222 ürünün solunmasından kaynaklanmaktadır ve toprağın altının, boşluğunun ve evin yapısının içerdiği radyuma bağlı olarak evden eve değişir. 2.0 mSv/y (200 mrem/y)’ lık ortalama etkin doz, ortalama radon konsantrasyonuna karşılık gelmektedir (Nuclear Science, 2003).



## 2.ÖNCEKİ ÇALIŞMALAR

Bu bölümde HPGe dedektörü kullanılarak daha önce yapılmış çevre radyoaktivite ölçüm çalışmaları özetlenmiştir.

Bossew P. (1996) Güney Kıta Rika' nın tropik yağmur ormanlarının toprağındaki antropojenik ve doğal radyonüklitlerin belirlenmesi ile ilgili bir çalışma yapmıştır. Güney Kıta Rika' nın Golfo Dulce bölgesindeki yağmur ormanındaki radyometrik inceleme, bu bölgede antropojenik nüklidlerden sezyum-137, stronsyum-90 ve plütonyum izotopları 238, 239 ve 240 ile doğal olarak meydana gelen radyonüklidlerden Be-7, K-40, U-238 ve Th-232 ve ürünlerinin mevcut olduğunu göstermiştir. 1996 ve 2007'de 5 bölgeden alınan toprak örnekleri Avusturya Uygulamalı Ekoloji Enstitüsü (1996) ve Salzburg Üniversitesi (2007) laboratuvarında analiz edilmiştir. Gama analizi için standart HPGe ölçüm metodları uygulanmıştır. Sr-90 ve Pu analizleri radyokimyasal ön işlemden sonra beta sayıcısı (LSC) ve alfa spektrometresi ile analiz edilmiştir. Analiz edilen örnekler istatistiksel olarak hesaplanmıştır.

2010' da İspanya' da yapılan çalışmada, Ra- 226, Th- 232 ve K- 40 'ın aktivite konsantrasyonlarının Huelva (İspanya) etrafındaki farklı noktalardan toplanan toprak örneklerinin gama spektrometresi ile ölçülmesi anlatılmaktadır. Aktif fosfojipsdeki Ra - 226'nın ortalama aktivite konsantrasyonu sırasıyla 647 Bq/kg, 573 Bq/kg ve 83 Bq/kg olarak belirlenmiştir. Th- 232 ve K- 40 için ilgili değerler sırasıyla Th için 8, 10 ve 25 Bq/kg, K için 33, 47 ve 225 Bq/kg olarak belirlenmiştir. Meslek çalışanları ve halk için radyasyon tehlikesinin bir ölçüsü olarak, Ra eşdeğer aktiviteleri yer yüzeyinin 1 m altında doğal radyonüklitlerden dolayı temsilci seviye indisi ve doz oranları değerlendirilmiştir. Fosfojips yığınları için hesaplanan ortalama dış gama radyasyon oranı 0.293, 0.262 ve 0.057 mSv/y olarak değerlendirilmiştir, çalışanlar için ise bu değer 20 mSv/y olarak belirtilen uluslararası sınırın çok altındadır (Duenas ve ark., 2010).

Ş. Turhan ve ark. (2012) tarafından Türkiye yüzey toprağı örneklerindeki doğal ve yapay radyonüklitlerin dağılımı ile ilgili bir çalışma yapılmıştır. Bu çalışma Türkiye genelinde yüzey topraklarındaki doğal ve yapay radyonüklitlerin dağılımını belirlemek için gerçekleştirilmiş kapsamlı bir çalışmadır. Bu çalışmada, Türkiye'nin 7 coğrafi bölgesinden toplanan 1031 adet toprak örneğinin toplamındaki U-238, Th-232, K-40 ve Cs-137'nin aktivite konsantrasyonları HPGe dedektörlü yüksek çözünürlüklü gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Toprak örneklerindeki U-238, Th-232, K-40 ve Cs-137'nin aktivite konsantrasyon derişimleri sırasıyla  $28,6 \pm 0,7$  Bq/kg'lık ortalama ile 2,0 ile 220,0 Bq/kg,  $33,0 \pm 0,7$  Bq/kg ortalamayla 1,0 ile 158,6 Bq/kg,  $448,5 \pm 7,3$  Bq/kg ortalamayla 26,0 ile 220,0 Bq/kg ve  $13,04 \pm 0,8$  Bq/kg ortalama ile 1,0 ile 357,0 Bq/kg arasında değışmiştir. Tüm yüzey toprak örnekleri için soğurulan gama doz oranları ve efektif doz oranı sırasıyla 51.9 nGy/s (4.7-234.3 nGy/s) ve 0.064 mSv/y (0.006-0.287 mSv/y) olarak hesaplanmıştır.

Lee, ve ark. (2009)'nın yaptığı çalışmada 2003 ile 2005 yılları arasında, Malezya Perak'ın Kinta semtinde doğal arka fon radyasyonu ile radyoaktivite konsantrasyon deęeri incelenmiştir. Harici gama doz hızları 39 - 1039 nGyh<sup>-1</sup> aralığında bulunmuş ve ortalaması  $222 \pm 191$  nGyh<sup>-1</sup> olarak hesaplanmıştır. <sup>238</sup>U, <sup>232</sup>Th ve <sup>40</sup>K aktivite konsantrasyon deęerleri yüksek çözünürlüğe sahip koaksiyel HPGe detektörlü gama ışın sistemi kullanılarak belirlenmiştir. <sup>238</sup>U, <sup>232</sup>Th ve <sup>40</sup>K'nın aktivite konsantrasyon deęerleri sırasıyla, 12 - 426 Bqkg<sup>-1</sup>, 19 - 1377 Bqkg<sup>-1</sup> ve 19 - 2204 Bqkg<sup>-1</sup> aralığında hesaplanmıştır. Radyonüklitlerin belirlenen aktivite konsantrasyon deęerlerinden, soğurulmuş gama doz hızları bulunmuştur. Hesaplanan doz hızları ile ölçülen doz hızları iyi birer korelasyon katsayısına sahip olduęu (R=0.94) görülmüştür. Tabii radyoaktivitenin radyolojik tehlikelerini deęerlendirmek üzere, radyum eşdeęer aktivite, soğurulmuş gama doz hızı ve ortalama kirlilik ağırlıklı doz hızları da hesaplanmıştır.

Yıldız ve ark. (2013) tarafından yapılan çalışmada HPGe dedektörlü gama

spektrometresi kullanılarak ölçülen Van Gölü civarından toplanan yüzey toprak örneklerindeki U-238, Th-232, K-40 ve fisyon ürünü Cs-137'nin ortalama aktivite konsantrasyonları sırasıyla 18.9, 27.2, 524.0 ve 10.6 Bq/kg olarak bulunmuştur. Aktivite sonuçları frekans dağılımları için analiz edilerek tablolanmış ve Türkiye ve dünya çapı literatürü ile karşılaştırılmıştır. Radyolojik risk değerlendirmesi, dış havadaki soğurulan gama doz oranları ve topraktaki radyonüklit dağılımı sonucu dışsal olarak maruz kalmadan kaynaklanan yıllık etkin doz hesaplanarak yapılmıştır. Doğal radyasyon ve Cs-137 den toplum üyeleri tarafından alınan dış gama doz oranları ve dışsal yıllık etkin dozların ortalama değerleri sırasıyla 47 ve 0.6 nGy/s, 57.7 ve 1.2 µSv olarak belirlenmiştir.

Canbazoğlu ve ark. (2013) tarafından yapılan çalışmada HPGe dedektörlü yüksek çözünürlüklü gama spektrometresi kullanılarak Kilis ili çevresi ve içindeki farklı bölgelerinden alınan yüzey toprak örneklerinde bulunan doğal ve yapay radyonüklitlerin aktivite konsantrasyonlarını analiz etmişlerdir. Dışarıda maruz kalınan dışsal iyonize radyasyon hesaplanmıştır. Toprak örneklerindeki Ra-226, Th-232, K-40 ve Cs-137'nin ortalama aktivite konsantrasyon değerleri sırasıyla 16.1, 15.0, 206.0 ve 9.5 Bq/kg olarak analiz edilmiştir. Dışarıdaki soğurulan gama doz oranı ve dışsal eşdeğer doz hızında elde edilen değerler sırasıyla 25 nGy/s ortama bir değerle 5 - 75 nGy/s ve 31 µSv ortalama bir değer ile 6 - 92 µSv arasında değişmektedir. Bu ortalama değerlerin kabul edilebilir ortalama değerler içinde olduğu bulunmuştur.

Uğur ve ark. (2012) tarafından yapılan çalışmada Osmaniye etrafında ve içinde farklı bölgelerden alınan yüzey toprak örneklerinde bulunan doğal radyonüklitlerin (U-238, Th-232 ve K-40) dağılımı belirlenmiştir ve dışarıda maruz kalınan radyolojik bulaşmalar değerlendirilmiştir. Toprak numunelerindeki U-238, Th-232 ve K-40'ın aktivite konsantrasyon derişimleri sırası ile 10.4±0.7 Bq/kg bir ortalama ile 2.6 - 38.1 Bq/kg, 12.2±0.7 Bq/kg ortalama ile 3.7 - 40.5 Bq/kg ve 243.4±12.8 Bq/kg ortalama ile 30.0 - 639.7 Bq/kg arasında dağılmaktadır. Bu

radyonüklitlerin konsantrasyon değerleri dünyadaki ortalama değerlerin yanı sıra literatürde verilen veriler ile Türkiye ile ilgili benzer çalışmalardan elde edilen verilerle karşılaştırılmıştır. Aktivite konsantrasyonlarının sonuçları dışarıda soğurulan gama doz oranı ve yıllık etkin dozun hesaplanmasında kullanılmıştır.

Turhan ve ark. (2010) yaptıkları çalışmada yapı sanayisinde beton imalatındaki uçucu külün kullanımının radyolojik açıdan güvenilirliğini değerlendirmeyi amaçlamıştır. Kömür yakıtlı 11 termik santralden toplanan uçucu kül örneklerinde bulunan Ra-226, Th-232 ve K-40'ın spesifik aktiviteleri HPGe dedektörlü gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Ölçüm sonuçları radyum eşdeğer aktivite, gama indeksi, soğurulan gama doz oranı ve içeride dışsal maruz kalmadan dolayı yıllık etkin dozun hesaplanmasıyla betonda çimento yerine uçucu külün kullanımının radyolojik açıdan güvenilirliğini hesaplamak için kullanılmıştır. Değerlendirilen sonuçlar kömür yakıtlı Kangal termik santralının %30'luk uçucu kül içeren beton karışımı örneği hariç tüm beton karışımı örneklerinin önerilen güvenilirlik limitleri içinde olduğunu göstermektedir.

Bozkurt ve ark. (2007) yaptığı çalışmada Türkiye'nin Güneydoğu bölgesindeki Şanlıurfa için çevresel radyoaktivitesi değerlendirilmiştir. Dışarıdaki gama radyasyonunun (doğal ve kozmik bölgenin) ölçümleri plastik sintilatör kullanılarak 112 bölgede gerçekleştirilmiştir ve ortalama soğurulan doz 60.9 nGy/s (etkin dozla uyumlu 74.7  $\mu$ Sv/y) olarak bulunmuştur. Çalışma alanından toplanan 45 adet toprak örneğindeki radionüklit aktivite konsantrasyonları gama ışın spektrometresiyle ölçülmüştür ve doğal radionüklitler U-238, Th-232 ve K-40 için ortalama aktiviteler sırasıyla 20.8, 24.95 ve 298.6 Bq/kg ve fisyon ürünü Cs-137 için 9.08 Bq/kg olarak belirlenmiştir. Doğal radyoaktif kaynaklardaki etkin doz 46.9  $\mu$ Sv/y olarak sonuçlanmıştır. 53 adet içme suyu örneğinin radyoaktivite seviyesi toplam alfa ve toplam beta sayım metodu kullanarak toplam alfa aktivitesi için 0.038 Bq/l ve toplam beta aktivitesi için 0.1324 Bq/l olarak ölçülmüştür (7.76  $\mu$ Sv/y etkin doz eşdeğeri). Diğer şehirler için uygulanan verilerle



karşılaştırıldığında, bu çalışmada elde edilen dış gama dozları ve toprak radyoaktivite konsantrasyonları doğal sınırlar içinde kalması fon (background) radyasyon seviyesini göstermiştir. Başka bir deyişle içme sularında ölçülen toplam alfa ve beta aktiviteleri oldukça yüksek olduğu görülmüştür.

Çelik ve ark. (2009) yaptığı çalışmada Türkiye'nin Doğu Karadeniz bölgesindeki doğal ve yapay radyoaktivite ölçümleri araştırılmıştır. Mevcut çalışmada, doğal olarak meydana gelen Ra-226, Th-232 ve K-40 radyonüklitleri Türkiye'nin Doğu Karadeniz bölgesinden toplanan toprak örneklerinde ölçülmüştür. Aktivite konsantrasyonları Ra-226 için 12-120 Bq/kg, Th-232 için 13-121 Bq/kg ve K-40 için 204-1295 Bq/kg oranında bulunmuştur. Doğal olarak meydana gelen radyonüklitlerin dışında, toprak, liken ve yosun örneklerindeki Cs-137 aktivite konsantrasyonu ölçülmüştür ve Cs-137 aktivite konsantrasyonları toprak için 27-775 Bq/kg, liken için 29-879 Bq/kg ve yosun örnekleri için 67-1396 Bq/kg oranlarında bulunmuştur. Doğal olarak meydana gelen radyonüklitler ve Cs-137'den dolayı yıllık etkin dozlar hesaplanmıştır. Liken ve yosun türlerindeki Cs-137'nin ekolojik yarı ömrü hesaplanmıştır. 1993 oranlarına göre mevcut ölçümlerindeki azalan aktivite konsantrasyonlarının ekolojik yarı ömürleri liken için 1.36 ve 2.96 yıl arasında ve yosun türleri için 1.35 ve 2.85 yıl arasında olduğu bulunmuştur.

Çelik ve ark. (2008) tarafından yapılan diğer bir çalışmada Giresun'da içerideki radon ve topraktaki radyoaktivite seviyeleri belirlenmiştir. Değişen analiz sonuçları içerideki radon ve topraktaki ( $R^2 = 0.54$ ) arasında bir ilişki olduğunu göstermiştir. İçerideki radon aktivite konsantrasyonu  $130 \text{ Bq/m}^3$ 'lük bir ortalama değerle  $52-360 \text{ Bq/m}^3$  civarında bulunmuştur. Bu ilde meydana gelen tüm ölümcül akciğer kanserinin %8'nin sorumlusunun içerideki radon olduğu bulunmuştur. BEIR VI tarafından bulunan bir model içerideki radona maruz kalınmasından dolayı ölümcül akciğer kanserinin sayısı hakkında tahminde bulunmuştur. Cs-137 aktivite konsantrasyonu Çernobil kazasından sonra 21 yıl ölçülmüştür. Sonuçlar

Cs-137 aktivite konsantrasyonunu 307 Bq/kg ortalama bir değerle 41-1304 Bq/kg arasında değiştiğini göstermiştir. İçerideki radon sonuçları ve çalışma alanının jeolojisi ele alınmıştır.

Kam ve Bozkurt (2006) Türkiye'nin kuzeyindeki Kastamonu bölgesindeki radyoaktivite ölçümlerini yaptılar. Türkiye'nin kuzeybatı kısmında bulunan Kastamonu ilindeki kültürel ve turistik hareketlenmelerinden dolayı son zamanlarda ulusal ilgi haline gelmiştir. Bu çalışmada içerideki radon konsantrasyonları, yüzey toprağı ve içme suyundaki radyonüklit aktiviteleri ve havadaki iç/dış soğurulan gama doz ölçümleriyle bölgenin çevresel radyoaktivite seviyeleri belirlenmiştir. İçerideki Rn-222 aktivite konsantrasyonu 2.48 mSv yıllık etkin doza eşdeğer 98.4 Bq/m<sup>3</sup> olarak bulunmuştur. İçerideki ve dışarıdaki soğurulan gama dozlarının 0.33 mSv/y'lık toplam gama radyasyon seviyesi (doğal ve kozmik bölge) ile uyumlu olduğu görülmüştür. Bu değerler sırasıyla 54.81 ve 48.03 nGy/s olarak ölçülmüştür. Çalışma alanından toplanan toprak örneklerindeki aktivite konsantrasyonları doğal radyonüklitler U-238, Th-232 ve K-40 için sırasıyla 32.93, 27.17 ve 431.43 Bq/kg ve fisyon ürünü Cs-137 için 8.02 Bq/kg olarak belirlenmiştir. Bu doğal radyoaktivite kaynakları 60 µSv/y karasal gama seviyesinde sonuçlanmıştır. Bölgeden toplanan su örnekleri yıllık 1.83 µSv'lık etkin doza neden olan 0.0089 Bq/l toplam alfa ve 0.271 Bq/l toplam beta aktivitelerinin ortalaması elde edilmiştir. Bu çalışmada elde edilen ölçüm sonuçları çalışılan bölgenin doğal sınırlarda olan fon (background) radyasyonuna sahip bir bölge olduğunu göstermiştir ve ülkenin diğer bölgelerinden önemli bir farkı olmadığını göstermiştir.

Karahan ve Bayülken (1999) (Türkiye) İstanbul civarındaki gama doz oranını belirlemiştir. İstanbul'un yüzey topraklarındaki doğal radyonüklit aktivite konsantrasyonları gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Topraklardaki radyonüklitlerin aktivite konsantrasyonları doğrudan dışarıdan maruz kalınmasıyla ilgilidir. Toprak örneklerindeki karasal radyonüklitlerin doğal gama radyoaktivitesi

ve havadaki bu radyonüklitlerin soğurulan gama doz oranları İstanbul'un farklı alanları boyunca hesaplanmıştır. U-238, Th-232 ve K-40'ın ortalama aktivite konsantrasyonları sırasıyla 21, 37 ve 342 Bq/kg olarak bulunmuştur. Yerden bir metre yukarıdaki havada dış gama doz oranı 65 nGy/s olarak belirlenmiştir. Bu çalışmada elde edilen veriler kullanılarak İstanbul'da yaşayan 1 kişi için ortalama yıllık etkin doz eşdeğeri yaklaşık 80 µSv olarak bulunmuştur.

Tzortzis ve ark. (2003) Kıbrıs'taki karakteristik jeolojik kayalardan doğal olarak meydana gelen radyoaktif örneklerin gama-ışın ölçümleri üzerine bir çalışma yapılmıştır. Yüksek çözünürlüklü gama-ışın spektroskopisi kullanılarak, Kıbrıs'ta görünen jeolojik kaya oluşumlarının en etkili tiplerinin tümündeki karasal gama radyasyonu ölçülmüştür. Ölçülen gama-ışın spektrumundan aktivite konsantrasyonları Th-232 (1.3-52.8 Bq/kg aralığında) U-238 (0.9-90.3 Bq/kg aralığında) ve K-40 (13-894 Bq/kg aralığında) için belirlenmiştir. Toryum, uranyum ve potasyum için elemental (doğal) konsantrasyonların ortalama değerleri sırasıyla 2.8±0.7 ppm, 1.3±0.3 ppm ve 0.6±0.1 % olarak elde edilmiştir. Dışarıda soğurulan gama doz oranları jeolojik özelliklere bağlı olarak 14.7±7.3 nGy/s ortalama değer ile 0.1-50 nGy/s oranında hesaplanmıştır. Dışarıdaki her kişinin etkin doz oranlarının % 20 bulunma faktörü varsayılarak 0.1 ve 61.4 µSv/y arasında olduğu hesaplanmıştır.

Değerlier (2010), Adana (Türkiye) civarındaki toprak örnekleri için radyoaktivite konsantrasyonlarını ve dozun belirlenmesini dair bir çalışma yapmıştır. Bu çalışmada Adana civarındaki yüzey topraklarındaki doğal radyonüklitlerin konsantrasyonları HPGe dedektörlü gama ışın spektrometresi kullanılarak belirlenmiştir. Havadaki karasal radyonüklitlerin doğal gama ışın radyoaktivitesi Adana'nın farklı alanları için hesaplanmıştır. U-238, Th-232 ve K-40'ın ortalama aktivite konsantrasyonları sırası ile 17.6, 21.1 ve 297.5 Bq/kg olarak bulunmuştur. Yerden 1 m yukarıdaki havadaki dış gama doz ölçümleri taşınabilir gama sintilasyon dedektörü kullanılarak belirlenmiştir. Havadaki gama doz

ölçümleri toprak örneklerinin alındığı yerden alınmıştır. Örnek istasyonlarındaki ortalama dış gama doz oranları 67 nGy/s olarak belirlenmiştir. Toplum için yıllık etkin doz 82  $\mu$ Sv olarak bulunmuştur.

Lu ve ark. (2012) tarafından yapılan çalışmada Çin'deki kömür yakıtlı Baqiao nükleer santral civarındaki toprağın doğal radyoaktivite seviyesi gama ışın spektrometresi kullanılarak belirlenmiştir. Çalışılan toprak örneklerinde bulunan Ra-226, Th-232 ve K-40 konsantrasyonları sırasıyla 36.1, 51.1 ve 733.9 Bq/kg ortalama değerler ile 27.6 – 48.8 B/kg, 44.4 - 61.4 Bq/kg ve 640.2 – 992.2 Bq/kg oranlarında bulunmuştur. Bu değerlerin Shaanxi toprağının ortalama değerlerinden kısmen daha yüksek olduğu görülmüştür. Radyum eşdeğer aktivite, havada soğurulan doz oranı ve yıllık etkin doz oranı hesaplanmıştır ve uluslararası rapor edilen ya da referans değerlerle karşılaştırılmıştır. Çalışılan örneklerin radyum eşdeğer aktivite değerlerinin uluslararası olarak kabul edilen değerlerin altında olduğu gözlemlenmiştir. Topraktaki doğal radyonüklitlerden dolayı yerel halk tarafından alınan havadaki soğurulan doz oranı ve yıllık etkin doz oranı Xi'an ve dünya çapındaki ortalama değerden kısmen daha yüksek bulunmuştur.

Lu ve ark. (2011) tarafından yapılan çalışmada ise, Xi'an'ın kömür yakıtlı 2 büyük nükleer santralinden (CFPPs) alınan kömür, uçucu kül ve dip külündeki Ra-226, Th-232 ve K-40 tarafından üretilen doğal radyolojik karakteristikleri ve yıllık etkin doz oranları (AED) gama ışın spektrometresi yöntemiyle belirlenmiştir. İki CFPPs' den alınan tüm kül örneklerindeki (uçucu kül ve dip külü örnekleri) Ra-226, Th-232 ve K-40'ın ortalama aktivite konsantrasyonları sırası ile 67.6, 74.3 ve 225.3 Bq/kg olarak bulunmuştur. Sonuçlar diğer bölgelerdeki veriler ile karşılaştırılmıştır. Doğal radyoaktivitenin radyolojik tehlikesini değerlendirmek için radyum eşdeğer aktivite ( $Ra_{eq}$ ), havadan soğurulan doz oranı (D), AED ve içsel tehlike indeksi ( $H_{ex}$ ) uluslararası olarak kabul edilen değerlerle karşılaştırılmıştır. 3 uçucu kül örnekleri hariç tüm örneklerin  $Ra_{eq}$  ve  $H_{ex}$  değerleri 370 Bq/kg'lık limit değerden daha az ve uyum içinde olduğu görülmüştür. Kül örnekleri için ortalama

D ve AED sırasıyla 86.8 nGy/s ve 0.11 mSv/y olup dünya ortalamasını aşmaktadır.

Türkiye Afşin Elbistan kömür yakıtlı termik santrali civarındaki toprağın ağır metal ve radyonüklit seviyesi Çayır ve ark. (2012) tarafından yapılmıştır. Bu çalışmada Türkiye, Kahramanmaraş ilindeki Afşin-Elbistan kömür yakıtlı termik santralin etrafından toplanan toprak örneklerindeki doğal olarak oluşan radyonüklitler Th-232, U-238 ve K-40 ve yapay radyonüklit Cs-137 ve ağır metallerin etkisini belirlemek amaçlanmıştır. Radyasyon seviyeleri HPGe dedektörlü (Canberra 2020) gama çok kanallı analizör ekipmanları kullanılarak ölçülmüştür. Çalışılan elementlerin konsantrasyonları ICP-AES kullanılarak belirlenmiştir. Standart sapmalarda Cs-137, K-40, Th-232 ve U-238' in ortalama spesifik aktiviteleri  $51.4 \pm 84.9$ ,  $409 \pm 180$ ,  $39.8 \pm 18.8$  ve  $34.4 \pm 22.0$  Bq/kg olarak bulunmuştur. Radyum eşdeğer aktivite ( $Ra_{eq}$ ) 122.8 Bq/kg olarak hesaplanmıştır ve bu değer OECD tarafından önerilen limitlerden daha düşüktür. Ağır metallerin ortalama konsantrasyonları Cd, Cr, Cu, Ni, Pb, Zn, Al ve Fe için sırasıyla  $6.29 \pm 0.77$ ,  $70.5 \pm 20.3$ ,  $59.5 \pm 75.2$ ,  $89.9 \pm 58.9$ ,  $26.7 \pm 23.7$ ,  $89.2 \pm 58.4$ ,  $18.806 \pm 4.273$  ve  $14.634 \pm 1.166$  mg/kg' dır. Tüm örneklerdeki Cd içeriği ve Cu, Cr ve Ni' in maksimum değerlerinin Türkiye' deki toprak için belirlenen limitlerden daha yüksek olduğu görülmüştür.

Menon ve ark. (2011) Hindistan, Chandrapur Süper Termik Santrali (CSTPS)'nin ön ısıtıcı (ekonomizer), havalandırma (aerator) ve elektrostatik filtre (EP)'den toplanan uçucu kül örneklerindeki doğal olarak oluşan radyonüklitler K-40, U-238 ve Th-232 NaI(Tl) tabanlı gama ışın spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. Çalışma bu radyonüklitlerin özellikle EP'den alınan ince kül örneklerinde yüksek konsantrasyon göstermiştir.

Ayçık ve Ercan (1995) belirlenen bir tehlike olasılığı üzerine Türkiye' nin güney batısından aldıkları kömür ve uçucu kül örneklerindeki uranyum, toryum ve potasyumu belirlemek için gama-ışın spektroskopik tekniğini kullanmışlardır. Yatağan ve Milas (Muğla) da CPPs ile yakılan linyit için uranyum, toryum ve

potasyum için konsantrasyon oranları (ve ortalama değerleri) sırasıyla 4-25 (16) ppm, 3-16 (10) ppm ve 218-596 (49) ppm olarak bulunmuştur. Elektrostatik filtrelerden geçen kül kısımlarında uranyum, toryum ve potasyum için konsantrasyon oranları (ve ortalama değerler) 21-43 (35) ppm, 10-31 (18) ppm ve 251-936 (774) ppm olarak verilmiştir. Linyit ve uçucu kül örneklerindeki radyum-226 konsantrasyon oranı (ve ortalama değeri) sırasıyla 2.3-14.0 (9.1) pCi/g ve 13-21(18) pCi/g olarak bulunmuştur.

Turhan ve ark. (2010) yaptıkları çalışmada Portland çimentosundaki bileşen olarak yararlanılan toz halindeki uçucu külün (PFA) potansiyel radyolojik etkilerini belirlemeyi amaçlamışlardır. Bu amaç için PFA ve %15, %20 ve %25 PFA kütlesi içeren Portland çimentosu örneklerinde bulunan Ra-226, Th-232 ve K-40' ın aktivite konsantrasyonları HPGe dedektörlü gama ışın spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. İncelenen PFA ve %15, %20 ve %25 PFA kütlesi içeren Portland çimentosu örnekleri için Ra-226, Th-232 ve K-40' ın ortalama aktivite konsantrasyonları sırasıyla 366. 6, 113.7 ve 460.2 Bq/kg ve 94.2, 25.9 ve 215.3 Bq/kg ve 113.7, 34.3 ve 238.3 Bq/kg ve 124.2, 41.8 ve 279.3 Bq/kg olarak bulunmuştur. Radyum eşdeğer aktivite, dış maruziyet indeksi (aktivite konsantrasyon indeksi), iç doz indeksi (alfa indeksi), iç soğurulan gama doz oranı ve yıllık etkin doz gibi radyolojik parametreler %15, %20 ve %25 PFA kütlesi içeren Portland çimentosu örnekleri için belirlenmiştir. Tüm Portland çimento örnekleri için değerlendirmenin sonuçları konutların bina materyali için önerilen güvenilir sınırlar içerisinde olduğunu göstermiştir.

Uğur ve ark. (2012) yüksek fırın cürufundaki doğal olarak meydana gelen radyonüklitlerin aktivite seviyelerinin ve radyolojik etkilerinin incelendiği bir çalışma yaptılar. Çalışmada yol yapımında çakıllı kum yerine kullanılan yüksek fırın cürufu (BFS) örneklerinin kullanılmasının sonucunda doğal olarak meydana gelen radyonüklitlerin aktivite seviyeleri ve bu radyonüklitlerin işçiler ve toplum üyelerinin sağlığı üzerindeki mümkün olan radyolojik etkileri gama-ışın

spektrometresi kullanılarak incelenmiştir. Potansiyel olarak maruz kalınan senaryolar Radyasyondan Korunma 122 (Radiation Protection 122)' de verilmektedir. Yapılan çalışmada, BFS örneklerinde bulunan Ra-226, Th-232 ve K-40 ortalama radyoaktivite konsantrasyonları sırasıyla 152.4, 54.9 ve 183.1 Bq/kg olarak bulunmuştur. Bu değerler sırasıyla Ra-226, Th-232 ve K-40 için 2270, 70 ve 240 Bq/kg aktivite değerlerine sahip olan Avrupa Birliği ülkelerinde ölçülen BFS örneklerindeki değerlerle karşılaştırılmıştır. BFS örnekleri için hesaplanan radyum eşdeğer aktivite indeksinin değeri önerilen güvenilir sınırlar içerisinde olduğu görülmüştür. Toplum üyeleri ve işçiler için en yüksek toplam yıllık etkin dozlar sırasıyla 0.9 ve 0.4 mSv/y olarak hesaplanmıştır. Bu değer yıllık sınır 1 mSv/y 'dan daha düşüktür.

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

Al-Jundi, ve ark. (2003) çalışmalarında ise Amman Akabe'den elde edilen topraklarda, doğal olarak oluşan karasal ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ) radyonüklitin spesifik aktivite değerleri ile soğurulmuş gama doz hızları, HPGe dedektörlü gama ışın spektrometresi kullanılarak hesaplanmıştır. Toprak numunelerindeki aktivite değerleri  $^{238}\text{U}$  için 22 - 104 Bqkg<sup>-1</sup>,  $^{232}\text{Th}$  için 21 - 103 Bqkg<sup>-1</sup> ve  $^{40}\text{K}$  için 138 - 601 Bqkg<sup>-1</sup> aralığında hesaplanmıştır. En yüksek  $^{238}\text{U}$  aktivite değeri Al-hassa'nın fosfat madeninden temin edilen numunelerde elde edilmiştir. Yapılan çalışmadaki yıllık etkin doz eşdeğeri ise 40-151  $\mu\text{Sv}$  olarak bulunmuştur. Ortalama değerin

UNSCEAR-2000 raporunda verilmiş olan yapı içi radyasyon dozu limitleri içinde olduğu görülmüştür.

Saleh ve Abu Shayeb (2014), Ma'an topraklarındaki doğal radyoaktiviteyi Ürdün bölgesindeki çevresel radyoaktivite araştırmasını tamamlamak için hesapladılar. Topraklar 5 dağılım alanında toplandılar. Toprakların kimyasal bileşimlerini belirlemek için XRF spektrometresi kullanıldı. Toplam alfa ve toplam beta aktivite ölçümleri sıvı sintilasyon sayıcı (LSC) kullanılarak yapıldı ve onların ortalama aktiviteleri sırasıyla  $11.74 \pm 5.90$  ve  $888.68 \pm 76.16$  Bq/kg olarak bulundu. Gama yayan radyonüklitlerin aktivite konsantrasyonlarını ölçmek için yüksek saflıkta germanyum dedektörü kullanıldı.  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  ortalama spesifik aktivite değerleri sırasıyla  $57.7 \pm 5.4$ ,  $44.9 \pm 6.3$ ,  $18.1 \pm 1.4$  ve  $138.1 \pm 40.8$  Bq/kg olarak hesaplandı. Havadaki ortalama soğurulan doz oranı  $37.15 \pm 3.53$  nGy/h ve yıllık etkin doz eşdeğeri  $45.59 \pm 4.33$   $\mu\text{Sv/y}$  olarak bulundu.

Abd El-mageed ve ark. (2011) tarafından yapılan çalışmada Yemen'nin Juban şehri civarından toplanan kaya ve toprak örneklerindeki  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  atığının doğal radyoaktivitesi ölçülmüştür. Topraklardaki radyonüklitlerin konsantrasyonları HpGe dedektörlü gama ışın spektrometresi ile belirlenmiştir.  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ 'ın ortalama radyoaktivite konsantrasyonları Bq/kg şeklinde ifade edilerek belirlenmiştir. Granit, granitsi yapı taşı, silttaşı ve kumtaşı kayaları için konsantrasyonlar sırasıyla ( $53.6 \pm 4$ ,  $127 \pm 6.7$ , ve  $1742.8 \pm 60$  Bq/kg), ( $55 \pm 3$ ,  $121 \pm 6.4$ , ve  $2341 \pm 75$  Bq/kg), ( $212.8 \pm 8.3$ ,  $109 \pm 5.1$ , ve  $32.4 \pm 4.5$  Bq/kg), ve ( $32.1 \pm 1$ ,  $22.3 \pm 2.4$  ve  $190.7 \pm 13$  Bq/kg) olarak bulunmuştur. Toprak için uygun bulunan değerlerin  $44.3 \pm 4.3$ ,  $58.2 \pm 5.0$ , ve  $822.6 \pm 31$  Bq/kg olduğu görülmüştür. İncelenen alandaki Cs-137 birikintisinin aktivite konsantrasyonu  $0.1 \pm 0.1$  ile  $23.2 \pm 1.2$  Bq/kg oranında olduğu not edilmiştir. Ayrıca alandaki örneklerin (kaya-toprak) doğal radyonüklitlerin içerdiği radyolojik risk, radyum eşdeğer aktivitesi, toplam doz oranları, dış tehlike indeksi ve gama aktivite konsantrasyon indeksi hesaplanmıştır. Veriler tartışılmıştır ve literatürde verilen değerlerle



karşılaştırılmıştır.

Mutuk ve ark. (2013) yaptıkları çalışmada Türkiye Bafra Kızılırmak Nehri (Kuş Cenneti)' ndeki doğal ve yapay radyonüklitleri ölçülmüşlerdir. Bu çalışmada Bafra Kızılırmak Nehri' nden toplanan toprak örneklerindeki doğal ve yapay radyonüklitlerin aktivite konsantrasyonu NaI(Tl) dedektörlü gama spektrometresi kullanılarak ölçülmüştür. U-238, Th-232 ve K-40' ın ortalama aktivite konsantrasyon değerleri sırasıyla  $37.2 \pm 1.0$  ,  $33.7 \pm 3.1$  ve  $413.0 \pm 59.8$  Bq/kg olarak bulunmuştur. Ayrıca bazı örneklerde Cs-137 ölçülmüştür. Cs-137 ise  $13.8 \pm 1.0$  Bq/kg ortalama değere sahiptir. Aktivite konsantrasyonlarından dışarıdaki soğurulan gama doz oranı ve yıllık etkin doz oranı ve iç tehlike indeksi ( $H_{ex}$ ) hesaplanmıştır.

Turhan ve ark. (2010) Türkiye' de kömür yakan termik santrallerde üretilen toz halindeki uçucu küllerin radyolojik karakteristiklerini belirleyen bir çalışma yapmışlardır. Bu amaçla kömür yakan 15 Termik santralden (TPPs) toplanan toz halindeki uçucu küllerin radyolojik karakteristiklerini belirlemek için gama spektrometrik tekniğini kullanmışlardır. Toprak çalışması uygulamalarında dolgu ve kaplama materyali olarak kullanılan PFA örneklerinin radyolojik etkileri incelenmiştir. Ayrıca, PFA örneklerini elleri ile kullanan işçiler ve PFA yığını yakındaki evde yaşayan toplum üyelerinin almış olduğu yıllık etkin dozlar Radyasyondan Korunma 122' de belirlenen metotlar kullanılarak belirlenmiştir. PFA örneklerinde ölçülen Ra-226, Th-232 ve K-40' ın aktivite konsantrasyonları her bir TPP için tablolanmıştır.

Solak ve ark. (2012), tarafından yapılan çalışmada Adana'daki inşaat yapım alanlarından ve bayilerden toplanan 14 farklı bina materyalinin toplam 117 örnek için doğal radyoaktivite seviyesi belirlenmiştir. Bu çalışmada HPGe dedektörlü gama-ışın spektrometresi kullanılmıştır. Çalışılan bina materyali örneklerinde ölçülen Ra-226, Th-232 ve K-40'ın ortalama aktivite konsantrasyonları sırası ile 2.1 ile 88.2 Bq/kg, 1.8 ile 52.7 Bq/kg ve 68.1 ile 847.5

Bq/kg arasında bulunmuştur. İçerideki soğurulmuş doz hızı ve buna karşılık gelen yıllık etkin doz oranı, bina materyallerinin kullanımında potansiyel olarak maruz kalınan risk için değerlendirilmiştir. Harici ve dahili indeksin elde edilen değerleri önerilen en üst seviyenin altında bulunmuştur. Belirlenen etkin yıllık doz değerlerinin tümü 0.3 mSv (AB, 1999)'lık önerilen seviyeden düşüktür.



### 3. MATERYAL VE METOD

#### 3.1. Kömür Yakıtlı Termik Santraller

Kömür, petrol veya doğal gazdan elektrik elde edilmesi yöntemi aynıdır. Bir kazanın içindeki su, bu yakıtların yakılması vasıtasıyla ısıtılarak kaynatılır ve elde edilen buharda bir türbini çevirir. Bu türbine bağlı olan jeneratör vasıtasıyla da elektrik enerjisi elde edilir. Termik santraller fosil yakıtların (katı, sıvı ya da gaz halindeki) kimyasal enerjisinin elektrik enerjisine dönüştürüldüğü tesislerdir. Termik santraller türbin ve yakıt cinslerine göre sınıflandırılır (<http://www.nukte.org>):

- 1) Buhar türbinli linyit santralleri
- 2) Gaz türbinli santraller
- 3) Buhar ve gaz türbinli santraller
- 4) Dizel veya fueloil santralleri
- 5) Jeotermal santraller
- 6) Nükleer santraller

Dünya Elektrik Üretiminin 2009 yılındaki elektriğinin %41'i kömür, %21 doğal gaz, %16'sı hidrolik, %13'ü nükleer, %5'i petrol ve %4'ü diğer kaynaklardan karşılanmıştır.

Termik santrallerde kömürün toz haline getirilip ateşlenmesi kullanılan en yaygın yakma sistemidir. Bu sistemde kömür, 90 mikron altında olacak biçimde öğütülüp sıcak havayla sürüklenerek 1100-1200 °C'deki yanma odalarına püskürtülmektedir. Yanmadaki önemli faktörler; kömürün ısıl değeri, kimyasal bileşimi, öğütülebilme indeksi, rutubeti ve kül içeriğidir.

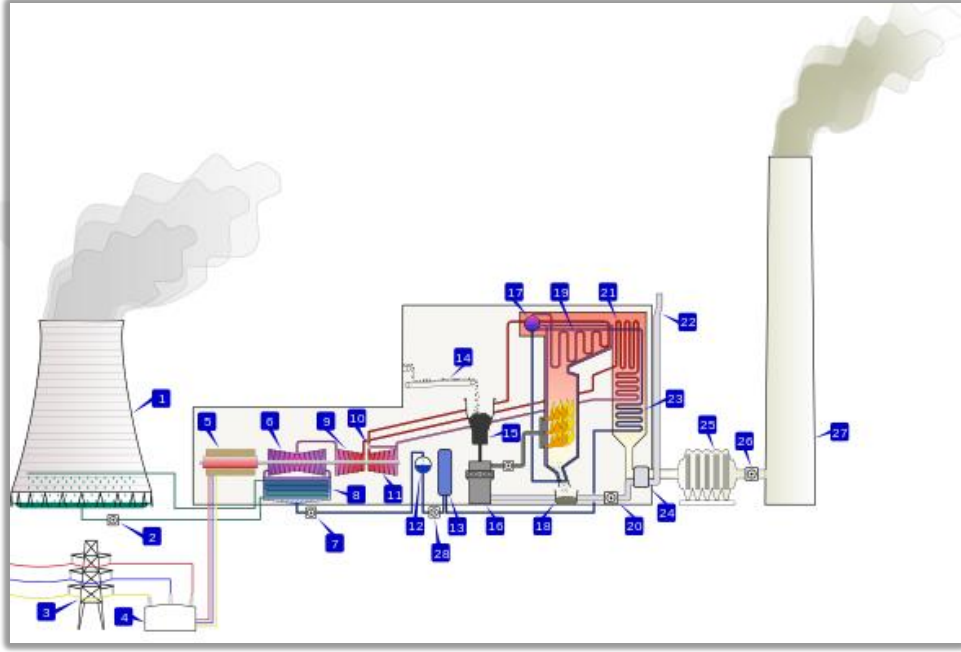
Kömür tüketiminin en fazla olduğu termik santrallerde en önemli sorun enerji veriminin düşük olmasıdır. Termik santrallerin enerjisinin %30'u net elektriğe dönüşüp geri kalanı artık ısı olarak ortadan kaybolmaktadır. Gelişmiş

ülkeler bu ısıdan yararlanma yöntemleri geliştirmişlerdir. Örneğin, Batı Almanya'da türbinden çıkan buhar ısı, kentlerin merkezi ısıtma sisteminde kullanılarak termik santrallerden elde edilen net enerji verimi %80'e yükselmiş olmaktadır (Önal, 1992). Termik santraller fueloil, mazot, gaz gibi kömür akaryakıtların yakılması sonucu mekanik enerji elde edilen bir sistemdir. Kömür veya linyit santraldeki kazanlarda beslenir. Kazan içerisinde 800-900 °C yüksek sıcaklıklarda yanma başlar. Kazan içerisindeki borularda dolaşan su ısının etkisi ile kızgın buhar haline dönüşerek buharlaşır. Bu buhar yüksek basınç ve yüksek sıcaklıktaki buhar türbinine gönderilir. Bu şekilde süregelen olaylar sonrasında ısı enerjisi mekanik enerjisine dönüşür. Burada elde edilen mekanik enerji türbine bağlı olan elektrik jeneratörünü döndürür ve jeneratöre bağlı sistem elektrik üretir. Kömürlü bir termik santralin blog diyagramı Şekil 3.1'de verilmektedir. Çizelge 3.1'de ülkemizde kömür ile çalışan termik santraller ve santral kurulmaya aday diğer saha ile rezerv değerleriyle kalori durumları verilmektedir. Çizelgede elektrik üretimi yapan yerler, "E" kodu ile soba ve sanayi kömürü üretimi alanları ise "K" kodu ile ifade edilmektedir. Ülkemizde çıkarılan linyit kömürünün %80'e yakını kalori bakımından düşük ancak kükürt ve kül oranları oldukça yüksektir. Taş kömüründe veya ithal kömürlerde bu durumun tersi mevcuttur. Bu kömürlerin kalori değerleri 7000 üzeri kömürdeki kül ve kükürt oranları ise düşüktür. Kömürden elektrik üretim maliyeti, nükleer ve hidroelektrik santrallerinden farksız olup elektrik kilovat-saat maliyeti alt düzeylerde olduğu için oldukça cazip bir yatırım olmaktadır (<http://www.nukte.org/>).

1.000 MW gücündeki bir kömür santrali yılda 2,5 milyon ton kömür tüketerek doğaya:

- 6.000.000 ton CO<sub>2</sub> gazı
- 120.000 ton SO<sub>2</sub> gazı
- 25.000 ton NO<sub>x</sub> gazı

- 600.000 ton atık kül
- 200 milyon Bq radyasyon
- Zehirli ağır metaller (cıva, kadmiyum, kurşun antimon vb.) salmaktadır.



Şekil 3.1 Kömürlü bir termik santralin blog diyagramı (www.wikipedia.org)

1. Soğutma kulesi
2. Soğutma suyu pompası
3. Enerji nakil hattı (3-fazlı)
4. Yükseltici trafo (3-fazlı)
5. Elektrik üretici (3-fazlı)
6. Düşük basınç buhar türbini
7. Yoğuşma pompası
8. Yüzey yoğunlaştırıcı
9. Orta basınç buhar türbini
10. Buhar kontrol valfi
11. Yüksek basınçlı buhar türbini
12. Gazdan arındırıcı
13. Besleme suyu ısıtıcısı
14. Kömür taşıyıcı
15. Kömür besleme hunisi
16. Kömür Öğütücü
17. Buhar fıçısı
18. Kül hunisi
19. Süper fırın
20. Enerjili akım fanı
21. Tekrar ısıtıcı
22. Yanma hava girşi
23. Ekonomizör
24. Hava Ön Isıtıcı
25. Elektrostatik filtre
26. Endüklenmiş akım fanı
27. Baca

Çizelge 3.1. Ülkemizin kömür yakıtlı elektrik santralleri ve kömür rezervi (MTA, 2006)

Kömür Sahaları	Elektrik Üretimi	Toplam Rezerv (Ton)	Kömür Sahaları	Kömür Üretim	Toplam Rezerv (Ton)
Elbistan	E	3.357.340.000	Tufanbeyli	K	271.302.000
Soma	E	689.450.000	Gölbaşı	K	57.142.000
Beypazarı	E	390.317.000	Karlıova	K	88.884.000
Yatağan	E	750.214.000	Mengen	K	142.757.000
Çan	E	92.483.000	Orta	K	123.165.000
Tunçbilek	E	317.732.000	Gediz	K	23.945.000
Seyitömer	E	198.666.000	Saray	K	141.175.000
Kangal	E	202.607.000	Yeniçeltek	K	19.791.000
Orhaneli	E	34.791.000	Sorgun	K	13.206.000
Çatalağzı	E	Filtre kömür	Göynük	K	43.454.000
			Dodurga	K	24.223.000
			Davutlar	K	39.000.000
Toplam		6.033.600.000	Toplam		988.044.000

### 3.2. Çalışma Alanın Tanımlanması

Sivas'ın Kangal ilçesinde bulunan Konya Şeker Enerji bağlı ortağı olan Kangal Termik Santral Elektrik Üretim A.Ş. tarafından işletilmekte olan santral 457 MWe kurulu gücüyle Sivas'ın en büyük Türkiye'nin ise 43. en büyük santrallerinden biridir (Çizelge 3.2). Ayrıca tesis Türkiye'nin linyit termik santrallerinden 8. büyük santralidir. Kangal Termik Santrali ortalama 2.077.999.000 kWh elektrik üretimi ile 627.794 kişinin konut, sanayi, metro ulaşımı, resmi daire, çevre aydınlatması gibi günlük hayatında ihtiyaç duyduğu tüm elektrik enerjisi ihtiyacını karşılayabilmektedir. Bu santral sadece konutların elektrik üretimi dikkate alındığında ise 659.682 konutun elektrik enerjisi ihtiyacını karşılayabilecek elektrik üretimi yapmaktadır (<http://www.enerjiatlası.com/>).

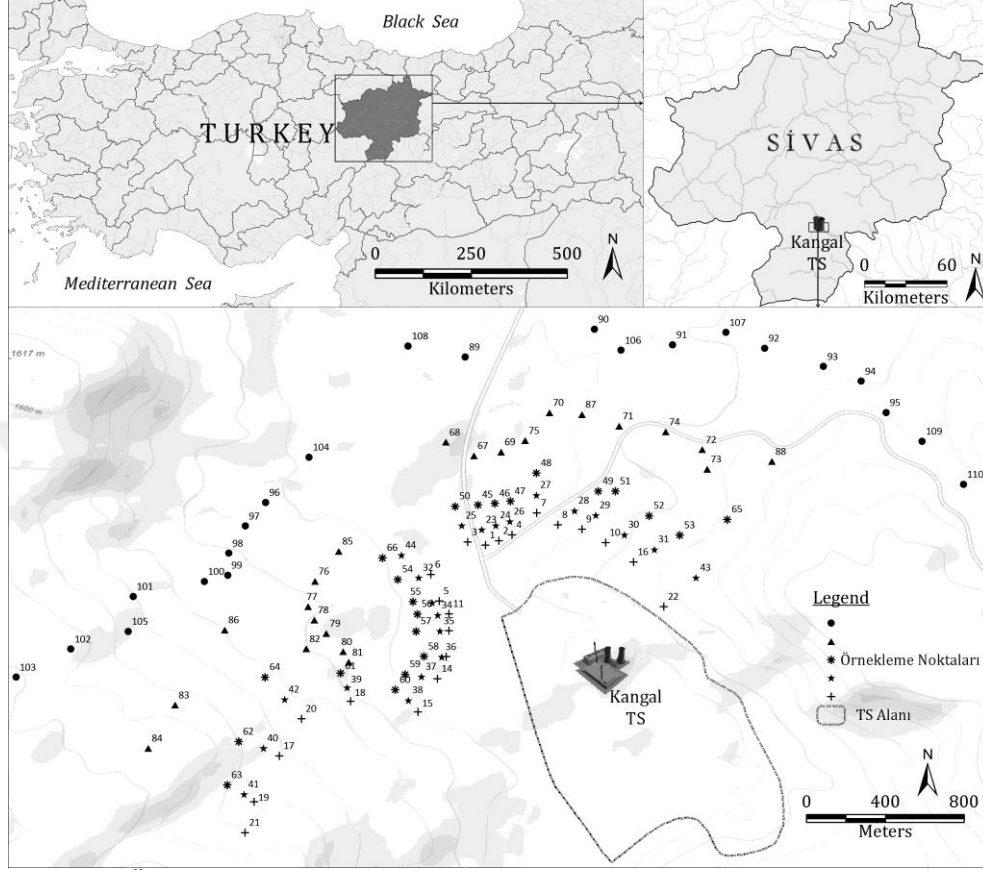
Çizelge 3.2. Kangal Termik Santrali bilgileri (<http://www.enerjiatlası.com/>)

Kurulu Güç	457 MWe
Kurulu Güce Oranı	% 0,5932
Üretim Kapasitesi	2971 GWh-yıl
Yıllık Elektrik Üretimi	~ 2,078 GWh
Santralin Yeri	Sivas, Kangal
İşletmeci Firma	Konya Şeker Enerji
Lisans No	EÜ/4537/02625

### 3.3. Örneklerin Toplanması

Sivas Kangal Termik Santralının çevreye olabilecek radyolojik etkisini değerlendirmek amacıyla santral çevresinden Şekil 3.2’de gösterilen farklı konumlardan 110 adet yüzey (0-5 cm) toprak örneği toplandı. Bunun yanı sıra termik santralinde yakıt olarak kullanılan 12 adet linyit kömür örneği, santralden atık olarak elde edilen 12 cüruf örneği ve 12 adet uçucu kül örneği toplandı. Bu örnekler, Çukurova Üniversitesi Fen Fakültesi Örnek Hazırlama Laboratuvarına getirildi ve kodlandı.



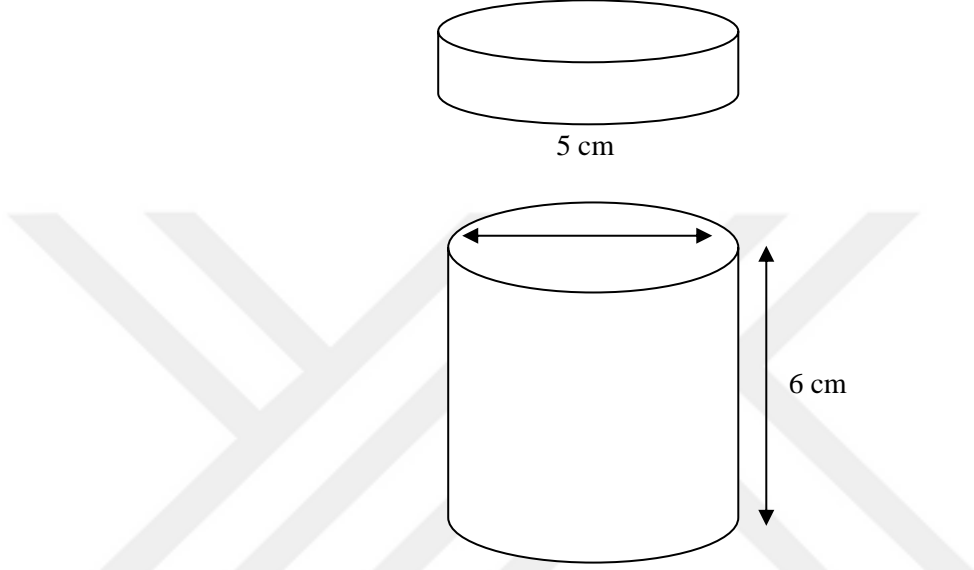


Şekil 3.2. Örneklerin toplandığı yeri gösteren şematik harita

### 3.4. Örneklerin Radyoaktivite Ölçümü İçin Hazırlanması

Toplanan her bir örnek, HPGe detektörlü gama-ışını spektrometresinin mutlak verim kalibrasyonu için kullanılan standart kalibrasyon kaynağının geometrisi ile benzer duruma getirebilmek amacıyla öğütüldü ve elekten geçirildi. Uçucu kül örnekleri öğütme işlemine tabi tutulmadı. Daha sonra toz hâline getirilen her bir örnek neminden arındırma için 105 °C'de etüvde yaklaşık bir gün bekletmek suretiyle kurutuldu. Örnekler, Şekil 3.3'te şematik olarak gösterilen ve standart kalibrasyon kaynakları ile aynı boyuta sahip 5 cm x 6 cm ebadındaki örnek kaplarına konuldu ve kaplar sızdırmaz bir şekilde kapatıldı. Her bir örneğin net kütlesi, hassas terazi kullanılarak belirlendi. Net ağırlıkları belirlenen örnekler,

$^{226}\text{Ra}$  ile bozunum ürünü olan radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) arasındaki kalıcı dengeyi sağlamak için en az dört hafta bekletildi. Böylece örnekler,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  radyonüklitlerinin aktivite derişimlerinin belirlenmesi işlemi için hazır duruma getirildi (Şekil 3.4).



Şekil 3.3. Kalibrasyon ve ölçümler için kullanılan plastik örnek kabının şematik görünümü



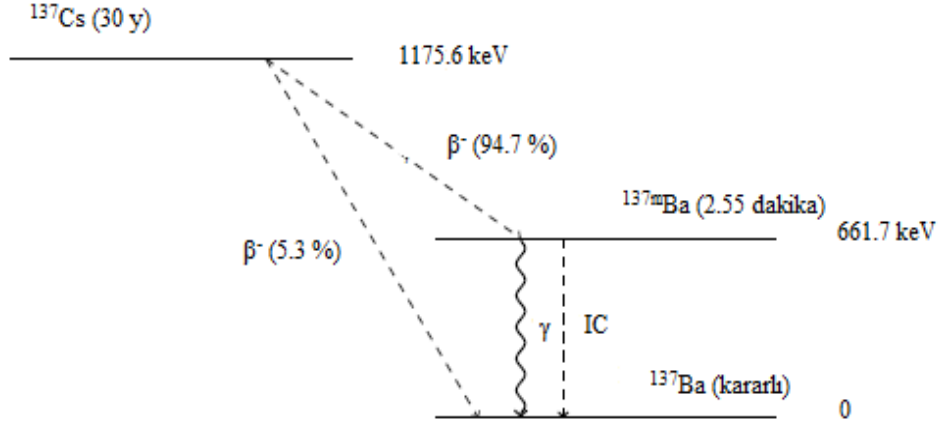
Şekil 3. 4. Ölçme işlemi için hazırlanmış örnekler

### 3.5. Gama-Işını Spektrometrik Yöntem

Gama-ışını yüksek frekanslı elektromanyetik radyasyondur. Gama-ışınları nadiren taban durumun yol açtığı radyoaktif bir bozunum sürecinde atom çekirdeğindeki uyarılmış durumdan enerji seviyesi daha düşük olan seviyelere geçişlerle meydana gelir. Bu sebeple gama bozunumu çoğunlukla diğer bozunum süreçlerine özellikle de beta bozunum sürecine eşlik eder. Her bir radyonüklit için bozunum süresince yayımlanan fotonların enerjisi kendine özgüdür.

Uyarılmış durumdan düşük seviye veya taban durumundaki enerji seviyesi değişimi doğrudan veya adım adım meydana gelebilir ve genellikle çok kısa bir yarı ömürle (çoğunlukla  $< 10^{-12}$  s) nitelendirilir. Ancak yarı ömür kolaylıkla ölçülebilecek kadar uzunsa çekirdeğin durumu izomerik durum veya yarı kararlı durum olarak tanımlanır. Çok iyi bilenen fisyon ürünü olan  $^{137}\text{Cs}$  ( $T_{1/2}=30$  yıl)'nin belirlenmesi için gama-ışını spektrometresinde kullanılan 661,7 keV'lik gama-

ışını, ana çekirdek ile radyoaktif dengede olan  $^{137m}\text{Ba}$  ( $T_{1/2}=2,55$  ay)'in iç dönüşüm (IC) bozunumu süreci sonucunda oluşur (Şekil 3.5).



Şekil 3.5. Kararlı  $^{137}\text{Ba}$  izomerik geçişini izleyen  $^{137}\text{Cs}$ 'nin beta ( $\beta^-$ ) bozunum şeması (Pittauerova, 2013)

Gama-ışın spektrometrik yöntem, çeşitli matrislerde gama-ışını yayan izotopların algılanması ve ölçülmesinde kullanılan tahribatsız, hızlı ve güvenilir bir analiz yöntemidir. Gama-ışın spektrometresi bir tek ölçümle ve daha az örnek hazırlanmasıyla örnekteki çeşitli gama-ışını yayan radyonüklitleri belirlemeye izin verir. Ölçüm, spektrum çizgileri ile verilir, büyüklüğü radyonüklitin aktivitesiyle orantılıdır ve yatay eksen pozisyonu enerjisi hakkında fikir verir.

Gama-ışın spektrometrik yöntem aşağıda verilen alanlarda yaygın olarak kullanılmaktadır.

- Nükleer tesisleri izleme
- Sağlık fizigi
- Nükleer tıp
- Malzeme araştırma
- Biyolojik bilim

- Çevresel bilim
- Radyoizotopların endüstriyel kullanımları

Gama-ışını spektrometresi, ana olarak gama-ışının etkileşeceği dedektör ortamından ve etkileşme sonucunda oluşan sinyalleri işleyen elektronik sistemden ve spektrumun gösterildiği monitörden oluşmaktadır. Dünya çapında 200,000'den daha fazla gama-ışın spektrometresinin, akademik ve sanayi laboratuvarlarında ve izlenimlerde kullanıldığı tahmin ediliyor.

Gama-ışını spektrometrik yöntem ile ölçme işlemi; gama-ışını fotonlarının algılanması ve enerjilerinin ölçülmesini esas alır. Gama-ışınlarının algılanması, gama-ışını fotonları ile dedektör malzemesi arasındaki etkileşmeye dayanır.

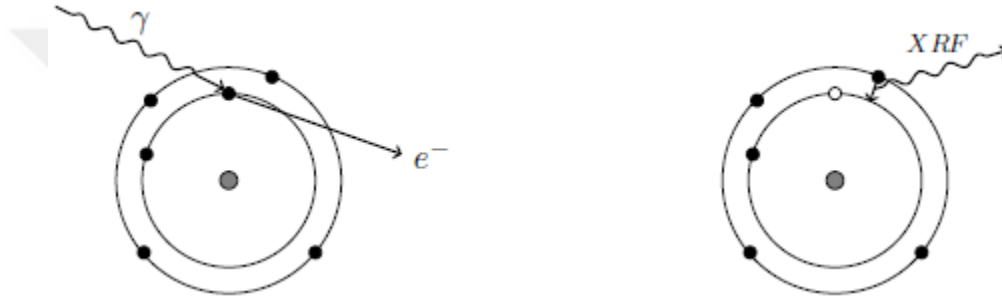
Gama-ışını fotonları, maddenin atomik elektronları, nükleonları ve çekirdek çevresindeki elektrik alanı ile etkileşim yapabilir. Fotonlar, etkileşimleri süresince ya tamamen soğurulabilir ya esnek ya da esnek olmayan şekilde saçılabilir. Gama-ışını fotonları madde ile üç farklı şekilde etkileşir. Uygulamalı gama-ışını spektrometrik yöntem için önemli olan bu etkileşme mekanizmaları fotoelektrik etki, Compton saçılması ve çift oluşumu olarak isimlendirilir (Pittauerova, 2013).

### 3.5.1. Fotoelektrik Etki

Fotoelektrik etki gama-ışını spektrometrik yöntemde en önemli etkileşme sürecidir. Fotoelektrik etki, foton ile elektronlar arasındaki esnek olmayan bir saçılmadır. Fotonlar atomun yörüngelerindeki elektronlardan biriyle çarpışır ve tüm enerjisi bu elektron tarafından soğurulur. Böylece radyoaktif kaynak veya herhangi bir örnekten yayınlanan ve dedektör ortamı ile etkileşen gama-ışını fotonu enerjisinin tamamını elektron aktararak gelen gama-ışını enerjini ait fotopikin oluşmasına sebep olur. Foton enerjisi  $E_\gamma$  elektronun bağlanma enerjisi  $E_b$ 'den daha yüksek ise, elektron  $E_e$  enerjisiyle fırlatılır.

$$E_e = E_\gamma - E_b \quad (3.1)$$

Fırlatılan elektron, Şekil 3.6’da gösterildiği gibi karakteristik bir X-ışını yayımına (flüoresans) sebep olur ve elektronun bıraktığı boşluk (deşik) daha yüksek kabuktaki bir elektron veya Auger elektronunun yayımıyla doldurulur (Pittauerova, 2013).



Şekil 3.6. Karakteristik X-ışınlarının yayımının takip ettiği fotoelektrik etki şeması (Pittauerova, 2013)

### 3.5.2. Compton Saçılması

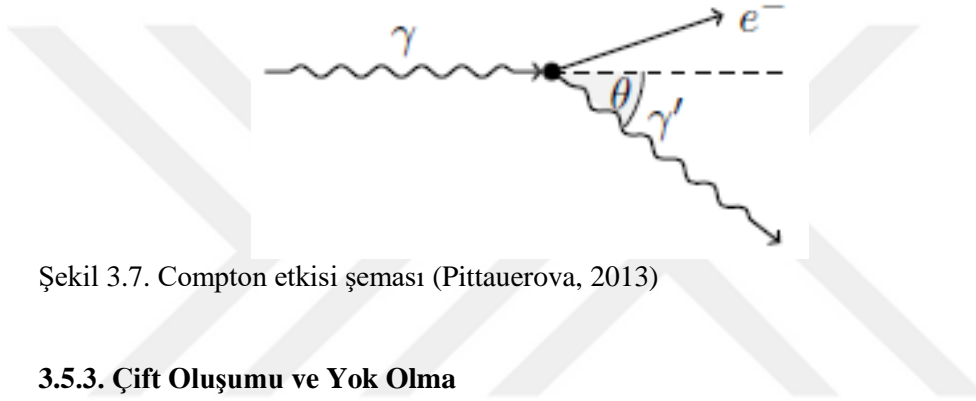
Compton etkisi fotonun enerjisinin azalmasıyla sonuçlanan fotonla elektron arasındaki esnek olmayan saçılmadır. Foton bir elektronla (genellikle dış kabuktaki) çarpışır ve enerjisi  $E_\gamma$ 'nın bir kısmı fırlatılan elektron tarafından soğurulur (Şekil 3.7). Foton kalan  $E_{\gamma'}$  enerjisi ve  $\theta$  açısıyla saçılır. Enerji transferi aşağıdaki şekilde tanımlanır (Pittauerova, 2013):

$$E_e = E_\gamma - E_{\gamma'} \quad (3.2)$$

burada

$$E_{\gamma'} = \frac{E_{\gamma}}{1 + \frac{E_{\gamma}}{m_0 c^2} (1 - \cos\theta)} \quad (3.3)$$

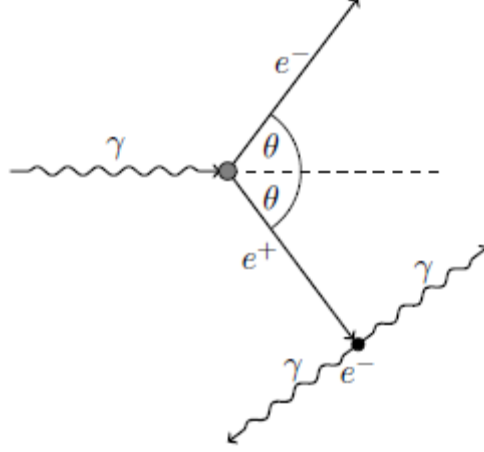
Elektron kalan kütlesi  $m_0 c^2$  511 keV'dir. Compton saçılması süresince soğurulacak foton enerjisinin % 100 den daha azdır.



Şekil 3.7. Compton etkisi şeması (Pittauerova, 2013)

### 3.5.3. Çift Oluşumu ve Yok Olma

Çift oluşumunun gerçekleşmesi için gelen fotonun enerjisinin, elektronun kalan kütlesinin iki katına eşdeğer olan 1022 keV'lik enerjiden daha büyük bir enerjiye sahip olmasını gerekmektedir. Yüksek enerjili bir fotonun, çekirdeğin Coulomb alanıyla etkileşiminden sonucunda, bir elektron ve pozitron çifti oluşur (Şekil 3.8) (Pittauerova, 2013). Oluşan elektronun, ortamdaki pozitron ile etkileşmesi sonucunda, zıt yönde hareket eden 511 keV'lik enerjiye sahip iki foton oluşur. Bu olay ise yok olma süreci olarak isimlendirilir (Şekil 3.8).



Şekil 3.8. Bir çekirdek ile bir foton etkileşimi sonrası elektron-pozitron çifti oluşumunun ve yok olma olayının gösterimi (Pittauerova, 2013)

#### 3.5.4. Gama-Işını Detektörleri

Gama-ışını detektörü, gama-ışını spektrometresinin en temel ve en önemli bileşenidir. Gama-ışını spektrometresi için katı hal yarı iletken detektörleri ve sintilatörler detektörleri yaygın bir şekilde kullanılmaktadır. Sintilasyon detektörleri gelen yüklü parçacıklara karşılık olarak ışık üretir ve bir ışık darbesi (pulsu) yayar, yoğunluğu gelen parçacığın enerjisi ile orantılıdır. Gama-ışını spektrometresi için kullanılan en yaygın sintilasyon detektörleri NaI(Tl) kristallerinden yapılıdır.

Günümüzde, yüksek saflıkta germanyum detektörleri (HPGe) gama-ışını spektrometresi içinde ‘altın standarttır’. HPGe detektörlerinin verimi bağıl olarak tarihsel sebeplerden dolayı standart olarak kabul edilen 7,65 cm x7,65 cm ebadındaki NaI(Tl) detektörünün verimine göre ifade edilmektedir.

#### 3.5.5. Germanyum Detektörleri

Germanyum detektörleri, iyonlaştırıcı radyasyona, özellikle dolaylı iyonlaştırıcı olan X-ışınları ve gama-ışınlarına duyarlı iç bölgede bir P-I-N yapıya sahip yarıiletken diyotlardır. Fotonlar detektörün boşalan hacmi içinde madde ile



etkileştiğinde yük taşıyıcılar (deşikler ve elektronlar) oluşturulur ve P ve N elektrotları elektrik alan ile yayılır. Detektöre gelen foton tarafından depolanan enerji ile orantılı bu yük gerekli yüke duyarlı bir ön yükselteç tarafından gerilim darbesine dönüştürülür. Germanyum yüksek Z'den dolayı yüksek soğurum katsayısına sahip olduğundan detektör yapısı için kararlı bir maddedir. Gelen gama-ışını ile etkileştikten sonra çok sayıda elektron-deşik çifti oluşturur ve yüksek değişkenliğe izin verir. Germanyum kristalinin özellikleri Çizelge 3.3'te verilmiştir.

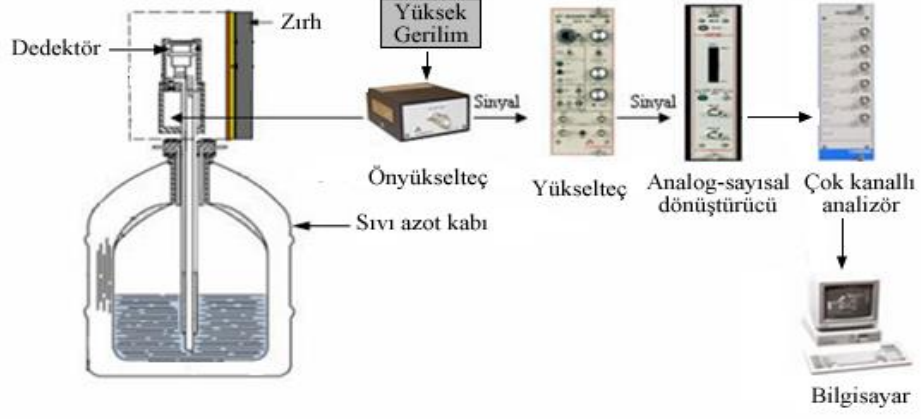
Çizelge 3.3. Germanyum kristalinin özellikleri (Knoll, 2000)

Atom numarası	32
Kütle numarası	72,6
Kararlı izotopları	$^{70}\text{Ge}$ , $^{72}\text{Ge}$ , $^{73}\text{Ge}$ , $^{74}\text{Ge}$ , $^{76}\text{Ge}$
Yoğunluğu, g/cm <sup>3</sup> (300 K'de)	5,32
Atom numarası/cm <sup>3</sup>	$4,41 \times 10^{22}$
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 <sup>3</sup> (300 K'de)	$2,4 \times 10^{13}$
Direnç (öz), $\Omega \cdot \text{cm}$ (300 K'de)	47
Elektron mobilitesi cm <sup>2</sup> /V.s (300 K'de)	3900
Deşik (hole) mobilitesi cm <sup>2</sup> /V.s (300 K'de)	1900
Elektron-deşik başına enerji, eV (77 K'de)	2,96
Fano faktör	0,129

Tipik bir analog HPGe detektörüne dayalı gama-ışını spektroskopi sistemi, bir HPGe dedektörü, yüksek gerilimli (voltage) güç kaynağı, ön yükselteç, yükselteç, analog-sayısal (dijital) dönüştürücü (ADC), çok kanallı analizör (MCA)'den oluşur (Şekil 3.9). Analog sistem bileşenleri çok farklı tiplerde bulunabilir. Son zamanlarda, DSP (digital signal processing techniques) konfigürasyonları sayısal sinyal işlemci elektronikleriyle yükselteç ve ADC ile yer değiştirmiştir.

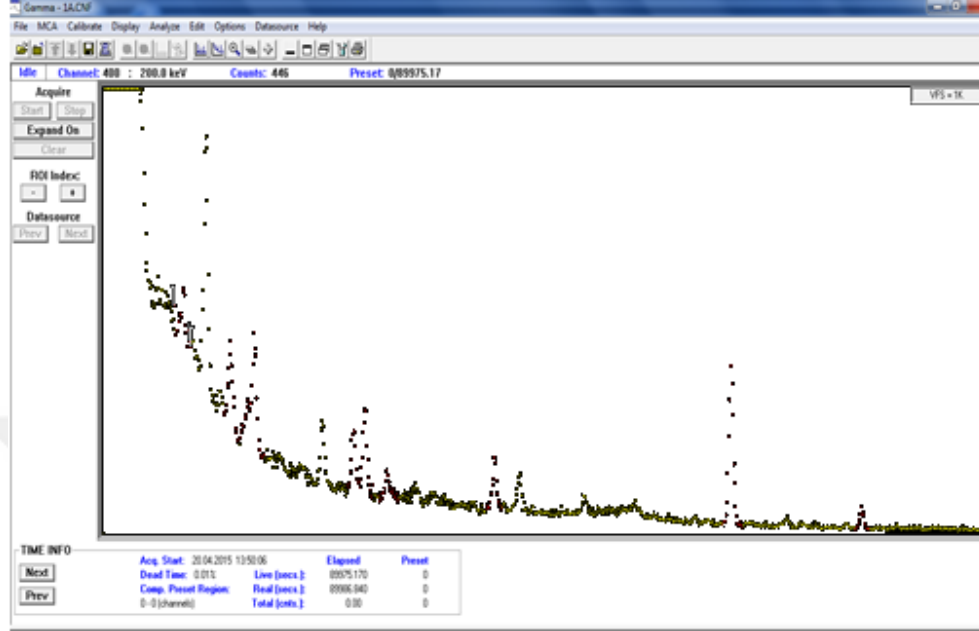
Elektronik sistemin fonksiyonu, sinyal darbeleri ve bu darbelerin işlemcilerinden üretilen elektronların toplanmasıdır ve sistem yükseklikleri veya enerjilerine göre darbeler sıralar. Bu işlemler aşağıdaki adımlarla tanımlanabilir:

- Foton detektör kristali ile etkileşir, elektronların ayrılmasıyla üretilir,
- Uygulamalı ters besleme gerilimi kristalden elektronlara hızla ilerler,
- Elektronlar tarafından üretilen akım sinyal darbesini oluşturur,
- Darbe çapı bir ön yükselteçle arttırılır,
- Ayrıca darbe şiddetlenir ve yükselteçle şekillendirilir,
- Darbe yoğunluğu ADC kullanılarak sayısal değere dönüştürülür,
- Sayısal değerler MCA'ya gönderilir.



Şekil 3.9. Yüksek saflıktaki germanyum detektörlü gama-ışın spektrometresi (Gezer, 2011)

Bilgisayar çoğu kez gama-ışını spektrumunu görselleştirmek ve spektrum analiz yazılımını kullanarak temel spektrum analizlerini yapmak için gerekmektedir. Şekil 3.10 tipik bir gama-ışını spektrum çıktısını göstermektedir.



Şekil 3.10. Tipik bir gama-ışını spektrum çıktısı

### 3.5.6. Detektörün Verimi

Genel olarak duyarlı bir HPGe sistemi, detektör verimi ile doğrudan orantılıdır. Bir detektörün verimi, belirli sayıdaki gama-ışınları için ne kadar sinyal oluştuğunun bir ölçüsüdür. HPGe dedektörlü gama-ışını spektrometrik sistem için üç farklı verim vardır:

- Mutlak Verim:** Kaynak tarafından yayılan gama-ışınlarının sayısının detektör tarafından oluşturulan sayımların sayısına oranı.
- İç Verim:** Detektöre çarpan gama-ışınlarının sayısının detektör tarafından oluşturulan darbelerin sayısına oranı. Bir dedektörün iç verimi, giriş penceresi üzerindeki bir paralel ışın olayındaki fotonların sayısı üzerinden tanımlanır ve kaynak tarafından yayılan fotonların sayısı belirtilmez. Bu tanım herhangi kaynak detektör geometrisine bağlı olmadığı için avantajlıdır. Farklı detektörleri

karşılaştırmak için sık sık kullanılır; ama radyoaktif örneğin ölçümünde daha az önemlidir.

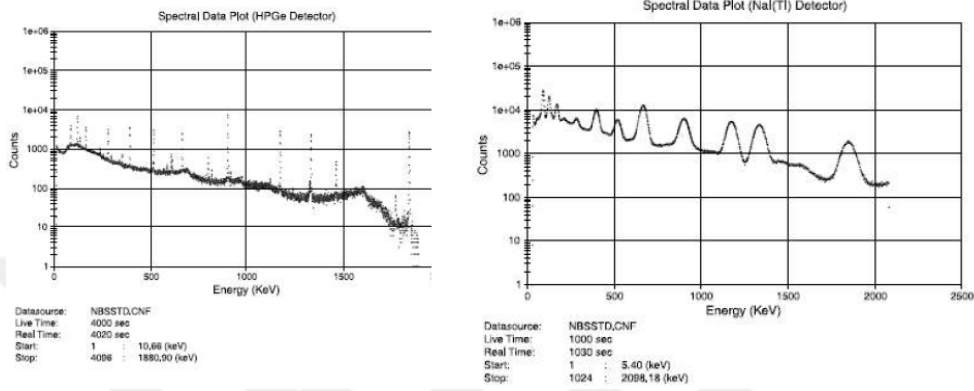
c) Bağlı Verim: HPGe detektörlerinin bağlı verimi, 7,65 cm x 7,65 cm ebadındaki NaI(Tl) sintilasyon dedektörüne 25 cm uzaklıktaki olan  $^{60}\text{Co}$  kaynağından yayınlanan 1,33 MeV enerjili gama-ışınının oluşturduğu verime göre belirlenmektedir.

Bir detektör, gama-ışın enerjisinin büyük bir kısmını soğuracak kadar duyarlı olmalıdır. Bu uygun boyutlu bir detektörün kullanılmasıyla veya kararlı yüksek Z'li bir detektör malzemesinin seçilmesiyle yapılır. %100'den daha büyük bağlı verimli detektörler, çapı yaklaşık 75 mm'ye kadar değişen germanyum kristalinden üretilmiş olmalıdır. Bir detektör için yaklaşık 2 kg germanyum gereklidir. HPGe dedektörlerinin verimleri, NaI(Tl) sintilasyon dedektörlerine göre daha yüksektir.

### 3.5.7. Detektörün Çözünürlüğü (ayırma gücü)

Çözünürlük belirli bir enerjide tek bir enerji tepesinin genişliğinin bir ölçüsüdür ve keV olarak ifade edilir. Dedektörlerin çözünürlüğü,  $^{60}\text{Co}$  radyonüklite ait 1332,5 keV enerjili gama-ışını fotopikinin yarı yüksekliğindeki tam genişliği (FWHM: Full width at half maximum) olarak verilir. En iyi (en düşük FWHM değeri) çözünürlük, bir spektrumdaki fotopiklerin tepelerini daha net ayırmak için sisteme olanak sağlar. Şekil 3.11, biri talyum katkılı sodyum iyodür NaI(Tl) detektöründe kullanılan ve diğeri yüksek saflıktaki germanyum HPGe detektöründe kullanılan aynı kaynaktan toplanan iki spektrumu gösteriyor. Bu oldukça basit bir spektrum olsa bile HPGe dedektöründen elde edilen spektrumda fotopikler açık bir şekilde birbirinden ayrılmış iken NaI(Tl) detektöründen elde edilen spektrumda ise fotopiklerin tepeleri üst üste binmiş durumdadır. NaI(Tl) dedektörlerinin çözünürlüğü 50-60 keV civarında iken HPGe dedektörlerinin çözünürlüğü 2 keV

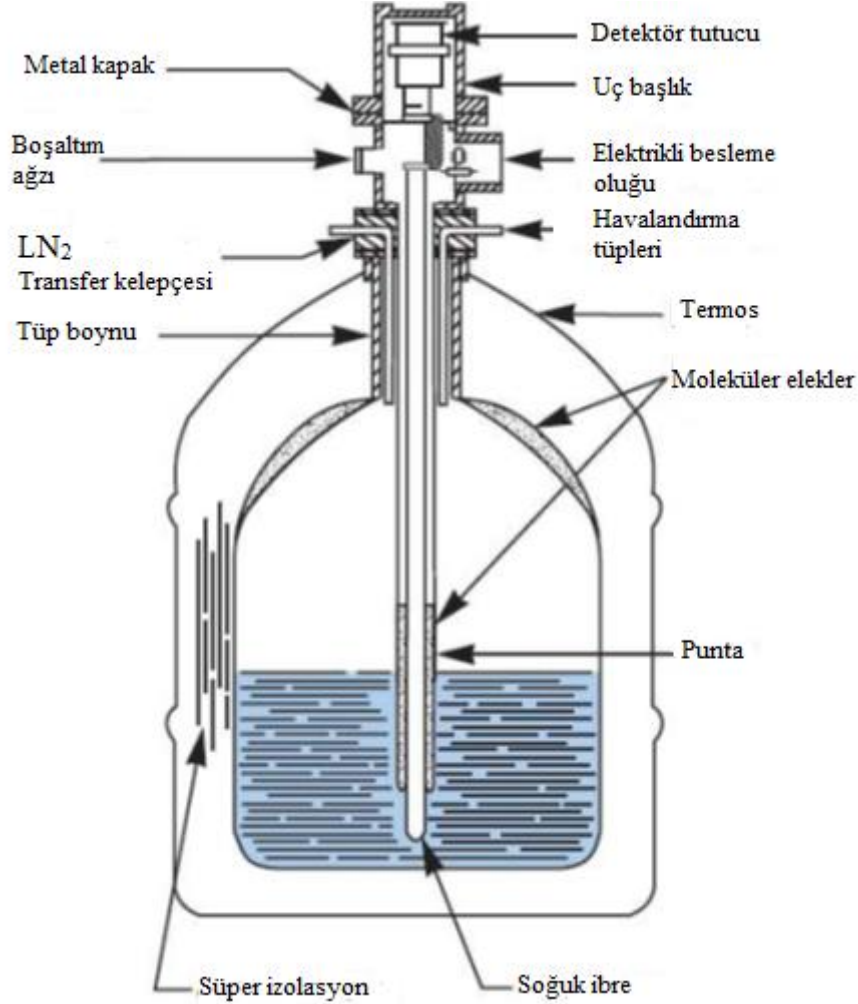
civarındadır. Dolayısıyla birçok fotopikin numaralandığı karışık bir spektrumda analiz için HPGe detektörünün kullanımı kaçınılmaz olmaktadır (Reguigui, 2006).



Şekil 3.11. HPGe ve NaI detektörleri arasındaki karşılaştırma (Reguigui, 2006)

### 3.5.8. Dedektörün Soğutulması

Herhangi bir HPGe detektörünü çok düşük sıcaklıkta tutmak için sıvı nitrojen temin etmek gerekmektedir. Çünkü germanyum bağıl olarak düşük bant aralığına sahiptir. Bu detektörler kabul edilebilir bir seviye de yük taşıyıcıların termal oluşumlarını azaltmak için (böylece kaçak akım iptal edilir) soğutulmalıdır. Aksi halde gürültüye bağlı kaçak akım detektörün enerji çözünürlüğünü tahrip edecektir. 77 K ya da  $-196^{\circ}\text{C}$  sıcaklığa sahip sıvı nitrojen bu tür detektörler için yaygın (ortak) soğutucu ortamdır (Şekil 3.12). Detektör bir nitrojen termos içine gömülü veya bağlı vakum oda içine veya elektrikle çalışan bir soğutucu içine monte edilir. Hassas detektör yüzeyleri böylece nem ve yoğunlaşabilir atıklardan korunur. Sıvı nitrojen dolulukları arasında en az bir hafta geçmesi için nitrojenin yeterli miktarda kontrol altına alınabileceği büyük doldurma kabında tutulur (Reguigui, 2006). Hem kapalı döngü (closed-cycle) soğutucu ve hem de helyum soğutuculu elektrikle soğutmalı detektör sistemleri ise sıvı nitrojen gereksinimini kaldırmak için geliştirilmiştir.



Şekil 3.12. Model 7500SL dikey çubuk kriyostat (Canberra) (Reguigui, 2006)

### 3.5.9. Dedektörün Mutlak Verim Kalibrasyonu

Dedektörün Mutlak verim kalibrasyonu veya tüm enerji üzerinden fotopik verimi, kaynak dedektör mesafesine ve kaynağın geometrisine bağlı olarak yarılanma süreleri, aktiviteleri ve gama-ışını yayılma ihtimalleri bilinen, farklı geometrilerdeki katı veya sıvı standart kaynaklar kullanılarak gama-ışını enerjilerinin bir fonksiyonu olarak doğrudan deneysel ölçmeler sonucunda, aşağıda verilen formülle belirlenir (Demir, 2015).

$$\varepsilon(E_\gamma) = \frac{C}{P \cdot t \cdot A \cdot D} \quad (3.4)$$

Burada,

C: ilgilenilen gama-ışımına ait fotopikin net alanı,

P: İlgili gama-ışımının yayınlanma olasılığı,

t: Sayım süresi (s),

A: Standart kaynağın aktivitesi (Bq) ve

D:  $e^{-\lambda t_d}$  ile verilen düzeltme faktörüdür ve yarılanma süreleri uzun olan radyonüklitler için ihmal edilebilir. Burada  $\lambda$ : 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  $^{22}\text{Na}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{85}\text{Sr}$ ,  $^{88}\text{Y}$ ,  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{113}\text{Sn}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{139}\text{Ce}$ ,  $^{152}\text{Eu}$  ve  $^{241}\text{Am}$  gibi standart radyonüklit kaynaklar tavsiye edilmektedir (Demir, 2015).

### 3.5.10. Enerji Kalibrasyonu

Fotoelektrik olayı sonucunda soğurulan gama-ışını fotonlarının oluşturduğu darbeler, çok kanallı analizörün veya bilgisayarın hafızasında darbe yüksekliklerine karşılık gelen kanallarda toplanmaktadır. Gama-ışını spektrumunu değerlendirebilmek için kanal numarasına karşılık gelen enerji değerinin bilinmesi gerekir. Enerji kalibrasyonu için genelde  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{241}\text{Am}$  vb. gama enerjileri bilinen radyonüklitlerden oluşan nokta standart kaynaklar kullanılmaktadır (Demir, 2015). 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 doğru denklemine bazen de ikinci veya üçüncü dereceden bir polinoma



uydurularak (fit edilerek) kanal sayısı ile gama-ışını enerjisi arasındaki ilişki bulunur. Tez kapsamında, örneklerin radyometrik ölçümlerinde kullanılan gama-ışını spektrometresinin enerji kalibrasyonu,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$  ve  $^{40}\text{K}$  noktasal standart kaynaklar kullanılarak yapılmış ve elde edilen veriler birinci derecen bir doğru denklemine uyarlandı (Demir, 2015).

### 3.6. Aktivite Hesaplama Yöntemi

Gama-ışını yayınlayan doğal veya yapay radyonüklitin aktivitesi, standart karşılaştırma yöntemi ve mutlak aktivite hesaplama yöntemi olmak üzere iki farklı yöntemle yapılmaktadır.

#### 3.6.1. Standartla Karşılaştırma Yöntemi

Yapılan çalışmada kullanılan yöntem hazırlanan numunelerin aktivitelerini hesaplamak için kullanılan alternatif ve güvenilir bir yöntemdir. Bu hesaplama yönteminde, aktivitesi bilinen standart kaynak ile aktivitesi ölçülecek örneğin matrisi ve geometrisinin aynı olması çok önemlidir. Standart ve örnek aynı geometriye sahip numune kaplarına konulduktan sonra gama-ışını spektrometresinde spektrumları elde edilir. Sayım hızlarının oranlanmasında detektör verimleri birbirini yok eder ve bunun sonucu olarak verime bağlı hatalar ortadan kalkmış olur. Bu durum standartla karşılaştırma yönteminin en önemli avantajıdır. Standartın aktivitesi,

$$A_S = \frac{CR_S}{\varepsilon \cdot P_\gamma \cdot M_S} \quad (3.5)$$

formülü ile ve örneğin aktivitesi,

$$A_{\ddot{O}} = \frac{CR_{\ddot{O}}}{\varepsilon \cdot P_{\gamma} \cdot M_{\ddot{O}}} \quad (3.6)$$

formülü ile hesaplanır. Burada

$A_S$ : Standardın aktivitesi,

$CR_S$ : Standardın sayım hızı (standarda ait spektrumda, ilgilenilen gama-ışını foto pikinin net alanının sayım süresine bölünmesi ile elde edilir),

$\varepsilon$ : Detektör verimi,

$P_{\gamma}$ : Gama-ışını yayınlanma olasılığı

$M_S$ : Standardın kütlesi,

$A_{\ddot{O}}$ : Örneğin aktivitesi,

$CR_{\ddot{O}}$ : Örneğin sayım hızı (örneğe ait spektrumda, ilgilenilen gama-ışını foto pikinin net alanının sayım süresine bölünmesi ile elde edilir),

$M_{\ddot{O}}$ : Örneğin kütlesidir,

İki bağıntı birbirine oranlandığında,

$$\frac{A_S}{A_{\ddot{O}}} = \frac{\frac{CR_S}{\varepsilon \cdot P_{\gamma} \cdot M_S}}{\frac{CR_{\ddot{O}}}{\varepsilon \cdot P_{\gamma} \cdot M_{\ddot{O}}}} \quad (3.7)$$

elde edilir. Verim ile yayınlanma olasılığı aynı olduğundan,

$$\frac{A_S}{A_{\ddot{O}}} = \frac{CR_S \cdot M_{\ddot{O}}}{CR_{\ddot{O}} \cdot M_S} \quad (3.8)$$

oranı elde edilir. Buradan aktivitesi bilinmeyen örneğin aktivitesi

$$A_{\ddot{o}} = A_S \cdot \frac{CR_{\ddot{o}} \cdot M_S}{CR_S \cdot M_{\ddot{o}}} \quad (3.9)$$

formülü ile hesaplanır.

### 3.6.2. Mutlak Aktivite Hesaplama Yöntemi

Bu yöntemde, aktivite derişimi (A) aşağıda verilen formül ile hesaplanır:

$$A = \frac{CR}{\varepsilon(E_{\gamma}) \cdot P_{\gamma} \cdot M} \quad (3.10)$$

Burada,

CR: ilgilenilen gama-ışınına ait sayım hızı

$\varepsilon(E_{\gamma})$ : İlgilenilen gama-ışını için hesaplanan mutlak verimi

$P_{\gamma}$ : İlgilenilen gama-ışınının yayınlanma olasılığı ve

M: Örneğin kütlesidir.

### 3.6.3. Doğal ( $^{226}\text{Ra}$ , $^{232}\text{Th}$ ve $^{40}\text{K}$ ) ve Yapay ( $^{137}\text{Cs}$ ) Radyonüklitlerin Aktivitelerinin Ölçülmesinde Kullanılan Gama-Işını Fotopiklerin Seçilmesi

$^{232}\text{Th}$ 'nin yayınladığı gama-ışınlarının şiddetleri veya yayınlanma olasılıkları çok düşük olduğundan bu radyonüklitin aktivite derişiminin gama-ışını spektrometrik teknik ile ölçülmesi günümüz dedektör teknolojisi ile mümkün değildir.  $^{226}\text{Ra}$ 'nin aktivite derişimini ölçmek için alfa bozunum sürecine eşlik eden 186,21 keV'lik gama-ışını fotopiki kullanılabilir ancak bu fotopik,  $^{235}\text{U}$ 'un alfa bozunumundan sonra  $^{231}\text{Th}$ 'a dönüşürken yayınladığı 185,72 keV'lik gama-ışını fotopiki ile girişimde bulunmaktadır. Bu durum ise ayırma gücü (çözünürlüğü) 2 keV civarında olan HPGe dedektörlü gama-ışını spektrometresi ile  $^{226}\text{Ra}$ 'nin aktivite derişiminin ölçümünü zorlaştırmaktadır. Bu radyonüklitlerin aktivite

derişimlerinin gama-ışını spektrometrik teknik ile ölçülebilmesi için toryumun ve uranyum(radyum) bozunum zincirindeki ürün radyonüklitleri ile kalıcı dengede olmaları gerekir (Demir, 2015).  $^{232}\text{Th}$ 'nin aktivite derişimini, gama-ışını yayınlayan uzak ürün radyonüklitlerin aktivite derişiminden bulmak için  $^{232}\text{Th}$ - $^{228}\text{Ac}$  ve  $^{224}\text{Ra}$ - $^{220}\text{Rn}$  arasındaki kalıcı dengenin sağlanması gerekmektedir. Bu dengelerin sağlanması durumunda ana çekirdek  $^{232}\text{Th}$ 'nin aktivitesi,  $^{228}\text{Ac}$  ve diğer uzak ürünlerinin aktivite derişimlerine denk olabilir.  $^{232}\text{Th}$ 'nin aktivitesi için ise bozunum çekirdeği olan  $^{228}\text{Ac}$ 'e ait 338,4 keV ve 911,2 keV ve  $^{208}\text{Tl}$  583,2 keV enerjili temiz analitik fotopikler kullanılabilir.  $^{226}\text{Ra}$ 'nın aktivite derişimini, gama-ışını yayınlayan uzak ürün radyonüklitlerin aktivite derişiminden bulmak için  $^{226}\text{Ra}$ - $^{222}\text{Rn}$  arasındaki kalıcı dengenin sağlanması gerekmektedir. Bu dengelerin sağlanması durumunda ana çekirdek  $^{226}\text{Ra}$ 'nın aktivite derişimini ölçmek için uzak bozunum ürünleri olan  $^{214}\text{Pb}$ 'ye ait 295,2 keV ve 351,9 keV enerjili fotopikler ile  $^{214}\text{Bi}$  ait 609,3 keV, 1120,3 keV ve 1764,5 keV enerjili temiz analitik fotopikler kullanılabilir (Demir, 2015).  $^{40}\text{K}$ 'ın aktivite derişimi ise 1460,8 keV'dir.

### 3.7. Radyoaktivite Ölçümünde Kullanılan Gama-Işını Spektrometresi

Bu tez kapsamındaki radyoaktivite ölçme işlemleri, teknik özellikleri Çizelge 3.4'de verilen eş eksenli ve p-tipi HPGe detektörlü (Canberra GX5020) Şekil 3.13'de gösterilen gama-ışını spektrometresi kullanılarak yapıldı. Laboratuvar ortamındaki doğal fon radyasyonunu en aza indirebilmek amacıyla detektör, Canberra Model 767 kurşun zırh (9,5 mm kalınlığındaki çelik iskelet içinde 100 mm kalınlığında) ile zırhlanmıştır. Zırhın iç kısmı, 72–88 keV enerji aralığındaki kurşun X-ışınlarını önlemek için 1 mm kalınlığında kadmiyumla ve 24-28 keV aralığındaki X-ışınlarını önlemek için 1,5 mm kalınlığında bakır ile kaplanmıştır. Zırhın taban kısmında Pb ile kapatılmış 11,4 cm çapında halka şeklinde boşluk bulunmaktadır. Bu boşluktan detektör kabloları ve dikey geometrili kriyostat geçmektedir. Zırh içerisindeki etrafa saçılan radyasyonu en aza düşürmek

için detektör zırhın merkezine konumlandırılmıştır. 50 L hacimli vakumlu (çift duvarlı) sıvı azot kabı azot soğutması için kullanılmıştır.

Detektör, ileri sayısal sinyal işleme (DSP) içeren ve tam özellikli 16-K çok kanallı sayısal spektrum analizörüne (DSA-1000) bağlıdır. DSA-1000, fotopikleri otomatik olarak bulan, fotopikleri değerlendiren, fotopiklerin belirsizliğini hesaplayan, kütüphanesi ile gerektiğinde radyonüklitleri belirleyen ve aktivite analizlerini yapabilen Genie-2000 gama spektroskopi yazılım ile çalışmaktadır.

Çizelge 3.4. Yüksek saflıkta germanyum detektörün özellikleri

Detektör modeli	Canberra GX5020 HPGe
Bağıl verim	% 50
Enerji ayırma gücü ( $^{60}\text{Co}$ 'ın 1332,5 keV enerjideki yarı maksimumdaki tam genişliği) ve tepe/Compton oranı	2 keV ve 60:1
Detektör geometrisi ve kristal tipi	Kapalı uçlu, eş eksenli ve p-tipi Ge
Çapı ve yüksekliği	65,5 mm ve 62,5 mm
Pencere malzemesi, kalınlığı	Al, 1 mm ve 15,9 cm <sup>2</sup>
Pencereden uzaklık	5 mm
Kriyostat ve azot kabı	Dikey geometrili



Şekil 3.13. Gama ışın spektrometresi

#### 4. BULGULAR VE TARTIŞMA

Bu bölümde tez kapsamında yapılan çalışmalar sonucunda elde edilen bütün bulgular (veriler), çizelge ve şekiller hâline getirilerek sunuldu ve veriler tartışıldı.

##### 4.1. Gama-ışını Spektrometresinin Mutlak Verim Kalibrasyonu

Gama-ışını spektrometresinin mutlak verim kalibrasyonu, Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu (International Atomic Energy Authority, IAEA) tarafından hazırlanan uranyum (RGU-1), toryum (RGTh-1) ve potasyum (RGK-1) referans malzemeler kullanılarak yapıldı. Bu malzemelerin içerdiği uranyum, toryum ve potasyum derişimleri, Çizelge 4.1’de verilmektedir. İlk olarak referans malzemeler, aktivitesi ölçülecek örnekler için kullanılan örnek kaplarına konuldu, kapların sızdırmazlığı sağlandı. Kalibrasyon işlemi yapılmadan önce RGU-1 ve RGTh-1 referans malzemeleri, kalıcı radyoaktif denge için en az bir ay süreyle bekletildi. Daha sonra referans malzemeler, dedektör üzerine yerleştirilerek verim için kullanılan ilgili fotopiklerin alanlarının belirsizlikleri %3’ün altında kalacak şekilde sayıldı ve her bir referans malzemeye ilişkin gama-ışını spektrumu elde edildi. Referans malzemelerin sayım süresi ve kütleleri Çizelge 4.2’de verilmektedir. Gama spektrumları, Genie-2000 programı ile değerlendirilerek 300-1800 keV enerji aralığında mutlak verim kalibrasyonu için seçilen ve özellikleri Çizelge 4.3’te verilen gama-ışını fotopikleri seçildi. Her bir gama-ışını fotopikin sayım hızı ve belirsizliği kaydedildi. Her bir gama-ışını için mutlak verim değerleri, Eş. 3.4 kullanılarak hesaplandı ve deneysel olarak elde edilen verim değerleri, CurveExpert yazılım programı ile grafiğe dönüştürüldü ve en iyi uyumu veren 3. dereceden bir polinoma uyarlandı (fit edildi).

$$Y(\varepsilon) = \exp(a + b \cdot \ln(\varepsilon) + c \cdot \ln(\varepsilon)^2 + d \cdot \ln(\varepsilon)^3) \quad (4.1)$$

Buradaki a, b, c ve d katsayıları için

$$a = -4,53; \quad b = -6,50 \times 10^{-1}; \quad c = 5,13 \times 10^{-1} \quad \text{ve} \quad d = 2,54 \times 10^{-1}$$

değerleri elde edildi. Deneysel ve kuramsal olarak elde edilen verim değerleri, Çizelge 4.4’de ve verim grafiği de Şekil 4.1’de verilmektedir. Verim değerlerindeki belirsizlik (hata) aşağıda verilen eşitlik ile hesaplandı:

$$\frac{\Delta\varepsilon}{\varepsilon} = \sqrt{\left(\frac{\Delta A}{A}\right)^2 + \left(\frac{\Delta P_\gamma}{P_\gamma}\right)^2 + \left(\frac{\Delta C}{C}\right)^2} \quad (4.2)$$

Burada,

A ve  $\Delta A$ : Aktivite ve belirsizliği,

$\varepsilon$  ve  $\Delta\varepsilon$ : İlgili fotopik için verim ve belirsizliği,

C ve  $\Delta C$ : İlgili fotopikin net alanı ve belirsizliğidir.

Çizelge 4.1. Referans malzemeler

Referans malzeme	Element deriřimi		
	Uranyum ( $\mu\text{g/g}$ )	Toryum ( $\mu\text{g/g}$ )	Potasyum (%)
RGU-1	$400 \pm 2$	$< 1$	$< 20$
RGTh-1	$6,3 \pm 0,4$	$800 \pm 16$	$0,02 \pm 0,01$
RGK-1	$< 0,001$	$< 0,01$	$44,8 \pm 0,3 \%$

Çizelge 4.2. Referans malzemelerin sayım süreleri ve kütleleri

Referans malzeme	Sayım süresi (s)	Kütlesi (g)
RGU-1	24154	130,1
RGTh-1	25805	133,6
RGK-1	5332	178,6

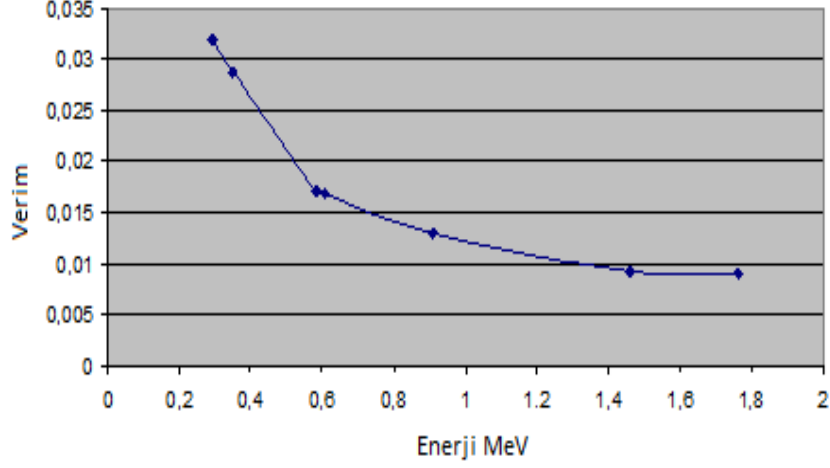


Çizelge 4.3. Mutlak verim kalibrasyonu için kullanılan (ilgilenilen) gama-ışını fotopikleri

Gama-ışını yayınlayan radyonüklit	İlgilenilen gama-ışını fotopiki	
	Enerji (keV)	Yayınlanma olasılığı
<sup>214</sup> Pb	295,2	18,2
<sup>214</sup> Pb	351,9	35,1
<sup>214</sup> Bi	609,3	44,6
<sup>208</sup> Tl	583,2	30,6
<sup>228</sup> Ac	911,2	26,6
<sup>40</sup> K	1460,8	10,7
<sup>214</sup> Bi	1764,5	15,1

Çizelge 4.4. Verim değerleri

Radyonüklit	Enerji (keV)	DeneySEL	Kuramsal
<sup>214</sup> Pb	295,2	0,031973391	0,032361577
<sup>14</sup> Pb	351,9	0,028700041	0,027956064
<sup>208</sup> Tl	583,2	0,017090938	0,017142287
<sup>214</sup> Bi	609,3	0,0168893	0,01642408
<sup>228</sup> Ac	911,2	0,012999298	0,011547408
<sup>40</sup> K	1460,8	0,009284926	0,009234669
<sup>214</sup> Bi	1764,5	0,009003414	0,009250239



Şekil 4. 1. Gama-ışını spektrometrik sisteminin mutlak verim eğrisi

#### 4.2. Doğal ve Yapay Radyoaktivite Derişimleri

Bu tez kapsamında, Sivas Kangal Termik Santralının çevresinden toplanan 110 toprak örneği, yakıt olarak kullanılan 12 kömür örneği, atık olarak elde edilen 12 çürük örneği ve 13 uçucu kül örneği olmak üzere toplam 147 örnek, radyometrik analize tabi tutularak her bir örneğin içerdiği doğal ve yapay radyonüklitlerin aktivite derişimleri ölçüldü.

Radyonüklitlerin aktivite derişimlerini ölçmek amacıyla hazırlanan örnekler, dedektör üzerine yerleştirilmiş ve 20000-86000 s arasındaki sayım sürelerinde her örneğe ait gama-ışını spektrumu elde edilmiştir. Bu gama-ışını spektrumlarında,  $^{226}\text{Ra}$  için 351,9 keV, 609,3 keV ve 1764,5 keV enerjili,  $^{232}\text{Th}$  için 911,2 keV ve 583,2 keV enerjili,  $^{40}\text{K}$  için 1460,8 keV enerjili ve  $^{137}\text{Cs}$  için 661,8 keV enerjili gama-ışını fotopikleri seçildi. İlgili gama-ışınlarının net fotopik alanları (sayımları), belli aralıklarla yapılan laboratuvar ortamı doğal fon ölçümlerine ait gama-ışını spektrumundaki ilgili gama-ışını fotopiklerin alanları çıkartılarak elde edildi.

Toprak, kömür, cüruf ve uçucu kül örneklerine ilişkin ölçülebilir en düşük aktivite (ÖEA) değerleri aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplandı (Currie, 1968).

$$\text{ÖEA (Bq/kg)} = \frac{1,64 \cdot \sigma_{NB}}{\varepsilon \cdot P \cdot t \cdot M} \quad (4.3)$$

Burada, kapsam faktörü, %95 güvenlilik seviyesinde, 1,64;  $\sigma_{NB}$  ise ilgilenilen fotopiklerin doğal fondaki (background) standart sapması (doğal fon spektrumunda ilgilenilen her bir fotopikteki net sayım değerlerinin karekökü);  $\varepsilon$ , HPGe dedektörünün mutlak verimi; P, bozunum başına gama yayınlanma ihtimali; t, ölçme süresi (s) ve M, kütle (kg) dir. Toprak, kömür, cüruf ve uçucu kül örneklerinde bulunan doğal ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ) ve yapay ( $^{137}\text{Cs}$ ) radyonüklitler için hesaplanan ortalama ÖEA değerleri, Çizelge 4.5'te verilmiştir.

Çizelge 4.5. Ölçülebilir en düşük aktivite (ÖEA) değerleri

Örnek	ÖEA değerleri (Bq/kg)			
	$^{226}\text{Ra}$	$^{232}\text{Th}$	$^{40}\text{K}$	$^{137}\text{Cs}$
Toprak	1,2	1,3	5,7	1,4
Kömür	1,1	1,2	4,8	1,1
Cüruf	1,2	1,3	5,2	0,8
Uçucu kül	0,9	0,8	4,7	1,2

Örneklerin içerdiği doğal ve yapay radyoaktivite (radyonüklitlerin aktivite derişimleri), Eş. 3.10 kullanılarak hesaplandı.

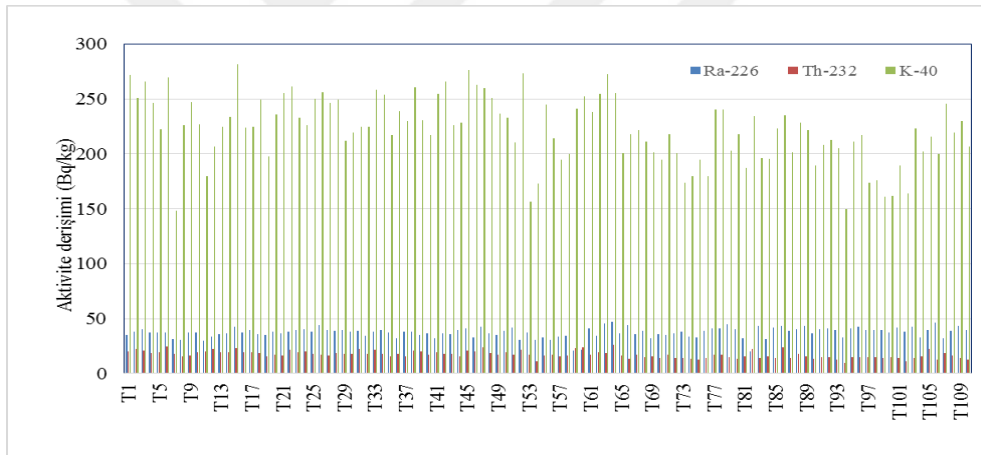
#### 4.2.1. Toprak Örneklerinde Ölçülen Radyoaktivite Sonuçları

Yüz on adet toprak örneğinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ 'nin aktivite derişim değerlerine ilişkin tanımlayıcı istatistiki bilgiler, Çizelge 4.6'da, toprak

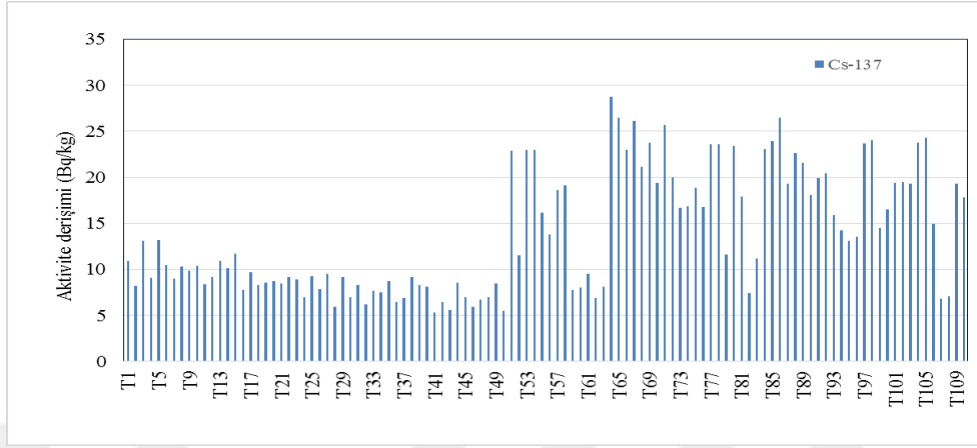
örneklerinde ölçülen doğal radyonüklitlerin aktivite derişimlerinin birbirleriyle karşılaştırılması Şekil 4.2’de, yapay radyonüklitin aktivite derişimlerinin birbirleriyle karşılaştırılması Şekil 4.3’de, ortalama aktivite derişim değerlerinin uzaklığa göre deęişimi Şekil 4.4’te ve Kangal Termik Santraline 5 m, 10 m, 20 m, 50 m ve 100 m uzaklıktaki yerlerden toplanan toprak örneklerinin içerdęi aktivite derişim değerleri ise, sırasıyla, Çizelge 4.7, Çizelge 4.8, Çizelge 4.9, Çizelge 4.10 ve Çizelge 4.11’de verilmiştir.  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ ’nin aktivite derişim frekans daęılımları ise, sırasıyla Şekil 4.5, Şekil 4.6, Şekil 4.7 ve Şekil 4.8’de gösterilmiştir. Çizelge 4.6’dan görülebileceęi gibi  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ ’nin ortalama değerleri, sırasıyla  $37,4 \pm 0,4$  Bq/kg (aralık:  $20 \pm 1,6$ - $47,1 \pm 3,0$  Bq/kg),  $17,4 \pm 0,3$  Bq/kg (aralık:  $9,7 \pm 2,1$ - $26,3 \pm 4,1$  Bq/kg),  $222,2 \pm 2,9$  Bq/kg (aralık:  $148,3 \pm 8,4$ - $281,2 \pm 6,5$  Bq/kg) ve  $13,8 \pm 0,6$  Bq/kg (aralık:  $5,3 \pm 0,4$ - $28,7 \pm 1,4$  Bq/kg) olarak ölçülmüştür. Çizelge 4.7-Çizelge 4.11’den  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ’ın en küçük değeri, 5 m uzaklıkta ve  $^{137}\text{Cs}$ ’nin en küçük değeri ise 100 m uzaklıkta ölçülmüştür.  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ ’nin en büyük değeri, 20 m uzaklıkta ve  $^{40}\text{K}$ ’ın en büyük değeri ise 10 m uzaklıkta ölçülmüştür. Şekil 4.5 ve Şekil 4.6’dan görülebileceęi gibi  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{232}\text{Th}$  radyonüklitlerin aktivite derişim frekans daęılımları, normal bir daęılım göstermektedir. Bununla birlikte Şekil 4.7 ve Şekil 4.8’den görülebileceęi gibi  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  radyonüklitlerin aktivite derişim frekans daęılımları, normal bir daęılım göstermemektedir. Bütün toprak örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$  aktivite derişiminin %71’i, 35-40 Bq/kg ve %23’ü 41-45 Bq/kg;  $^{232}\text{Th}$  aktivite derişiminin %79’u, 15-20 Bq/kg ve %19’u 521-25 Bq/kg;  $^{40}\text{K}$  aktivite derişiminin %31’i 170-210 Bq/kg ve %65’i 211-270 Bq/kg ve  $^{137}\text{Cs}$  aktivite derişiminin %68’i, 9-18 Bq/kg ve %26’sı ise 19-24 Bq/kg aralığında yer almaktadır.

Çizelge 4.6. Toprak örneklerinde ölçülen radyonüklit aktivite derişimlerine ilişkin tanımlayıcı istatistiki bilgiler

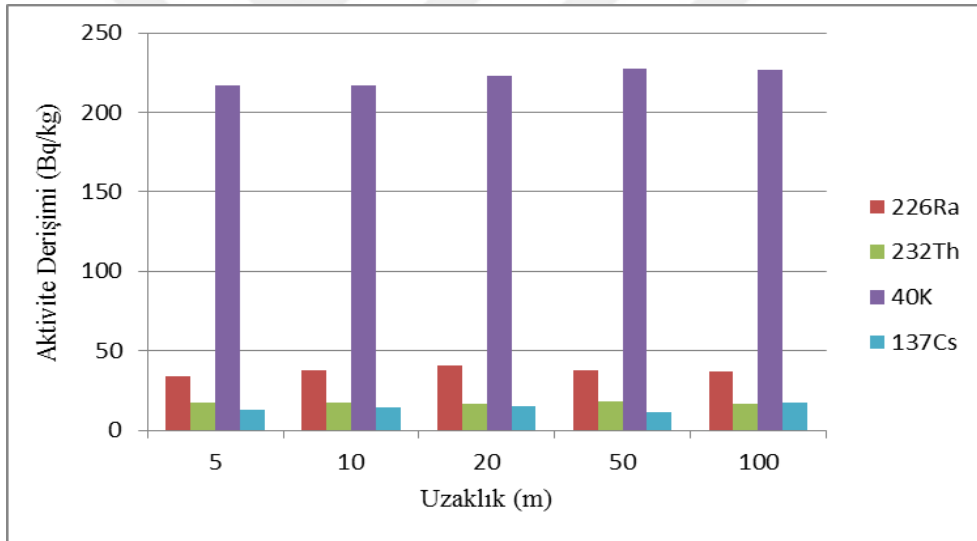
	Aktivite derişimi (Bq/kg)			
	<sup>226</sup> Ra	<sup>232</sup> Th	<sup>40</sup> K	<sup>137</sup> Cs
Ortalama	37,4	17,4	222,2	13,8
Standart Hata (SH)	0,4	0,3	2,9	0,6
Ortanca	38,1	17,2	224,2	11,1
Standart Sapma (SS)	4,7	3,2	30,0	6,6
Basıklık	2,8	-0,1	-0,3	-1,2
Çarpıklık	-1,1	0,4	-0,3	0,5
En Küçük	20,0	9,7	148,3	5,3
En Büyük	47,1	26,3	281,2	28,7



Şekil 4.2. Toprakta ölçülen doğal radyonüklitlerin aktivite derişimlerinin birbirleri ile karşılaştırılması



Şekil 4.3. Toprakta ölçülen yapay radyonüklit aktivite derişimlerinin birbirleri ile karşılaştırılması



Şekil 4.4. Toprakta ölçülen aktivite derişimlerinin uzaklığa göre deęişimi

Çizelge 4.7. Termik santraline 5 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri

Örnek kodu	Aktivite derişimi (Bq/kg)							
	<sup>226</sup> Ra		<sup>232</sup> Th		<sup>40</sup> K		<sup>137</sup> Cs	
T1	35,0	± 1,4	20,4	± 2,3	271,9	± 6,6	10,9	± 0,5
T2	38,0	± 2,3	22,3	± 3,4	251,0	± 8,9	8,2	± 0,9
T3	40,5	± 1,7	20,9	± 2,4	265,7	± 6,4	13,1	± 0,6
T4	37,5	± 1,4	18,4	± 1,9	246,5	± 5,3	9,1	± 0,5
T5	37,7	± 2,7	19,7	± 4,3	222,7	± 9,8	13,2	± 1,1
T6	37,4	± 2,5	24,6	± 3,2	269,5	± 9,3	10,5	± 1,0
T7	31,3	± 3,7	17,6	± 6,2	148,3	± 8,4	9,0	± 2,0
T8	30,6	± 1,4	15,5	± 1,9	226,0	± 5,3	10,3	± 0,5
T9	37,2	± 1,4	16,7	± 1,8	247,3	± 5,1	9,9	± 0,5
T10	37,7	± 1,2	19,3	± 1,5	227,0	± 4,0	10,4	± 0,4
T11	33,6	± 2,3	16,0	± 2,9	194,7	± 8,1	18,6	± 1,1
T12	34,5	± 2,4	16,4	± 3,0	199,8	± 8,3	19,1	± 1,1
T13	20,8	± 1,7	23,1	± 2,9	240,8	± 7,4	7,8	± 0,8
T14	21,5	± 1,7	23,9	± 3,0	252,0	± 7,7	8,0	± 0,8
T15	38,3	± 2,1	13,9	± 2,7	173,5	± 6,4	16,7	± 0,9
T16	33,8	± 1,4	13,2	± 1,6	179,4	± 4,1	16,9	± 0,6
T17	33,2	± 1,8	12,6	± 2,2	194,5	± 6,2	18,9	± 0,8
T18	38,7	± 2,1	14,2	± 2,8	179,5	± 6,6	16,8	± 0,9
T19	32,4	± 2,2	15,4	± 2,8	187,3	± 7,8	17,9	± 1,0
T20	20,0	± 1,6	22,2	± 2,8	234,3	± 7,2	7,4	± 0,8
T21	39,6	± 2,2	12,9	± 2,6	204,9	± 7,2	15,9	± 0,9
T22	33,3	± 1,9	9,7	± 2,1	149,4	± 5,7	14,2	± 0,8
Ortalama	33,8	± 2,0	17,7	± 2,7	216,6	± 6,9	12,9	± 0,8
SH	1,3	± 0,1	0,9	± 0,2	8,0	± 0,3	0,9	± 0,1

Çizelge 4.8. Termik santraline 10 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri

Örnek kodu	Aktivite derişimi (Bq/kg)							
	<sup>226</sup> Ra		<sup>232</sup> Th		<sup>40</sup> K		<sup>137</sup> Cs	
T23	30,0	± 2,5	20,1	± 3,8	179,7	± 8,6	8,4	± 1,0
T24	33,4	± 2,8	22,4	± 4,3	206,7	± 9,8	9,2	± 1,1
T25	35,9	± 1,7	19,2	± 2,4	224,4	± 6,1	10,9	± 0,6
T26	36,8	± 1,5	19,7	± 2,4	233,4	± 5,4	10,1	± 0,5
T27	42,8	± 1,8	23,1	± 2,8	281,2	± 6,5	11,7	± 0,6
T28	37,6	± 2,5	19,1	± 3,4	224,1	± 9,3	7,8	± 0,9
T29	39,8	± 2,3	19,4	± 3,1	224,3	± 7,9	9,7	± 0,7
T30	35,8	± 2,0	18,7	± 2,8	249,6	± 7,8	8,3	± 0,8
T31	35,5	± 1,4	15,7	± 1,7	197,7	± 4,5	8,6	± 0,5
T32	38,1	± 1,2	17,4	± 1,5	236,0	± 4,0	8,7	± 0,4
T33	33,0	± 2,5	16,8	± 3,7	245,0	± 9,6	16,2	± 1,1
T34	30,6	± 1,4	17,3	± 2,0	214,0	± 5,1	13,8	± 0,6
T35	41,5	± 2,2	17,2	± 2,8	240,0	± 8,0	23,6	± 1,0
T36	41,5	± 2,2	17,2	± 2,8	240,0	± 8,0	23,6	± 1,0
737	39,0	± 1,1	14,4	± 1,2	201,3	± 3,1	19,3	± 0,4
T38	40,3	± 2,9	18,3	± 3,5	228,3	± 9,6	22,6	± 1,3
T39	43,4	± 1,2	16,0	± 1,3	221,3	± 3,4	21,6	± 0,4
T40	36,7	± 1,0	13,6	± 1,1	189,5	± 2,9	18,1	± 0,4
T41	40,3	± 1,1	14,9	± 1,2	208,3	± 3,2	19,9	± 0,4
T42	41,2	± 1,2	15,2	± 1,2	212,9	± 3,3	20,4	± 0,4
T43	40,0	± 1,6	13,9	± 1,9	161,0	± 4,5	14,5	± 0,5
T44	37,8	± 1,5	14,8	± 1,7	161,5	± 4,1	16,5	± 0,6
Ortalama	37,8	± 1,8	17,5	± 2,4	217,3	± 6,1	14,7	± 0,7
SH	0,8	± 0,1	0,6	± 0,2	6,1	± 0,5	1,2	± 0,1



Çizelge 4.9. Termik santraline 20 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri

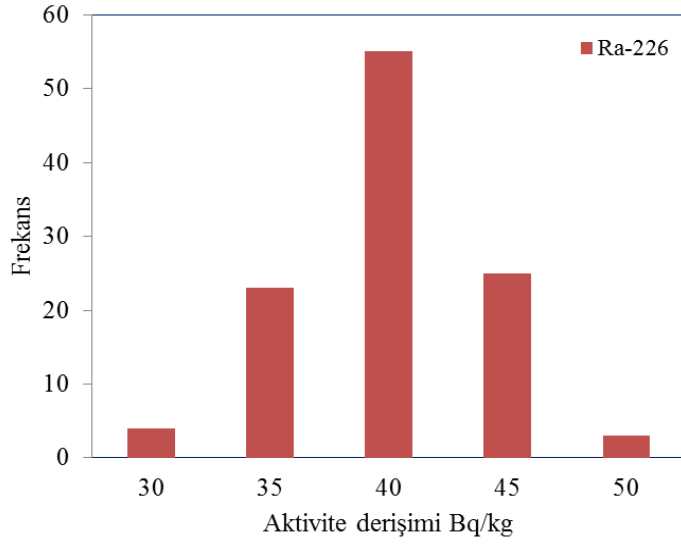
Örnek kodu	Aktivite derişimi (Bq/kg)							
	<sup>226</sup> Ra		<sup>232</sup> Th		<sup>40</sup> K		<sup>137</sup> Cs	
T45	36,5	± 2,1	16,3	± 2,9	255,5	± 7,9	8,5	± 0,6
T46	38,1	± 1,6	21,7	± 2,1	261,0	± 6,0	9,2	± 0,6
T47	39,3	± 1,7	19,8	± 2,3	232,7	± 5,9	8,9	± 0,6
T48	40,5	± 1,4	20,0	± 1,8	225,8	± 4,8	7,0	± 0,5
T49	37,9	± 1,6	18,3	± 2,1	250,2	± 5,9	9,3	± 0,6
T50	43,8	± 1,6	16,9	± 2,0	255,7	± 5,8	7,9	± 0,6
T51	39,7	± 2,1	16,3	± 2,6	246,3	± 7,7	9,5	± 0,8
T52	38,7	± 1,7	19,0	± 2,2	249,3	± 6,1	5,9	± 0,6
T53	39,3	± 1,5	17,9	± 2,1	212,1	± 5,3	9,2	± 0,5
T54	38,3	± 1,6	17,7	± 2,2	219,3	± 5,8	7,0	± 0,6
T55	37,6	± 1,9	17,4	± 2,7	156,8	± 5,4	23,0	± 0,8
T56	30,8	± 1,7	11,4	± 1,9	173,2	± 5,1	23,0	± 0,7
T57	45,4	± 2,5	18,9	± 3,3	272,6	± 9,3	8,1	± 1,0
T58	47,1	± 3,0	26,3	± 4,1	255,1	± 10,3	28,7	± 1,4
T59	44,6	± 1,5	14,7	± 1,7	202,7	± 4,5	11,6	± 0,5
T60	40,7	± 3,2	13,8	± 3,9	218,2	± 10,9	23,4	± 1,5
T61	41,6	± 3,3	14,1	± 4,0	223,3	± 11,1	23,9	± 1,6
T62	43,4	± 2,8	24,2	± 3,8	235,1	± 9,5	26,5	± 1,3
T63	39,6	± 1,1	14,8	± 1,2	173,7	± 2,8	23,7	± 0,4
T64	40,0	± 1,1	15,0	± 1,2	175,6	± 2,9	24,0	± 0,4
T65	39,8	± 2,5	22,2	± 3,5	215,6	± 8,7	24,3	± 1,2
T66	46,1	± 2,8	12,7	± 3,0	199,7	± 8,5	14,9	± 0,9
Ortalama	40,4	± 2,0	17,7	± 2,6	223,2	± 6,8	15,3	± 0,8
SH	0,8	± 0,1	0,8	± 0,2	6,9	± 0,5	1,7	± 0,1

Çizelge 4.10. Termik santraline 50 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri

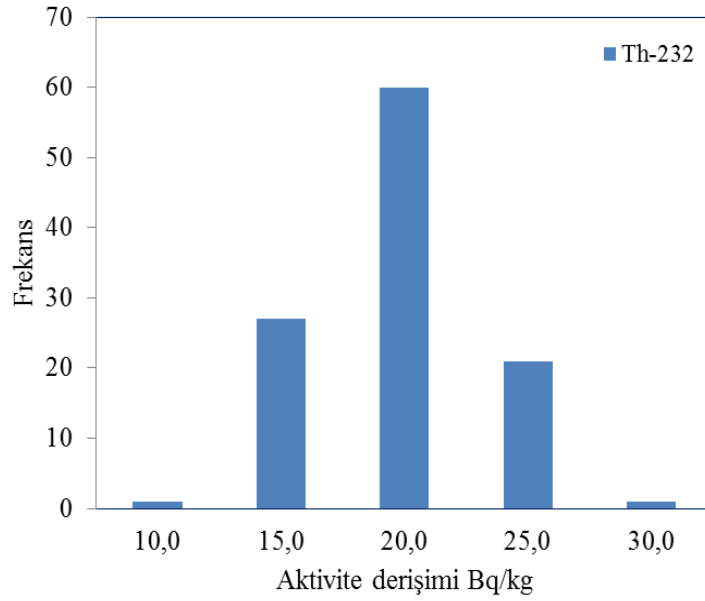
Örnek kodu	Aktivite dağılımı (Bq/kg)							
	<sup>226</sup> Ra		<sup>232</sup> Th		<sup>40</sup> K		<sup>137</sup> Cs	
T67	39,1	± 2,4	22,5	± 3,5	224,3	± 8,2	8,3	± 0,8
T68	34,2	± 1,6	18,2	± 2,2	224,8	± 6,0	6,2	± 0,6
T69	38,3	± 2,3	21,9	± 3,1	258,4	± 8,9	7,7	± 0,9
T70	39,7	± 2,5	17,8	± 3,5	253,8	± 10,6	7,5	± 1,0
T71	37,2	± 2,1	15,7	± 2,6	217,2	± 7,2	8,7	± 0,8
T72	32,5	± 1,7	18,1	± 2,3	239,0	± 6,4	6,5	± 0,6
T73	38,3	± 2,1	16,0	± 2,8	230,2	± 7,9	6,9	± 0,8
T74	38,5	± 1,4	20,7	± 1,9	260,2	± 5,2	9,2	± 0,5
T75	35,1	± 1,0	20,2	± 1,4	230,3	± 3,5	8,3	± 0,3
T76	36,4	± 1,7	17,5	± 2,2	216,8	± 6,0	8,1	± 0,6
T77	41,8	± 3,0	17,1	± 4,5	210,2	± 8,6	22,9	± 1,2
T78	30,5	± 1,9	21,7	± 5,6	273,1	± 8,9	11,5	± 0,5
T79	40,8	± 2,3	17,2	± 2,9	238,1	± 7,8	9,5	± 0,8
T80	34,6	± 1,8	19,3	± 2,5	254,5	± 6,8	6,9	± 0,7
T81	36,4	± 1,6	16,1	± 2,0	200,6	± 5,2	26,5	± 0,8
T82	43,8	± 2,8	13,8	± 3,7	218,2	± 9,2	23,0	± 1,2
T83	41,5	± 1,6	14,7	± 1,9	211,4	± 5,2	13,1	± 0,6
T84	42,7	± 1,7	15,1	± 2,0	217,4	± 5,4	13,5	± 0,6
T85	42,1	± 1,2	14,3	± 1,3	189,8	± 3,0	19,4	± 0,5
T86	38,5	± 1,5	11,4	± 1,6	164,3	± 4,4	19,5	± 0,6
T87	32,5	± 0,9	19,0	± 1,3	245,8	± 3,6	6,8	± 0,3
T88	38,6	± 1,4	16,5	± 1,8	219,2	± 4,7	7,1	± 0,4
Ortalama	37,9	± 1,8	17,5	± 2,6	227,2	± 6,5	11,7	± 0,7
SH	0,8	± 0,1	0,6	± 0,2	5,4	± 0,4	1,3	± 0,1

Çizelge 4.11. Termik santraline 100 m uzaklıkta toplanan toprak örnekleri

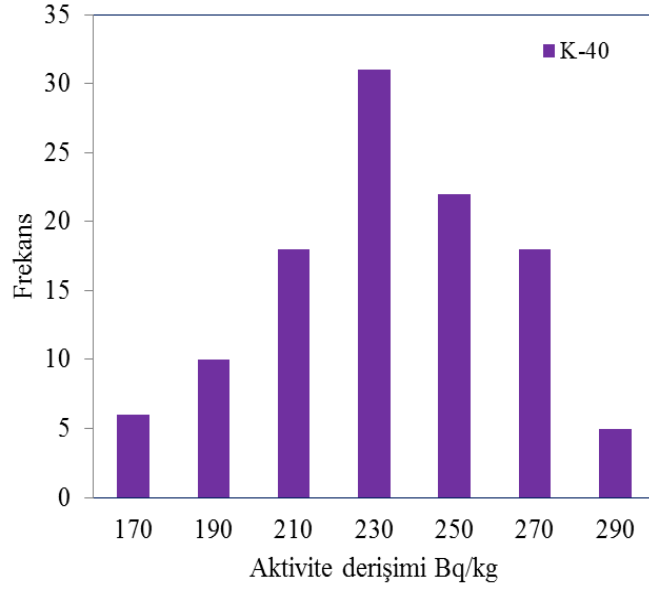
Örnek kodu	Aktivite derişimi (Bq/kg)							
	<sup>226</sup> Ra		<sup>232</sup> Th		<sup>40</sup> K		<sup>137</sup> Cs	
T89	32,0	± 1,0	19,3	± 1,5	254,7	± 4,1	5,3	± 0,4
T90	37,0	± 1,6	17,6	± 2,4	266,0	± 6,4	6,5	± 0,5
T91	36,3	± 1,4	18,0	± 1,9	225,9	± 5,1	5,6	± 0,5
T92	39,4	± 2,8	16,0	± 3,4	228,3	± 9,6	8,6	± 1,0
T93	41,1	± 1,9	20,7	± 3,2	276,5	± 8,4	7,0	± 0,6
T94	33,3	± 1,4	20,2	± 2,1	262,6	± 5,8	5,9	± 0,5
T95	42,6	± 3,1	24,2	± 4,3	259,5	± 11,8	6,7	± 1,2
T96	36,6	± 2,1	18,9	± 2,7	250,8	± 6,9	7,0	± 0,8
T97	35,4	± 1,7	16,9	± 2,1	236,4	± 6,3	8,5	± 0,6
T98	38,7	± 1,2	19,6	± 1,6	233,1	± 4,1	5,5	± 0,4
T99	35,7	± 1,8	17,4	± 2,2	221,3	± 6,0	26,1	± 0,8
T100	38,6	± 2,5	15,1	± 3,1	211,1	± 8,3	21,1	± 1,2
T101	32,4	± 1,6	15,8	± 2,0	201,3	± 5,5	23,8	± 0,8
T102	35,6	± 2,3	13,9	± 2,9	194,7	± 7,7	19,4	± 1,1
T103	35,1	± 1,8	17,1	± 2,1	217,6	± 5,9	25,7	± 0,8
T104	36,7	± 2,4	14,3	± 3,0	200,9	± 7,9	20,0	± 1,1
T105	43,1	± 1,5	14,3	± 1,7	195,9	± 4,3	11,2	± 0,5
T106	31,5	± 1,6	15,4	± 1,9	195,4	± 5,3	23,1	± 0,7
T107	43,0	± 1,6	14,0	± 1,8	223,5	± 5,0	19,3	± 0,6
T108	32,6	± 1,6	15,9	± 2,0	202,0	± 5,5	23,8	± 0,8
T109	43,2	± 1,6	14,2	± 1,8	230,1	± 5,2	19,3	± 0,6
T110	39,7	± 1,4	13,0	± 1,7	206,3	± 4,6	17,8	± 0,6
Ortalama	37,3	± 1,8	16,9	± 2,3	227,0	± 6,4	14,4	± 0,7
SH	0,8	± 0,1	0,6	± 0,2	5,4	± 0,4	1,7	± 0,1



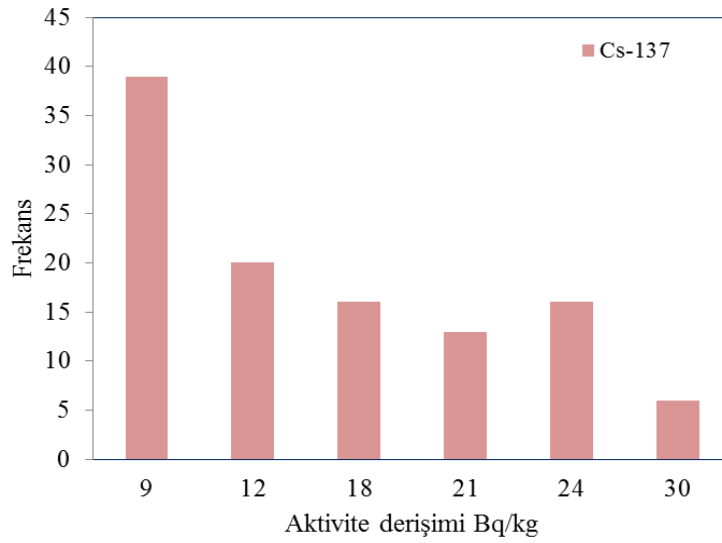
Şekil 4.5. Toprak örneklerindeki  $^{226}\text{Ra}$ 'nın aktivite konsantrasyonunun frekans dağılımı



Şekil 4.6. Toprak örneklerindeki  $^{232}\text{Th}$ 'nin aktivite konsantrasyonunun frekans dağılımı



Şekil 4.7 Toprak örneklerindeki  $^{40}\text{K}$ 'ın aktivite konsantrasyonunun frekans dağılımı



Şekil 4.8. Toprak örneklerindeki  $^{137}\text{Cs}$ 'nin aktivite konsantrasyonunun frekans dağılımı

#### 4.2.2. Toprak ve Havadaki Radon Aktivite Derişiminin Hesaplanması

Toprak örneklerindeki  $^{226}\text{Ra}$ 'nın bozunum ürünü olan radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) gazının aktivite derişimi ( $\text{Bq}/\text{m}^3$  cinsinden), aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplandı (UNSCEAR, 2000).

$$A_{\text{toprak}} = \frac{A_{\text{Ra}} \cdot f \cdot \rho \cdot (1 - \eta)}{\eta} \quad (4.4)$$

Burada,

$A_{\text{Ra}}$ , toprak örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ 'nın aktivite derişimi;  $f$ , radon salım faktörü;  $\rho$ , toprağın yoğunluğu ve  $\eta$ , toplam gözenekliliktir. Hesaplamalarda,  $\rho$ ,  $f$  ve  $\eta$  değerleri, sırasıyla  $1600 \text{ kg}/\text{m}^3$ ,  $0,35$  ve  $0,35$  olarak alınmıştır (UNSCEAR, 2000). Havadaki radon gazı aktivite derişimi ( $\text{Bq}/\text{m}^3$  cinsinden), aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplandı (UNSCEAR, 2000).

$$A_{\text{hava}} = A_{\text{toprak}} \sqrt{\frac{d_t}{D_h}} \quad (4.5)$$

Burada,

$A_{\text{toprak}}$ , Eş. 4.4 ile hesaplanan toprak örneklerindeki  $n$  derişimi;  $d_t$ , radonun toprak içindeki difüzyon hızı ve  $D_h$ , radonun toprak içindeki difüzyon hızıdır. Hesaplamalarda,  $d_t$  ve  $D_h$ 'nin değerleri,  $0,5 \times 10^{-4} \text{ m}^2/\text{s}$  ve  $5 \text{ m}^2/\text{s}$  olarak alındı (UNSCEAR, 2000). Bütün toprak örnekleri için hesaplanan  $A_{\text{toprak}}$  ve toprakai radon aktivitesinden kaynaklanan  $A_{\text{hava}}$  değerlerine ilişkin tanımlayıcı istatistiki bilgi Çizelge 4.12'de verilmiştir.

Çizelge 4.12. Toprak ve havadaki radon gazı derişimi

	Radon gazı derişimi (Bq/m <sup>3</sup> )	
	A <sub>toprak</sub>	A <sub>hava</sub>
Ortalama	33348	105
SH	397,0	1
Ortanca	33919	107
SS	4160	13
Basıklık	3	3
Çarpıklık	-1	-1
En Küçük	17829	56
En Büyük	41986	133

Çizelge 4.12'den de görülebileceği gibi toprak örnekleri için hesaplanan radon aktivite derişimi, 18 kBq/m<sup>3</sup> ila 42 kBq/m<sup>3</sup> aralığında deęişmektedir. Topraktaki ortalama radon aktivite derişimi ise 33 kBq/m<sup>3</sup> olarak hesaplandı.. Hava için hesaplanan radon aktivite derişimi ise 56 Bq/m<sup>3</sup> ila 133 Bq/m<sup>3</sup> aralığında deęişmektedir. Havadaki ortalama radon aktivite derişimi ise 105 Bq/m<sup>3</sup> olarak hesaplandı.

#### 4.2.3. Kömür, Cüruf ve Uçucu Kül Örneklerinde Ölçülen Radyoaktivite Sonuçları

Kangal Termik Santralinde katı yakıt olarak kullanılan 12 adet kömür (K) örneğinde, 12 adet cüruf atık örneklerinde (KC) ve 13 adet atık uçucu kül (UK) örneklerinde ölçülen <sup>235</sup>U, <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th, <sup>40</sup>K ve <sup>137</sup>Cs'nin aktivite derişim deęerleri, sırasıyla Çizelge 4.13, Çizelge 4.14 ve Çizelge 4.15'te sunulmaktadır. Kömür örneklerinin aktivite derişimlerinin birbirleriyle ve yer kabuğu ortalaması ile karşılaştırılması Şekil 4.9'da, cüruf örneklerinin aktivite derişimlerinin birbirleriyle ve yer kabuğu ortalaması ile karşılaştırılması Şekil 4.10'da ve uçucu kül örneklerinin aktivite derişimlerinin birbirleriyle ve yer kabuğu ortalaması ve Avrupa Birliği (AB) uçucu kül ortalaması ile karşılaştırılması ise Şekil 4.11'de

verilmektedir. Çizelge 4.13'den de anlaşılacağı gibi kömür örneklerinde ölçülen  $^{235}\text{U}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ 'nin ortalama aktivite derişim değerleri, sırasıyla  $12,1 \pm 1,2$  Bq/kg,  $187,5 \pm 20,5$  Bq/kg,  $15,9 \pm 1,1$  Bq/kg,  $99,1 \pm 8,7$  Bq/kg ve  $5,9 \pm 0,5$  Bq/kg olarak ölçüldü. Çizelge 4.14'den, cüruf örneklerinde ölçülen  $^{235}\text{U}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ 'nin ortalama aktivite derişim değerleri, sırasıyla  $24,9 \pm 0,7$  Bq/kg,  $619,8 \pm 18,3$  Bq/kg,  $40,9 \pm 1,6$  Bq/kg,  $329,6 \pm 13,0$  Bq/kg ve  $14,8 \pm 1,2$  Bq/kg olarak ölçüldü. Çizelge 4.15'den de anlaşılacağı gibi uçucu kül örneklerinde ölçülen  $^{235}\text{U}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ 'nin ortalama aktivite derişim değerleri, sırasıyla  $37,3 \pm 0,9$  Bq/kg,  $903,0 \pm 17,6$  Bq/kg,  $43,2 \pm 1,1$  Bq/kg,  $307,9 \pm 11,8$  Bq/kg ve  $16,9 \pm 0,6$  Bq/kg olarak ölçüldü.

Çizelge 4.13. Kömür örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  aktivite derişim değerleri

Örnek kodu	Aktivite derişimi (Bq/kg)				
	$^{226}\text{Ra}$	$^{232}\text{Th}$	$^{40}\text{K}$	$^{235}\text{U}$	$^{137}\text{Cs}$
K1	249,7 ± 5,4	17,2 ± 1,6	83,4 ± 2	15,5 ± 0,4	5,4 ± 0,4
K2	144,4 ± 4,3	10 ± 2,4	71,8 ± 3,2	9,3 ± 0,4	4,9 ± 1,2
K3	141,5 ± 4,3	21,3 ± 4,1	95,9 ± 4,1	9,5 ± 0,4	6,8 ± 0,9
K4	106,6 ± 3,4	12,4 ± 4,3	80,5 ± 5,2	7,2 ± 0,5	7,3 ± 1,4
K5	281,5 ± 7,2	16,2 ± 4,5	117 ± 5,3	17,9 ± 0,6	5,7 ± 1,2
K6	192,1 ± 4,8	19,2 ± 2,9	129 ± 4,3	11,2 ± 0,4	4,1 ± 0,9
K7	215,3 ± 6,4	16,5 ± 4,2	134 ± 6,8	13,2 ± 0,6	7,8 ± 1,3
K8	139,2 ± 5	10,7 ± 3,6	118 ± 6,4	11,1 ± 0,6	5,2 ± 1,4
K9	264,4 ± 6,7	19,9 ± 3,4	130 ± 5,3	18,1 ± 0,6	9,3 ± 1,2
K10	293,9 ± 8,6	19,7 ± 5	123 ± 7,4	17,7 ± 0,8	6,3 ± 1,9
K11	114 ± 3,4	10,9 ± 2,2	42,6 ± 1,8	7,6 ± 0,4	4,7 ± 1,1
K12	106,9 ± 4,6	17,1 ± 4,4	64,6 ± 4,4	6,6 ± 0,5	3,8 ± 1,7
Ortalama	187,5	15,9	99,1	12,1	5,9
SS	71,0	4,0	30,2	4,3	1,6
SH	20,5	1,1	8,7	1,2	0,5
En küçük	106,6	10,0	42,6	6,6	3,8
En büyük	293,9	21,3	133,6	18,1	9,3

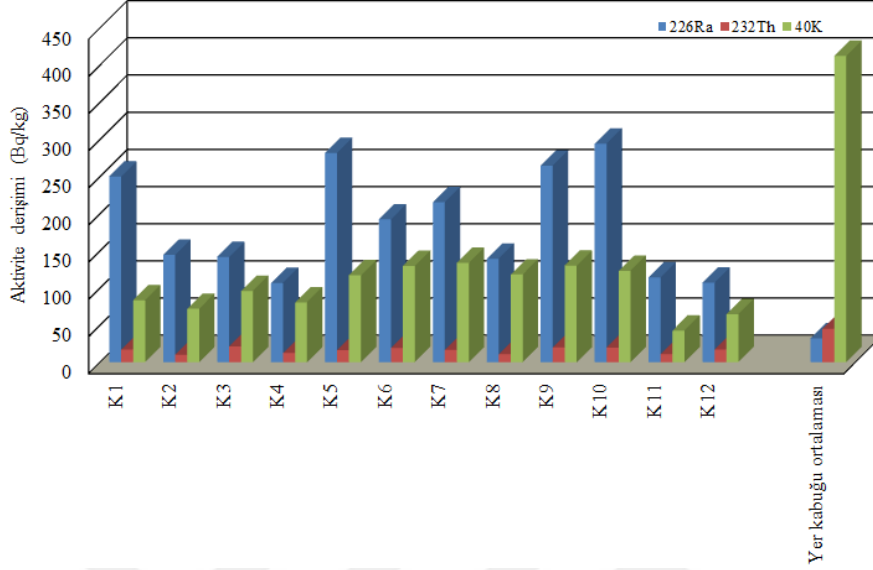


Çizelge 4.14. Cüruf örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  aktivite derişim değerleri

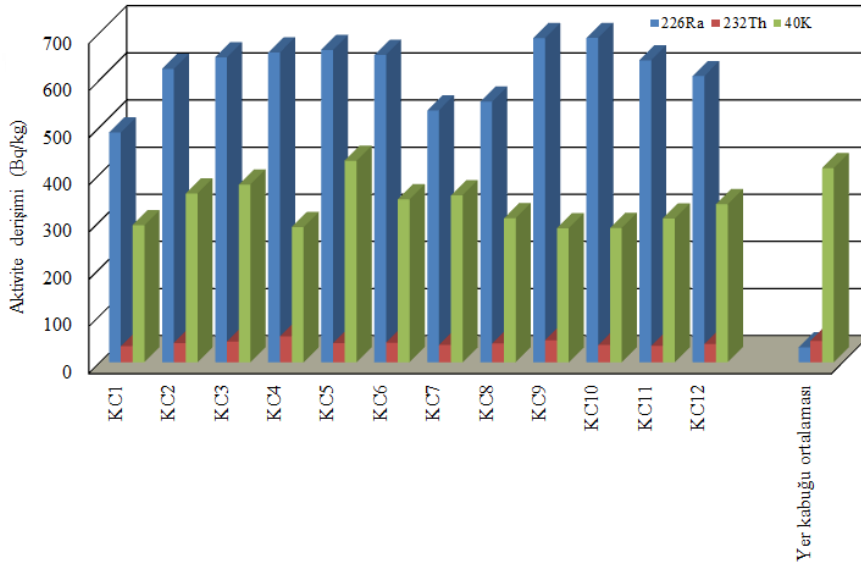
Örnek kodu	Aktivite derişimi (Bq/kg)				
	$^{226}\text{Ra}$	$^{232}\text{Th}$	$^{40}\text{K}$	$^{235}\text{U}$	$^{137}\text{Cs}$
KC1	487,4 ± 11	34,4 ± 4	291 ± 8,2	20 ± 0,6	11 ± 1,0
KC2	622 ± 13	41 ± 3,5	358 ± 7,5	19,8 ± 0,9	16 ± 0,9
KC3	646,6 ± 16	44,3 ± 7,8	377 ± 17	25,3 ± 1,1	19 ± 2,2
KC4	657,1 ± 18	54,7 ± 13	287 ± 19	25,3 ± 1,3	17 ± 3,2
KC5	662,6 ± 14	40,9 ± 4,7	428 ± 10	28 ± 0,8	12 ± 1,1
KC6	651,8 ± 15	41,5 ± 6,4	346 ± 11	25,4 ± 0,8	14 ± 1,8
KC7	534,4 ± 14	36,6 ± 11	354 ± 17	25,3 ± 1,1	19 ± 2,8
KC8	552,9 ± 12	39,9 ± 4,1	306 ± 8,2	25,1 ± 0,7	12 ± 1,0
KC9	687,5 ± 19	46,7 ± 10	284 ± 18	23,8 ± 1,4	24 ± 2,7
KC10	688 ± 15	36,8 ± 5,4	285 ± 10	27,2 ± 0,9	13 ± 1,7
KC11	640,4 ± 14	35,1 ± 3,9	305 ± 8,0	26,9 ± 0,8	12 ± 1,1
KC12	607 ± 13	38,7 ± 3,5	336 ± 7,0	26,5 ± 0,7	9,2 ± 0,9
Ortalama	619,8	40,9	329,6	24,9	14,8
SS	63,3	5,7	44,9	2,6	4,1
SH	18,3	1,6	13,0	0,7	1,2
En küçük	487,4	34,4	284,3	19,8	9,2
En büyük	688,0	54,7	427,6	28,0	24,0

Çizelge 4.15. Cüruf örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$  aktivite derişim değerleri

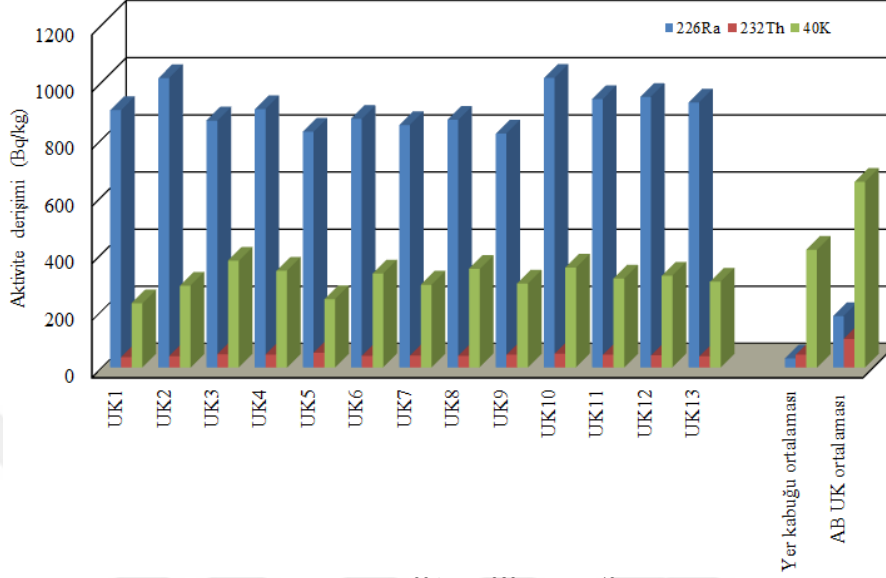
Örnek kodu	Aktivite derişimi (Bq/kg)				
	$^{226}\text{Ra}$	$^{232}\text{Th}$	$^{40}\text{K}$	$^{235}\text{U}$	$^{137}\text{Cs}$
UK1	900,5 ± 20	36,7 ± 6,4	225 ± 12	35,1 ± 1,1	14 ± 1,7
UK2	1013,1 ± 22	39,6 ± 5,7	286 ± 10	44,9 ± 1,2	19 ± 1,3
UK3	864,2 ± 21	45,9 ± 12	374 ± 20	36,2 ± 1,4	13 ± 2,4
UK4	904,3 ± 21	45,3 ± 10	338 ± 17	35,9 ± 1,4	18 ± 2,6
UK5	824,8 ± 25	51,8 ± 15	239 ± 27	34,4 ± 1,8	19 ± 4,5
UK6	870,6 ± 19	40,7 ± 4,2	329 ± 8,6	36,3 ± 0,9	18 ± 1,3
UK7	848,8 ± 19	41,6 ± 5,8	290 ± 12	33,8 ± 1	13 ± 1,9
UK8	866,7 ± 19	40,3 ± 5	345 ± 10	35,5 ± 0,9	17 ± 1,3
UK9	818,4 ± 18	44,7 ± 4,7	294 ± 9,2	35,3 ± 0,9	18 ± 1,3
UK10	1013,3 ± 21	48 ± 4,5	350 ± 8,9	41,9 ± 1,1	18 ± 1
UK11	939,5 ± 22	45,1 ± 7,8	312 ± 15	41,2 ± 1,3	20 ± 2,5
UK12	947,2 ± 20	42,5 ± 4,5	321 ± 8,6	38,3 ± 1	18 ± 0,9
UK13	927,6 ± 22	39,3 ± 7,8	301 ± 16	35,6 ± 1,3	16 ± 2,8
Ortalama	903,0	43,2	307,9	37,3	16,9
SS	63,4	4,1	42,6	3,4	2,3
SH	17,6	1,1	11,8	0,9	0,6
En küçük	818,4	36,7	224,7	33,8	12,8
En büyük	1013,3	51,8	373,7	44,9	19,8



Şekil 4.9. Kömür örneklerinde ölçülen <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th ve <sup>40</sup>K aktivite derişimlerinin yer kabuğu ortalaması ile karşılaştırılması



Şekil 4.10. Cüruf örneklerinde ölçülen <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th ve <sup>40</sup>K aktivite derişimlerinin yer kabuğu ortalaması ile karşılaştırılması



Şekil 4.11. UK örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktivite derişimlerinin yer kabuğu ve AB UK ortalaması ile karşılaştırılması

### 4.3. Radyolojik Parametrelerin Hesaplanması ve Sonuçları

Dış ortamda soğurulan gama-ışını doz hızı ve buna karşılık gelen yıllık etkin radyasyon dozu, radonun solunmasından, külün yutulmasından kaynaklanan yıllık etkin radyasyon dozları, yaşam boyu kanser riski, radyum eşdeğer aktivite indis, aktivite derişim indisleri ve iç ışınlama indis gibi radyolojik parametreler,

- 1) Kangal TS'nin çevreye olan radyoekolojik etkisini,
- 2) Kangal TS'de yakıt olarak kullanılan linyit kömürünün atığı olarak elde edilen uçucu kül ve cürufun içerdiği yüksek radyoaktiviteden dolayı santral çalışanlarına ve santral yakınında yaşayan bireyler üzerindeki radyolojik etkisini farklı senaryolar kapsamında ve
- 3) Atıkların geri kazanılmasına yönelik olarak uçucu külün inşaat sektöründe özellikle çimento üretiminde katkı ham maddesi olarak ve uçucu küllerin jeoteknik uygulamalarda (yol, kaldırım ve baraj yapımında dolgu malzemesi vb.)

kullanılmasının radyolojik açıdan değerlendirebilmek amacıyla radyoaktivite sonuçları esas alınarak hesaplandı.

#### 4.3.1. Gama-Işını Doz Hızı ve Yıllık Etkin Radyasyon Dozları

Toprak örneklerinin içerdiği radyonüklitlerin yayınladığı gama radyasyonundan kaynaklanan dış ortamda, topraktan bir 1 m yukarıda havada soğurulan gama-ışını doz hızı (D), UNSCEAR raporundan verilen formül ve doz dönüşüm katsayıları kullanılarak hesaplanmıştır (UNSCEAR, 2008).

$$D(\text{nGy/h}) = 0.462 \cdot A_{\text{Ra}} + 0.604 \cdot A_{\text{Th}} + 0.0417 \cdot A_{\text{K}} + 0.1243 \cdot A_{\text{Cs}} \quad (4.6)$$

Burada,

$A_{\text{Ra}}$ ,  $A_{\text{Th}}$ ,  $A_{\text{K}}$  ve  $A_{\text{Cs}}$ , sırasıyla toprak örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  ve  $^{137}\text{Cs}$ 'nin Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. Toprak örnekleri için hesaplanan doz hızı değerleri, Çizelge 4.16'nın ikinci sütununda verilmiştir. Çizelge 4.16'dan da görülebileceği gibi doz hızı değerleri, ortalaması 39 nGy/h olmak üzere 29 nGy/h ile 2 nGy/h aralığında değişmektedir.

Havada soğurulan gama-ışını doz hızına karşılık gelen yıllık etkin radyasyon dozu ( $E_E$ ), yetişkinler için UNSCEAR raporunda verilen eşitlik ve katsayılar kullanılarak hesaplandı (UNSCEAR, 1982).

$$E_E (\mu\text{Sv}) = D \cdot KC \cdot ZF \cdot 10^{-3} \quad (4.7)$$

Burada,

D, Eş. 4.6 ile hesaplanan gama-ışını doz hızı (nGy/h); KC, yetişkinler için doz dönüşüm katsayısı (0,7 Sv/Gy) ve ZF, bireylerin günlük zamanının %20 sini dışarıda geçirdiği kabul edilerek hesaplanan zaman faktörüdür ( $ZF=86400 \text{ s} \times 0.2$ ). Toprak örnekleri için hesaplanan yıllık doz hızı değerleri, Çizelge 4.16'nın üçüncü

sütununda verilmiştir. Çizelge 4.16'dan da görülebileceği gibi yıllık radyasyon doz değerleri, ortalaması 48  $\mu\text{Sv}$  olmak üzere 36  $\mu\text{Sv}$  ila 64  $\mu\text{Sv}$  aralığında değişmektedir.

Radonun solunmasından kaynaklanan yıllık etkin radyasyon dozu ( $E_{\text{sol}}$ ), yetişkinler için UNSCEAR raporunda verilen eşitlik ve katsayılar kullanılarak hesaplandı (UNSCEAR, 2008).

$$E_{\text{sol}}(\mu\text{Sv}) = A_{\text{hava}} \cdot KC_R \cdot ZF \cdot 10^{-3} \quad (4.8)$$

Burada,

$A_{\text{hava}}$ , Eş. 4.5 ile hesaplanan havadaki radon derişimi ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ );  $KC_R$ , yetişkinler için radon doz dönüşüm katsayısı ( $9 \text{ nSv}/\text{h}/\text{Bq}/\text{m}^3$ ) ve  $ZF$ , bireylerin günlük zamanının %20 sini dışarıda geçirdiği kabul edilerek hesaplanan zaman faktörüdür ( $ZF=86400 \text{ s} \times 0.2$ ). Toprak örnekleri için hesaplanan yıllık doz hızı değerleri, Çizelge 4.16'nın dördüncü sütununda verilmiştir. Çizelge 4.16'dan da görülebileceği gibi yıllık radyasyon doz değerleri, ortalaması 998  $\mu\text{Sv}$  olmak üzere 534  $\mu\text{Sv}$  ila 1257  $\mu\text{Sv}$  aralığında değişmektedir.

#### 4.3.2. Yaşam Boyu Kanser Riski

Dış ışınlama sebebiyle yetişkin bireylerin maruz kaldığı yıllık etkin dozundan kaynaklanan yaşam boyu kanser riski (YBKR) aşağıda verilen denklem kullanılarak hesaplandı (ICRP, 1990):

$$\text{YBKR} = E_E \cdot O\ddot{O} \cdot \text{RF} \quad (4.9)$$

Burada,

$E_E$ , Eş. 4.7 ile hesaplanan yıllık etkin doz ( $\mu\text{Sv}$ );  $O\ddot{O}$ , ortalama ömür (70 yıl) ve  $\text{RF}$  risk faktörüdür (0.05). Toprak örnekleri için hesaplanan yaşam boyu kanser risk

değerleri, Çizelge 4.16'nın beşinci sütununda verilmiştir. Çizelge 4.16'dan da görülebileceği gibi yaşam boyu kanser risk değerleri, ortalaması  $1,7 \times 10^{-4}$  olmak üzere  $1,3 \times 10^{-4}$  ila  $2,2 \times 10^{-4}$  aralığında değişmektedir.

Çizelge 4.16. Toprak örnekleri için hesaplanan D, E<sub>E</sub>, E<sub>sol</sub> ve YBKR değerleri

	D (nGy/h)	Yıllık etkin radyasyon dozu (μSv)		YBKR
		E <sub>E</sub>	E <sub>sol</sub>	
Ortalama	39	48	998	$1,7 \times 10^{-4}$
SS	3	4	125	$1,5 \times 10^{-5}$
SH	0,3	0,4	12	$1,4 \times 10^{-6}$
En Küçük	29	36	534	$1,3 \times 10^{-4}$
En Büyük	52	64	1257	$2,2 \times 10^{-4}$

#### 4.3.3. Farklı Senaryolar İçin UK Örneklerindeki Radyoaktiviteden Kaynaklanan Yıllık Etkin Dozlar

Termik santrallerin atığı olan uçucu küller hem zehirli (toksik) hem de radyotoksik elementler içerdiğinden, çevreye önemli ölçüde zarar verebilmektedir. Bu yüzden uçucu küllerin yerleşim yerlerinden uzaklaştırılması, depolanması veya geri dönüşüm için bazı uygulamalarda kullanılması büyük önem arz etmektedir. Uçucu küller genelde termik santrali civarında kül dağı şeklinde depolanmaktadır. Bu kısımda, hem Kangal TS civarında yaşayan veya yaşayacak olan yetişkin bireyleri hem termik santralde çalışan işçiler hem de uçucu külleri nakliye eden işçiler için Avrupa Komisyon Raporunda (EC, 2002) verilen farklı senaryolar kullanılarak bireylerin ve işçilerin maruz kaldığı toplam yıllık etkin radyasyon dozu (E<sub>toplam</sub>) hesaplandı. Genel olarak, toplam yıllık etkin doz aşağıdaki denklem aracılığıyla belirlenir:

$$E_{\text{toplam}} = E_{\text{dis}} + E_{\text{sol}} + E_{\text{sin}} \quad (4.10)$$

Burada,

$E_{dış}$ , gama-ışınlarının sebep olduğu dış ışınlamadan kaynaklanan yıllık etkin radyasyon dozu;  $E_{sol}$ , havada asılıları tutunabilen uçucu kül parçacıklarının solunum yolu ile vücudu alınabilen radyonüklitlerin yayınladığı alfa ve beta radyasyonun sebep olduğu iç ışınlamadan kaynaklanan yıllık etkin radyasyon dozu ve  $E_{sin}$ , havada asılıları tutunabilen uçucu kül parçacıklarının sindirim yolu ile vücudu alınabilen radyonüklitlerin yayınladığı alfa ve beta radyasyonun sebep olduğu iç ışınlamadan kaynaklanan yıllık etkin radyasyon dozudur.  $E_{dış}$ ,  $E_{sol}$  ve  $E_{sin}$  aşağıdaki denklemler kullanılarak hesaplandı (EC, 2002):

$$E_{dis} = t_e \cdot f_d \cdot (D_{disRa} \cdot A_{Ra} + D_{disTh} \cdot A_{Th} + D_{disK} \cdot A_K) \quad (4.11)$$

$$E_{sol} = t_e \cdot t_d \cdot B_{sol} \cdot C_{toz} (D_{solRa} \cdot A_{Ra} + D_{solTh} \cdot A_{Th} + D_{solK} \cdot A_K) \quad (4.12)$$

$$E_{sin} = t_e \cdot t_d \cdot R_{sin} (D_{sinRa} \cdot A_{Ra} + D_{sinTh} \cdot A_{Th} + D_{sinK} \cdot A_K) \quad (4.13)$$

Burada  $D_{dışRa}$ ,  $D_{dışTh}$ ,  $D_{dışK}$ ,  $D_{solRa}$ ,  $D_{solTh}$ ,  $D_{solK}$ ,  $D_{sinRa}$ ,  $D_{sinTh}$ ,  $D_{sinK}$  sırasıyla  $^{226}\text{Ra}$  serileri,  $^{232}\text{Th}$  serileri ve  $^{40}\text{K}$  için dış ışınlama, solunum iç ve sindirim iç ışınlama doz dönüşüm katsayıları ( $\mu\text{Sv/h/Bq/kg}$ );  $A_{Ra}$ ,  $A_{Th}$  ve  $A_K$  kül örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın aktivite derişimleri ( $\text{Bq/kg}$ );  $t_s$ , ışınlama süresi ( $\text{h/y}$ );  $f_d$  seyrelme faktörü;  $B_{sol}$  solunum hızı ( $\text{m}^3/\text{h}$ );  $C_{toz}$  toz derişimi ( $\text{kg/m}^3$ );  $R_{sin}$  sindirim hızı ( $\text{kg/s}$ ) (Gezer, 2012). Bu deęişken ve katsayıların deęerleri, farklı senaryolarda radyasyona maruz kalma durumunda, yetişkin bireyler için Çizelge 4.17'de ve işçiler için ise Çizelge 4.18'de verilmiştir (EC, 2002).



Çizelge 4.17. Yetişkin bireylerin farklı senaryolarda radyona maruz kalması durumu

Parametreler	Yetişkin bireyler için senaryo								
	Ev halkı			Bahçe			Kül dağı		
	(Kapalı ortam- kül dağına 25 m)			(Açık ortam- kül dağına 20 m)			(Açık ortam- kül dağına 1 m)		
	Işınlanma yolları			Işınlanma yolları			Işınlanma yolları		
	Dış ışınlanma	Solunum	Sindirim	Dış ışınlanma	Solunum	Sindirim	Dış ışınlanma	Solunum	Sindirim
$t_s$	6000	6000	6000	1000	1000	1000	100	100	100
$f_d$	1	1	1	1	1	1	1	1	1
$B_{sol}$		0,93			0,9			0,9	
$C_{toz}$		$5 \times 10^{-8}$			$1 \times 10^{-7}$			$5 \times 10^{-7}$	
$R_{sin}$			$5 \times 10^{-6}$			$5 \times 10^{-6}$			$5 \times 10^{-6}$
$^{226}\text{Ra}$ için $D_{dis}$ , $D_{sol}$ ve $D_{sin}$	$4,43 \times 10^{-6}$	9,53	0,28	$4,37 \times 10^{-5}$	9,53	0,28	$4,20 \times 10^{-4}$	9,53	0,28
$^{232}\text{Th}$ için $D_{dis}$ , $D_{sol}$ ve $D_{sin}$	$8,85 \times 10^{-6}$	84,6	1,06	$8,19 \times 10^{-5}$	84,6	1,06	$6,21 \times 10^{-4}$	84,6	1,06
$^{40}\text{K}$ için $D_{dis}$ , $D_{sol}$ ve $D_{sin}$	$4,90 \times 10^{-7}$	0	0	$4,95 \times 10^{-6}$	0	0	$3,77 \times 10^{-5}$	0	0

Çizelge 4.18. İşçilerin farklı senaryolarda radyona maruz kalması durumu

Parametreler	İşçiler için senaryo								
	Açık ortamda depolama			Taşma			Yol yapımı		
	(Büyük miktarlar)			(Uzun mesafeler)			(Haftiyat çalışması)		
	Işınlanma yolları			Işınlanma yolları			Işınlanma yolları		
	Dış ışınlanma	Solunum	Sindirim	Dış ışınlanma	Solunum	Sindirim	Dış ışınlanma	Solunum	Sindirim
$t_s$	1800	1800	1800	850	100	100	1800	1800	1800
$f_d$	1	1	1				0,1	0,1	0,1
$B_{sol}$		1,2			1,2				
$C_{toz}$		$5 \times 10^{-7}$			$1 \times 10^{-6}$			$2 \times 10^{-6}$	
$R_{sin}$			$1 \times 10^{-5}$			$1 \times 10^{-5}$			$1 \times 10^{-5}$
$^{226}\text{Ra}$ için $D_{dis}$ , $D_{sol}$ ve $D_{sin}$	$3,14 \times 10^{-5}$	2,23	0,28	$7,61 \times 10^{-5}$	2,23	0,28	$3,01 \times 10^{-4}$	2,23	0,28
$^{232}\text{Th}$ için $D_{dis}$ , $D_{sol}$ ve $D_{sin}$	$4,77 \times 10^{-5}$	48,2	1,06	$1,18 \times 10^{-4}$	48,2	1,06	$4,59 \times 10^{-4}$	48,2	1,06
$^{40}\text{K}$ için $D_{dis}$ , $D_{sol}$ ve $D_{sin}$	$2,86 \times 10^{-6}$	0	0	$7,61 \times 10^{-6}$	0	0	$2,89 \times 10^{-5}$	0	0

Senaryolar, uçucu küllerin içerdiği radyoaktivite dolayısıyla bireylerin iyonlaştırıcı radyasyona maruz kalma yolu olarak kabul edilebilir. Bu senaryolar, bireyler için üç farklı şekilde maruz kalma yolunu içermektedir: 1) Uçucu kül dağına 25 m uzaklıkta bulunan bir evde yaşayan ev halkı (kapalı ortam); 2) Uçucu

kül dağına 20 m uzaklıkta bulunan evin bahçesi gibi bir açık ortamda zamanını geçiren ev halkı ve 3) Uçucu kül dağına çok yakın 1 m uzaklıkta bulunan bir açık ortamda zamanını geçiren ev halkı. Bu senaryolar için bireylerin alacakları yıllık etkin radyasyon dozları, Çizelge 4.17’de verilen parametre değerleri kullanılarak hesaplandı. Hesaplanan yıllık etkin radyasyon dozları ve toplam doz Çizelge 4.19’da verilmektedir.

Uçucu küllerin içerdiği radyoaktivite dolayısıyla santral çalışanlarının (işçilerin) iyonlaştırıcı radyasyona maruz kalma senaryoları, üç farklı yolu içermektedir: 1) Kül dağını oluşturabilmek amacıyla büyük miktarda (tonlarca) uçucu küllerin açık ortamda depolama çalışmalarını yapan işçiler; 2) Uçucu külleri uzun mesafelere taşıyan nakliyeden sorumlu işçiler ve 3) Uçucu küllerin kullanıldığı yol yapımında veya hafriyat işlerinde çalışan işçiler. Bu senaryolar için işçilerin alacakları yıllık etkin radyasyon dozları, Çizelge 4.18’de verilen parametre değerleri kullanılarak hesaplandı. Hesaplanan yıllık etkin radyasyon dozları ve toplam doz Çizelge 4.20’de verilmektedir.

Çizelge 4.19. Yetişkin bireyler için hesaplanan  $E_{dış}$ ,  $E_{sol}$ ,  $E_{sin}$  ve  $E_{toplam}$  değerleri

Senaryolara ilişkin hesaplanan yıllık etkin radyon dozları ( $\mu\text{Sv}$ )										
	Kapalı ortam- kül dağına 25 m			Açık ortam-kül dağına 20 m)			Açık ortam-kül dağına 1 m)			
	$E_{dış}$	$E_{sol}$	$E_{sin}$	$E_{dış}$	$E_{sol}$	$E_{sin}$	$E_{dış}$	$E_{sol}$	$E_{sin}$	$E_{toplam}$
En küçük	25,0	3,2	10,0	47,6	1,08	1,4	38,3	0,5	0,14	127,2
En büyük	30,5	3,8	8,3	58,4	1,28	1,7	46,9	0,6	0,20	151,7
Ortalama	27,2	3,4	9,0	52,0	1,14	1,5	41,8	0,6	0,15	136,8

Çizelge 4.20. Santral işçileri için hesaplanan  $E_{dış}$ ,  $E_{sol}$ ,  $E_{sin}$  ve  $E_{toplam}$  değerleri

	Senaryolara ilişkin hesaplanan yıllık etkin radyon dozları ( $\mu\text{Sv}$ )											
	Açık ortamda depolama (Büyük miktarlar)				Taşıma (Uzun mesafeler)				Yol yapımı			
	$E_{dış}$	$E_{sol}$	$E_{sin}$	$E_{toplam}$	$E_{dış}$	$E_{sol}$	$E_{sin}$	$E_{toplam}$	$E_{dış}$	$E_{sol}$	$E_{sin}$	$E_{toplam}$
En küçük	51,6	4,1	5,0	60,9	59,3	0,45	0,28	60,1	49,6	1,6	0,50	51,8
En büyük	63,2	4,9	6,0	74,2	72,6	0,55	3,0	73,5	60,7	2,0	0,6	63,3
Ortalama	56,3	4,4	5,4	66,1	64,7	0,49	0,3	65,5	54,1	1,8	0,54	56,4

#### 4.3.4. UK ve Cüruf Örneklerinin İnşaat Sektöründe ve Jeoteknik Uygulamalarda Kullanılabilirliğine İlişkin İndisler

Bu kısımda, uçucu küllerin, inşaat sektöründe ve jeoteknik uygulamalarda kullanılabilirliğin ilişkin indisler hesaplanmıştır.

##### 4.3.4.1 Radyum Eşdeğer Aktivite İndisi

Çizelge 14 ve Çizelge 15'ten de görülebileceği gibi incelenen uçucu kül ve cüruf örneklerinde ölçülen doğal radyonüklitler düzgün dağılımlı olmayıp aktivite derişimleri değişmektedir. Bu sebepten dolayı radyonüklitlerden kaynaklanan radyolojik tehlikeleri hesaba katmak ve  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'un aktivite derişim seviyesini temsil etmek amacıyla radyum eşdeğer ( $Ra_{eq}$ ) aktivite indisi türetilmiştir (Beretka ve ark, 1985).  $Ra_{eq}$  aktivite derişimi (veya indisi), aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplanmaktadır (Beretka ve ark, 1985):

$$Ra_{eq} = A_{Ra} + 1,43 \cdot A_{Th} + 0,077 \cdot A_K \quad (4.14)$$

Burada,

$A_{Ra}$ ,  $A_{Th}$  ve  $A_K$ , sırasıyla uçucu kül ve cüruf örneklerinde ölçülen  $^{226}Ra$ ,  $^{232}Th$  ve  $^{40}K$ 'ın, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. Uçucu kül örnekleri için hesaplanan radyum eşdeğer aktivite derişimi indis değerleri, Çizelge 4.21'in ikinci sütununda ve cüruf örnekleri için hesaplanan değerler ise Çizelge 4.22'nin ikinci sütununda verilmiştir.

#### 4.3.4.2 Aktivite Derişim İndisleri

İnşaat sektöründe, çimento ve beton üretiminde katkı ham maddesi olarak kullanılabilen uçucu kül ve cürufa ilişkin aktivite derişim indisleri olarak Avrupa Komisyonu (AK) tarafından 1999 yılında yayımlanan raporda, tavsiye edilen aktivite derişim indisleri dikkate alınmış ve raporda açıklandığı gibi hesaplanmıştır (EC, 1999). Aktivite derişim indisleri ( $I_{inş}$ ), aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplanmıştır (Gezer, 2011):

$$I_{inş} = \frac{A_{Ra}}{300 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_{Th}}{200 \text{ Bq/kg}} + \frac{A_K}{3000 \text{ Bq/kg}} \quad (4.15)$$

Burada,

$A_{Ra}$ ,  $A_{Th}$  ve  $A_K$ , sırasıyla uçucu kül ve cüruf örneklerinde ölçülen  $^{226}Ra$ ,  $^{232}Th$  ve  $^{40}K$ 'ın, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. Uçucu kül örnekleri için hesaplanan aktivite derişimi indis değerleri, Çizelge 4.21'in üçüncü sütununda ve cüruf örnekleri için hesaplanan değerler ise Çizelge 4.22'nin üçüncü sütununda verilmiştir.

Yol, köprü, vb. jeoteknik uygulamalarda kaplama veya dolgu malzemesi olarak kullanılan UK örnekleri için aktivite derişimi ( $I_{jeo}$ ), aşağıda verilen eşitlik kullanılarak hesaplanmıştır (Report STUK-B- 1995):

$$I_{\text{jeo}} = \frac{A_{\text{Ra}}}{700 \text{ Bq kg}^{-1}} + \frac{A_{\text{Th}}}{500 \text{ Bq kg}^{-1}} + \frac{A_{\text{K}}}{8000 \text{ Bq kg}^{-1}} \quad (4.16)$$

Burada,

$A_{\text{Ra}}$ ,  $A_{\text{Th}}$  ve  $A_{\text{K}}$ , sırasıyla uçucu kül ve cüruf örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'in, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. Uçucu kül örnekleri için hesaplanan aktivite derişimi indis deęerleri, Çizelge 4.21'in dördüncü sütununda ve cüruf örnekleri için hesaplanan deęerler ise Çizelge 4.22'nin dördüncü sütununda verilmiştir.

#### 4.3.4.3 İç Işınlama İndisi

Radon gazının solunmasının sebep olduęu ilave alfa radyasyonunun deęerlendirilmesiyle ilgili olan iç ışınlama alfa ( $I_{\alpha}$ ), aşıęıda verilen eřitlik kullanılarak hesaplanmıştır (Gezer, 2011):

$$I_{\alpha} = \frac{A_{\text{Ra}}}{200 \text{ Bq/kg}} \quad (4.17)$$

Burada,

$A_{\text{Ra}}$ , uçucu kül ve cüruf örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ 'nın, Bq/kg cinsinden aktivite derişimidir. Uçucu kül örnekleri için hesaplanan alfa indis deęerleri, Çizelge 4.21'in beřinci sütununda ve cüruf örnekleri için hesaplanan deęerler ise Çizelge 4.22'nin beřinci sütununda verilmiştir.

Çizelge 4.21. Uçucu kül örnekleri için hesaplanan  $Ra_{eq}$ ,  $I_{inş}$ ,  $I_{jeo}$  ve  $I_{\alpha}$  indis değerleri

Örnek kodu	$Ra_{eq}$ (Bq/kg)	$I_{inş}$	$I_{jeo}$	$I_{\alpha}$
UK1	970	3,3	1,4	4,5
UK2	1092	3,7	1,6	5,1
UK3	959	3,2	1,4	4,3
UK4	995	3,4	1,4	4,5
UK5	917	3,1	1,3	4,1
UK6	954	3,2	1,4	4,4
UK7	931	3,1	1,3	4,2
UK8	951	3,2	1,4	4,3
UK9	905	3,0	1,3	4,1
UK10	1109	3,7	1,6	5,1
UK11	1028	3,5	1,5	4,7
UK12	1033	3,5	1,5	4,7
UK13	1007	3,4	1,4	4,6
Ortalama	988	3,3	1,4	4,5
SS	63	0,2	0,1	0,3
SH	18	0,1	0,0	0,1
En küçük	905	3,0	1,3	4,1
En büyük	1109	3,7	1,6	5,1

Çizelge 4.22. Cüruf örnekleri için hesaplanan  $Ra_{eq}$ ,  $I_{inş}$ ,  $I_{jeo}$  ve  $I_{\alpha}$  indis değerleri

Örnek kodu	$Ra_{eq}$ (Bq/kg)	$I_{inş}$	$I_{jeo}$	$I_{\alpha}$
KC1	559	1,9	0,8	2,4
KC2	708	2,4	1,0	3,1
KC3	739	2,5	1,1	3,2
KC4	757	2,6	1,1	3,3
KC5	754	2,6	1,1	3,3
KC6	738	2,5	1,1	3,3
KC7	614	2,1	0,9	2,7
KC8	633	2,1	0,9	2,8
KC9	776	2,6	1,1	3,4
KC10	762	2,6	1,1	3,4
KC11	714	2,4	1,0	3,2
KC12	688	2,3	1,0	3,0
Ortalama	704	2,4	1,0	3,1
SS	68	0,2	0,1	0,3
SH	20	0,1	0,0	0,1
En küçük	559	1,9	0,8	2,4
En büyük	776	2,6	1,1	3,4





**5. SONUÇLAR VE ÖNERİLER**

Kömür yakıtlı termik santrallerin ürettiği atıkların yönetimi, dünyanın birçok bölgesinde olduğu gibi Türkiye’de de büyük bir problem olmaya devam etmektedir. Kangal Termik Santralinde yakıt olarak kullanılan toz hâline getirilmiş linyit kömürünün yanması sonucunda elde edilen uçucu küllerin bacadan etrafa yayılması, kül ve cürufların biriktirilmesi (depolanması) veya atılması, çevre ve hava kirliliğine sebep olmaktadır. Bu yüzden bu atıkların çeşitli alanlarda kullanılması, ekolojik dengeyi korumak ve çevre kirliliğini azaltmak açısından büyük önem arz etmektedir. Uçucu küller, inşaat sektöründe daha ucuz çimento üretmek çimento klinkerine ve beton karışımına katkı ham maddesi olarak karıştırılmaktadır. Uçucu kül ve cüruflar, jeoteknik uygulamalarda, yol, kaldırım ve köprü yapımında dolgu malzemesi olarak da kullanılmaktadır. Bu tez kapsamında, Sivas Kangal Termik Santralinden temin edilen kullanılan 12 adet kömür, 13 adet uçucu kül, 12 adet cüruf ve santral çevresinden belli aralıklar ile toplanan 110 adet yüzey toprağı olmak üzere toplam 147 örneğın içerdiği doğal ve yapay radyonüklitlerin aktivite derişimleri, eş eksenli p-tipi HPGe dedektörlü gama-ışını spektrometresi kullanılarak belirlendi. Her bir örneğe ilişkin ölçme sonuçları, çizelgeler ve şekiller hâlinde sunuldu. Uçucu kül ve cürufların inşaat sektörü ve jeoteknik uygulamalarda kullanılmasına yönelik radyolojik ve santralin çevreye olan etkisini değerlendirmeye yönelik radyoekolojik değerlendirmeye ilişkin ilgili parametreler, ölçülen aktivite derişim değerleri esas alınarak hesaplandı. ,

Bu tez, Kangal Termik Santralinin radyolojik ve radyoekolojik değerlendirilmesine yönelik olarak yapılan ilk ve en ayrıntılı çalışmayı oluşturmaktadır. Tez kapsamında elde edilen sonuçlar, radyolojik ve radyoekolojik olmak üzere iki başlık altında değerlendirildi. Değerlendirmeler, ölçülen ve hesaplanan verilerin, tavsiye edilen ulusal/uluslararası ölçütler veya sınır değerler ve ortalama değerler ile karşılaştırılarak yapıldı.

## 5.1. Radyolojik Açıdan Yapılan Değerlendirme

### 5.1.1. Kömür, Cüruf ve Uçucu Kül Örnekleri İçin Ölçülen Doğal Aktivite Derişim Sonuçlarının Değerlendirilmesi

Kömür; karbon, hidrojen ve oksijen gibi elementlerin bileşiminden oluşmuş yanabilen tortul organik bir kayadır. Kangal Termik Santralinde yılda 1811 GW h elektrik enerjisi üretebilmek için toz hâline getirilmiş kül oranı %19-%24 arasında değişen yaklaşık 5195 ton linyit kömürü yakılmaktadır.

Çizelge 4.13'te, on iki linyit kömür örneğinde ölçülen doğal  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{235}\text{U}$  ve  $^{40}\text{K}$  radyonüklitinin aktivite derişiminin ortalama değeri, sırasıyla, 187,5 Bq/kg, 15,9 Bq/kg, 12,1 Bq/kg ve 99,1 Bq/kg olarak verilmiştir Aktinyum serisinin ana radyonükliti ve uranyumun izotopu olan  $^{235}\text{U}$ , doğal olarak  $^{238}\text{U}$  içinde %0,7 oranında olduğundan, genelde  $^{238}\text{U}$  derişiminin büyük olmadığı durumlarda ihmal edilecek seviyededir ve sebepten dolayı radyolojik değerlendirmelerde göz önüne alınmamaktadır.

Yer kabuğunda ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  aktivite derişimlerinin ağırlıklı dünya ortalaması sırasıyla, 32 Bq/kg, 45 Bq/kg ve 420 Bq/kg dır (UNSCEAR, 2000).

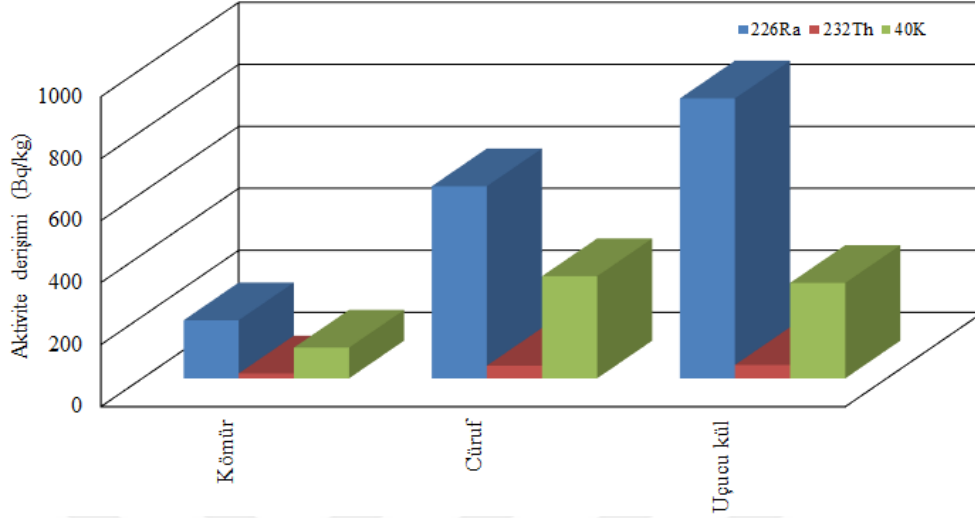
Şekil 4.9'da verilen karşılaştırmadan da görülebileceği gibi kömür örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ 'nın ortalama değeri, yer kabuğu ortalamasından yaklaşık 6 kat daha büyüktür. Kömür örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$ 'nin ortalama değeri, yer kabuğu ortalamasından 3 kat ve  $^{40}\text{K}$ 'ın ortalama değeri ise yer kabuğu ortalamasından 4 kat daha küçüktür.

Çizelge 4.14'te, on iki cüruf örneğinde ölçülen doğal  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  radyonüklitinin aktivite derişiminin ortalama değeri, sırasıyla, 619,8 Bq/kg, 40,9 Bq/kg ve 3297,6 Bq/kg olarak verilmiştir. Şekil 4.10'da verilen karşılaştırmadan da görülebileceği gibi cüruf örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ 'nın ortalama değeri, yer kabuğu ortalamasından yaklaşık 19 kat daha büyüktür. Cüruf örneklerinde

ölçülen  $^{232}\text{Th}$ 'nin ortalama değeri, yer kabuğu ortalamasına yakın değerde iken  $^{40}\text{K}$ 'ın ortalama değeri ise yer kabuğu ortalamasından %22 daha küçüktür.

Çizelge 4.15'te, on üç uçucu kül örneğinde ölçülen doğal  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  radyonüklitinin aktivite derişiminin ortalama değeri, sırasıyla, 903,0 Bq/kg, 43,2 Bq/kg ve 307,9 Bq/kg olarak verilmiştir. Şekil 4.11'de verilen karşılaştırmadan da görülebileceği gibi uçucu kül örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ 'nın ortalama değeri, yer kabuğu ortalamasından yaklaşık 28 kat daha büyüktür. Uçucu kül örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$ 'nin ortalama değeri, yer kabuğu ortalamasına yakın değerde iken  $^{40}\text{K}$ 'ın ortalama değeri ise yer kabuğu ortalamasından % 27 daha küçüktür. Avrupa Birliğinde (AB) yer alan ülkelerdeki inşaat sektöründe katkı malzemesi olarak kullanılan uçucu külde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın aktivite derişimlerinin ortalaması, sırasıyla 180 Bq/kg, 100 Bq/kg ve 650 Bq/kg dır (EC,1999). Şekil 4.11'de verilen karşılaştırmadan da görülebileceği gibi uçucu kül örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ 'nın ortalama aktivite derişimi, AB uçucu kül ortalama değerinden yaklaşık 5 kat daha büyüktür. Bununla birlikte, uçucu kül örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın ortalama değeri, AB uçucu kül ortalama değerinden yaklaşık 2 kat daha küçüktür.

Kömür, cüruf ve uçucu kül örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$  radyonüklitinin aktivite derişiminin ortalama değerlerinin birbirleriyle karşılaştırılması, Şekil 5.1'de gösterilmektedir.



Şekil 5.1. Kömür, cüruf ve uçucu külde ölçülen doğal radyoaktivitenin karşılaştırılması

Şekil 5.1’de verilen karşılaştırmadan da görülebileceği gibi cüruf örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{40}\text{K}$ ’ın ortalama değeri, kömür örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^{40}\text{K}$ ’ın ortalama değerinden 3,3 kat ve cüruf örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$ ’nin ortalama değeri ise kömür örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$ ’nin ortalama değerinden yaklaşık 3 kat daha büyüktür. Şekil 5.1’de verilen karşılaştırmadan da görülebileceği gibi uçucu kül örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ’nın ortalama değeri, kömür örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ’nın ortalama değerinden, yaklaşık 5 kat ve uçucu kül örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ’ın ortalama değeri ise kömür örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ’ın ortalama değerinden yaklaşık 3 kat daha büyüktür. Değerlendirme sonucu, cüruf ve uçucu küldeki doğal radyoaktivitenin zenginleşme faktörünün, 3-5 arasında değiştiğini göstermektedir. Bu durum, cüruf ve uçucu küldeki doğal radyoaktivitenin, kömüre göre önemli ölçüde daha büyük olmasına yol açmaktadır. Bu zenginleşmenin sebebi, kömürün yanmayan mineralinde bulunan doğal radyonüklitlerin, taban külü ve uçucu kül arasında paylaşılması ve yanma sürecinde kömürdeki organik bileşenlerin uzaklaşması ile doğal radyonüklitlerin, külde daha yoğun olarak bulunmasıdır.

### 5.1.2. Farklı Senaryolar İçin Hesaplanan Yıllık Etkin Radyasyon Doz Sonuçlarının Değerlendirilmesi

Çizelge 4.19'dan, üç farklı senaryoda, bireyler için tahmini olarak hesaplanan gama-ışınlarının sebep olduğu dış ışınlamadan ve havadaki asıtlılara tutunabilen uçucu kül parçacıklarının solunum ve sindirim yolu ile vücudu alınması ile radyonüklitlerin yayınladığı alfa ve beta radyasyonun sebep olduğu iç ışınlamadan kaynaklanan yıllık etkin radyasyon dozların toplamının en büyük değerinin  $1,5 \times 10^{-5}$  Sv olduğu anlaşılmaktadır. Aynı şekilde Çizelge 4.20'den de üç farklı senaryoda, santral işçileri için tahmini olarak hesaplanan yıllık etkin radyasyon dozların toplamının en büyük değerinin de  $7,4 \times 10^{-5}$  Sv olduğu görülmektedir. Bu iki değer, mevzuatlar ile belirlenmiş bireylerin doğal olarak alabileceği yıllık etkin radyasyon sınır değeri veya ölçüt değeri olan  $1,0 \times 10^{-3}$  Sv'den önemli ölçüde küçüktür.

Değerlendirme sonucu, Kangal Termik Santral atıklarının, taşınması, depolanması ve kullanılması süresince santral işçileri ve uçucu kül dağı çevresinde yaşamak zorunda kalacak bireyler için radyolojik açıdan bir tehlike oluşturmayacağını göstermektedir.

### 5.1.3. Uçucu Kül ve Cüruf Örnekleri İçin Hesaplanan Radyolojik Parametre Sonuçlarının Değerlendirilmesi

Çizelge 4.21'de, on üç uçucu kül örneği için hesaplanan radyum eşdeğer aktivite ( $Ra_{eq}$ ) indisinin, inşaat sektöründeki kullanıma ilişkin aktivite derişim ( $I_{inş}$ ) indisinin, jeoteknik uygulamalarındaki kullanıma ilişkin aktivite derişim ( $I_{jeo}$ ) indisinin ve alfa ( $I_{\alpha}$ ) indisinin ortalama değeri, sırasıyla, 988 Bq/kg, 3,3, 1,4 ve 4,5 olarak verilmiştir.

OECD-NEA tarafından 1979 yılında yayımlanan raporda, ev ve işyeri binalarında kalıcı olarak kullanılmak amacıyla üretilen malzemelere yönelik olarak  $Ra_{eq}$  aktivite derişimi için 370 Bq/kg, müsaade edilen en büyük değeri olarak belirlenmiştir.  $Ra_{eq}$  aktivite derişiminin, bu değere eşit veya küçük olması

durumda, yapı malzemelerindeki radyonüklitlerin sebep olduğu dış ışınlamadan kaynaklanan yapı içi yıllık etkin doz değerinin 1,5 mSv'in altında olacağı kabul edilmiştir (TAEK TR 2009-11). Uçucu kül örnekleri için hesaplanan ortalama  $Ra_{eq}$  değeri, ev ve iş yeri binaları için tavsiye edilen sınır değerden (370 Bq/kg) 3 kat ve yol ve köprü yapıları için tavsiye edilen sınır değerden (740 Bq/kg) ise 1,3 daha büyüktür. Cüruf örnekleri için hesaplanan ortalama  $Ra_{eq}$  değeri, ev ve iş yeri binaları için tavsiye edilen sınır değerden (370 Bq/kg) 2 kat daha büyük iken yol ve köprü yapıları için tavsiye edilen sınır değerden (740 Bq/kg) ise %5 daha küçüktür.

Aktivite derişim indisi, doz sınırına, malzemenin yapı içinde kullanılma şekline ve miktarına bağılı olarak 1 değerini aşmamalıdır.  $I_{inş} \leq 1$  olduğu durumlarda, uçucu kül katkılı yapı malzemesi, herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilir. Aynı şekilde ve  $I_{jeo} \leq 1$  olduğu durumlarda ise uçucu kül jeoteknik uygulamalarda herhangi bir kısıtlama olmadan kullanılabilir (TAEK TR 2009-11). Uçucu kül örnekleri için hesaplanan ortalama  $I_{inş}$  değeri, ölçüt veya sınır değerden (1'den) 3 kat ve cüruf örnekleri için hesaplanan ortalama  $I_{inş}$  değeri ise ölçüt veya sınır değerden 2,4 kat daha büyüktür. Uçucu kül örnekleri için hesaplanan ortalama  $I_{jeo}$  değeri, ölçüt veya sınır değerden (1'den) %40 daha büyük iken cüruf örnekleri için hesaplanan ortalama  $I_{jeo}$  değeri ise ölçüt değere eşittir.

Konut, okul ve işyeri gibi kapalı ortamlarda radon gazı derişim sınırı, eski binalar için  $400 \text{ Bq/m}^3$  ve yeni binalar için ise  $200 \text{ Bq/m}^3$  olarak belirlenmiştir (EC, 1990). Alfa insinin  $I_{\alpha} > 1$  olması durumunda, kapalı ortamdaki  $^{222}\text{Rn}$  aktivite derişim sınırınının ( $200 \text{ Bq/m}^3$ ) aşılması olasıdır. Uçucu kül örnekleri için hesaplanan ortalama  $I_{\alpha}$  değeri, sınır değerden (1'den) 4,5 kat ve cüruf örnekleri için hesaplanan ortalama  $I_{\alpha}$  değeri ise sınır değerden 3,1 kat daha büyüktür.

Değerlendirme sonucu, Kangal Termik Santral atığı olan uçucu kül ve cürufun, inşaat sektöründe ve jeoteknik uygulamalarda kullanılması radyolojik açıdan risk oluşturabilir.

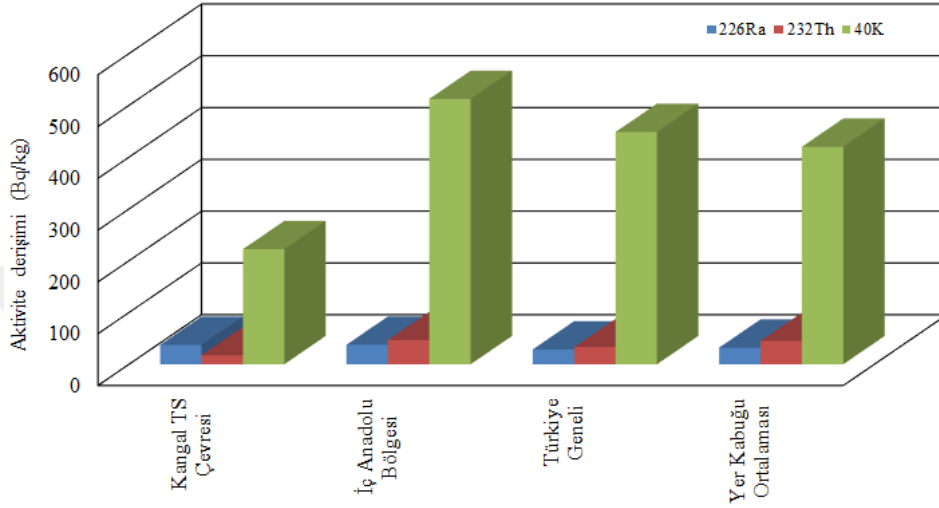
## 5.2. Radyoekolojik Açıdan Yapılan Değerlendirme

Kömür yakıtlı termik santrallerinde oluşan uçucu küllerin büyük bir kısmının (%99,4'ü) bacadan atmosfere salınması, her bir termik santralin bacasında kurulu olan elektrostatik çöktürücüler veya filtreler kullanılarak önlenmektedir (TAEK TR 2009-11). Tam kapasiteyle çalıştırıldığında, Kangal Termik Santralinde yılda yaklaşık 987-1247 ton arasında uçucu kül oluşmaktadır. Santralin bacasında bulunan elektrostatik filtre verimli bir şekilde çalıştırılrsa da yılda yaklaşık 6 ton uçucu kül bacadan gazlar ile birlikte atmosfere bırakılmaktadır. Termik santrallerden uçucu kül ile birlikte atmosfere bırakılan doğal radyonüklitlerin miktarları; radyonüklit derişimi, kül içeriđi, yanma sıcaklıđı, taban külü ile uçucu kül oranı ve elektrostatik filtrelerin verimi gibi bir takım parametrelere bađlıdır (TAEK TR 2009-11). Çevreye yayılan uçucu küller, bitkilerin yapraklarını örterek bunların solunum ve fotosentez yapma imkânını azaltmakta, hava kirliliđi oluşturarak insan sađlıđını olumsuz yönde etkilemektedir. Bacadan etrafa yayılan veya atık sahalarında veya depolarda biriktirilen uçucu küllerin içerdiđi radyonüklitler ve ağır metaller, toprađın kirlenmesine yol açmaktadır.

### 5.2.1. Toprak Örnekleri İçin Ölçülen Doğal Aktivite Derişim Sonuçlarının Deđerlendirilmesi

Çizelge 4.6'da, 110 adet toprak örneđinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın ortalama deđerleri, sırasıyla 37,4 Bq/kg, 17,4 Bq/kg ve 222,2 Bq/kg olarak verilmiřtir. Türkiye toprak örneklerinde ölçülen  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın ortalama aktivite derişimi, sırasıyla 28,6 Bq/kg, 33,0 Bq/kg ve 448,5 Bq/kg dır (Turhan ve ark., 2012). İç Anadolu Bölgesinden toplanan toprak örneklerinde ölçülen  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın ortalama aktivite derişimi, sırasıyla 37,6 Bq/kg, 46,6 Bq/kg ve 512,3 Bq/kg dır (Turhan ve ark., 2012). Bu çalışmada, toprak örneklerinde ölçülen uranyum serisinin ana radyonükliti olan  $^{238}\text{U}$ 'ın aktivite derişimi, uranyum serisinin bozunum ürün olan  $^{226}\text{Ra}$ 'nın aktivite derişimi olarak kabul edilebilir. Kangal TS, İç Anadolu Bölgesi, Türkiye genelinde ve yerkabuđunda ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve

$^{40}\text{K}$  radyonüklitinin aktivite derişiminin ortalama deęerlerinin birbirleriyle karşılaştırılması, Şekil 5.2’de gösterilmektedir.



Şekil 5.2. Kangal TS, İç Anadolu Bölgesi, Türkiye geneli ve yerkabuęunda ölçülen doğal radyoaktivitenin karşılaştırılması

Şekil 5.2’den de anlaşılacağı gibi Kangal TS civarından toplanan toprak örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ’nın ortalama deęeri, yerkabuęu ortalamasından %17 daha büyük iken toprak örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$ ’nin ortalama deęeri, yerkabuęu ortalamasından 2,6 kat ve  $^{40}\text{K}$ ’ın ortalama deęeri ise yerkabuęu ortalamasından yaklaşık 2 kat daha küçüktür. Kangal TS civarından toplanan toprak örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ’nın ortalama deęeri, Türkiye geneli ortalamasından %31 daha büyük iken toprak örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ ’ın ortalama deęeri, Türkiye geneli ortalamasından yaklaşık 2 kat daha küçüktür. Kangal TS civarından toplanan toprak örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ’nın ortalama deęeri, İç Anadolu Bölgesi ortalaması ile aynı iken toprak örneklerinde ölçülen  $^{232}\text{Th}$ ’nin ortalama deęeri, İç Anadolu Bölgesi ortalamasından yaklaşık 3 kat ve  $^{40}\text{K}$ ’ın ortalama deęeri ise İç Anadolu Bölgesi ortalamasından yaklaşık 2 kat daha küçüktür. Toprak



örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın ortalama değerlerinin, uzaklıkla değişmediği, Şekil 4.4 ve Çizelge 4.7- Çizelge 4.11'den anlaşılmaktadır.

Değerlendirme sonucu, toprak örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{40}\text{K}$ 'ın ortalama aktivite derişim değerlerinin, a) büyüklükleri, b) diğer bölgelerde ölçülen ortalama aktivite derişim değerleri ile karşılaştırma sonucu c) uzaklıkla değişmemesi, Kangal Termik Santralinin bacasından atmosfere salınan uçucu küllerin, santral çevresindeki ekili dikili alandaki toprağın içerdiği doğal radyoaktivite üzerindeki etkisinin, ihmal edilecek seviyede olduğunu göstermektedir.

### 5.2.2. Toprak ve Havada Hesaplanan Radon Aktivite Derişim Sonuçlarının Değerlendirilmesi

Çizelge 4.12'de, toprak örneklerindeki ve havadaki radon gazı derişiminin ortalama değeri, sırasıyla  $33 \text{ kBq/m}^3$  ve  $105 \text{ Bq/m}^3$  olarak verilmiştir. Havadaki radon derişimi, kapalı ortamlar için tavsiye edilen sınır değer olan  $200 \text{ Bq/m}^3$ 'ten yaklaşık 2 kat daha küçüktür.

Değerlendirme sonucu, toprak örneklerinde ölçülen  $^{226}\text{Ra}$ , Kangal Termik Santralinin çevresindeki açık ortamdaki radon aktivite derişimine olan katkısının çok düşük seviyede hatta ihmal edilecek seviyede olduğunu göstermektedir.

### 5.2.3. Toprak Örnekleri İçin Hesaplanan Radyolojik Parametre Sonuçlarının Değerlendirilmesi

Çizelge 4.16'da, havada soğurulan gama-ışını doz hızının (D), buna karşılık gelen yıllık etkin radyasyon dozunun ( $E_E$ ), radon gazının solunmasından kaynaklanan yıllık etkin radyasyon dozunun ( $E_{\text{sol}}$ ) ve yaşam boyu kanser riskinin (YBKR) ortalama değerleri, sırasıyla  $39 \text{ nGy/h}$ ,  $48 \text{ } \mu\text{Sv}$ ,  $998 \text{ } \mu\text{Sv}$  ve  $1,7 \times 10^{-4}$  olarak verilmiştir. Ortalama D değeri, dünya ortalama değeri olan  $59 \text{ nGy/h}$ 'den yaklaşık %34 daha küçüktür. Ortalama  $E_E$  değeri, dünya ortalama değeri olan  $70 \text{ } \mu\text{Sv}$ 'ten yaklaşık %30 daha küçüktür. Ortalama  $E_{\text{sol}}$  değeri, UNSCEAR 2000

raporunda verilen dünya ortalama değerinden önemli ölçüde daha küçüktür. Ortalama YBKR değeri, dünya ortalama değeri olan  $2,9 \times 10^{-4}$  değerinden yaklaşık 2 kat daha küçüktür.

Değerlendirme sonucu, toprak örnekleri için hesaplanan radyolojik parametrelerin ortalama değerleri, Kangal Termik Santralının çevresindeki açık ortamdaki gama-ışını doz hızına ve yıllık etkin radyon dozlarına olan katkısının olmadığını ve Kangal Termik Santralının çevresinde zamanı geçiren bireylerin doğal radyoaktiviten kaynaklanan kanser olma riskini artırmadığını göstermektedir.

### 5.3. İncelenen Örneklerde Ölçülen Yapay Aktivite Derişim Sonuçlarının Değerlendirilmesi

Yapay radyonüklit  $^{137}\text{Cs}$ , kömür, cüruf, uçucu kül ve toprak örneklerinde tespit edilmiştir. Çizelge 4.6'da, 110 adet toprak örneğinde ölçülen  $^{137}\text{Cs}$ 'nin ortalama değeri, 13,8 Bq/kg olarak verilmiştir. Bu ortalama değer, Türkiye geneli için ölçülen 13,8 Bq/kg ve İç Anadolu Bölgesi için ölçülen 13,6 Bq/kg değeri ile uyumludur.

Değerlendirme sonucu, incelenen örneklerde ölçülen yapay radyonüklit  $^{137}\text{Cs}$ 'nin varlığının, özellikle 1945-1980 arasında yapılan toplam 543 atmosferik nükleer silah denemesi ve 1986 yılında meydana gelen Çernobil Nükleer Santrali Kazası sonrasında doğrudan atmosfere salınmasından kaynaklanmaktadır. Ölçülen aktivite değerleri, yapay radyasyon seviyesindeki önemli değişimlerin belirlenmesi, herhangi bir kaza sonrasında radyoaktif kirlenmenin boyutlarının değerlendirilmesi açısından önemli olabilir.

### 5.4. Öneriler

Bu tez kapsamında elde edilen veriler, Türkiye'deki mevcut bulunan kömür yakıtlı termik santrallerin çevreye olan radyoekolojik etkisinin araştırılması ve termik santral atıklarının kullanılmasının radyolojik açıdan değerlendirilmesine yönelik yönetmeliklerin oluşturulmasında yol gösterici bilgi mahiyetindedir.

Bu tez kapsamında ortaya çıkan öneriler aşağıda verilmektedir:

- 1) Bu tez kapsamında incelenen uçucu kül ve cüruf örneklerinin, binalarda kalıcı olarak kullanılmak amacıyla üretilen yapı malzemelerinde katkı maddesi olarak kullanılmaması önerilir.
- 2) Bu tez kapsamında incelenen uçucu kül örneklerinin, insanların yaşadığı ortamlara yakın alanlarda, jeoteknik uygulamalarda kullanılmaması önerilir.



## KAYNAKLAR

- Ayçık G.A., Ercan A., 1995. Radioactivity Measurements of Coals and Ashes from Coal-Fired Power Plants in the Southwestern Part of Turkey. Turkish Atomic Energy Authority, Ankara Nuclear Research and Training Center, 06105 Saray-Ankara, Turkey.
- Alatise, O.O., Babalola, I.A., Olowofela, J.A., 2008. Distribution of some natural gamma-emitting radionuclides in the soils of the coastal areas of Nigeria. *Journal of Environmental Radioactivity* 99, 1746–1749.
- Al-Jundi, J., Al-Bataina, B.A., Abu-Rukah, Y., Shehadeh 2003. Natural radioactivity concentrations in soil samples along the Amman Aqaba Highway, Jordan. *Radiation Measurements* 36, 555-560.
- A.I. Abdel-Mageed A, H.El-Kamel A., Abbady A., Harb S., Youssef A.M.M. , Saleh, I.I., (2011), “Assessment of natural and anthropogenic radioactivity levels in rocks and soils in the environments of Juban town in Yemen”, *Radiation Physics and Chemistry* 80 710–715
- Beretka, J., Mathew, P. J., 1985. Natural radioactivity of Australian building materials, industrial wastes and by-product. *Health. Phys.* 48, 87-95
- Bossey, P. (1996). Radioactive contamination of tropical rainforest soil in Southern Costa Rica. Report, Austrian Institute of Applied Ecology.
- Bozkurt, A., Yorulmaz, N., Kam, E., Karahan, G., Osmanlioglu, A.E., 2007. Assessment of environmental radioactivity for Sanliurfa region of southeastern Turkey. *Radiat. Meas.* 42, 1387–1391.
- Canbazoglu, C., Turhan, S., Bakkal, S., Uğur, F. A. and Gören, E. Analysis of gamma emitting radionuclides (terrestrial and anthropogenic) in soil samples from Kilis province in south Anatolia, Turkey. *Ann. Nucl. Energy* 62, 153–157 (2013).
- Currie, L. A. Limits for qualitative detection and quantitative determination. *Anal. Chem.* 40, 586–593 (1968))

- Çayir A., Belivermiş M., Kiliç Ö., Coşkun M., Coşkun M., Heavy Metal And Radionuclide Levels In Soil Around Afsin-Elbistan Coal-fired Thermal Power Plants, Turkey. *Environ Earth Sci* (2012) 67:1183–1190.
- Çelik N., Çevik U., Çelik A., Koz B., Natural and artificial radioactivity measurements in Eastern Black Sea region of Turkey. *us Materials* 162(1):146-53 · June 2008 DOI: 10.1016
- Çelik N., Çevik U., Çelik A., Küçükömeroğlu B., Determination of indoor radon and soil radioactivity levels in Giresun, Turkey. *Journal of Environmental Radioactivity* 99(8):1349-54 · February 2008 DOI: 10.1016
- Değerlier, M., "Adana İli ve Çevresinin Çevresel Doğal Radyoaktivitesinin Saptanması ve Doğal Radyasyonların Yıllık Etkin Doz Eşdeğerinin Bulunması", Doktora Tezi, Çukurova Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü, 2007
- Demir, K., "Briket ve tuğlanın radyolojik açıdan karşılaştırılması", *Nevşehir hacı Bektaş Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Yüksek Lisans Tezi*, Nevşehir, 2015.)
- Duenas, C., Fernandez, M. C. , Canete, S., Perez, M., İspanya Huelva' daki Fosfojips Yığınlarındaki Doğal Radyoaktivitenin Radyolojik Etkileri, 2010.
- EC (European Commission) Report, 2002. Radiation Protection 122. Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption – Part II: Application of the Concepts of Exemption and Clearance to Natural Radiation Sources. Directorate-General Environment
- EC (European Commission), 1999. Radiation protection 112- Radiological protection principles concerning the natural radioactivity of building materials. Directorate- General Environment, Nuclear Safety and Civil Protection

- Gezer F. 2011. Fosfojips'in doğal radyoaktifliğinin belirlenmesi, Çukurova Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Adana
- Gilmor G.R., 2008. Practical Gamma-Ray Spectrometry. Nuclear Training Services Ltd Warrington, UK.
- Güven Ö., Zeki D., Hayrännisa Y., (1992). Kömür Tüketimi ve Termik Santraller. Türkiye 8. Kömür Kongresi Bildiriler Kitabı.  
<http://www.enerjiatlası.com/>  
<https://tr.wikipedia.org>  
<http://www.nukte.org>
- Kam, E., Bozkurt, A., 2007. Environmental radioactivity measurements in Kastamonu region of northern Turkey. Appl. Radiat. Isot. 65, 440–444
- Karahan, G., Bayulken, A., 2000. Assessment of gamma dose rates around Istanbul (Turkey). J. Environ. Radioact. 47, 213–221.
- Knoll G. F., “Radiation Detection and Measurements 3rd ed.”, *John Wiley & Sons, Inc.* ISBN: 0-471-07338-5, New York, 2000.
- Krane K., 1987. Introductory Nuclear Physics. Oregon State Universty, New York.
- Lee, S.K., Husin, W., Ramli, A.T., Apriantoro, N.H., Wood, A.K., 2009. Radiological monitoring: terrestrial natural radionuclides in kinta District, Perak, Malaysia. Journal of Environmental Radioactivity 100, 368-374.
- Menon R., Raja P., Malpe D., Subramaniam K. S. V., Balaram V., Radioelemental Characterization Of Fly Ash From Chandrapur Super Thermal Power Station, Maharashtra, India. Current Science, Vol. 100, No. 12, 25 June 2011.
- MTA, 2006. Kömür Kongresi Bildirgesi.
- Mutuk H., Gümüş H., Turhan Ş., Measurement Of The Terrestrial And Anthropogenic Radionuclide Concentrations In Bafra Kizilirmak Delta (Birdsanctuary) In Turkey. Radiation Protection Dosimetry (2014), Vol. 158, No. 3,pp.350–354.

- Nakaoka A., Fukushima M., Takagi S., 1984. Environmental effects of natural radionuclides from coal fired power plants, *Health Phys.*, 47(3), 407
- Nuclear S., 2003. A Guide to the Nuclear Science Wall Chart. Contemporary Physics Education Project (CPEP).
- Pittauerova D., 2013. Gamma Spectrometry for Chronology of Recent Sediments. Universitat Bremen.
- Reguigui N., 2006. Gamma Ray Spectrometry, Practical Information.
- Saleh, H., Shayeb, M.A., (2014), "Natural radioactivity distribution of southern part of Jordan (Ma0an) Soil", *Annals of Nuclear Energy* 65 184–189
- Solak, S., Turhan, Ş., Uğur, F.A., Gören, E., Gezer, F., Yeğingil, Z., Yeğingil, İ., (2012) " Evaluation Of Potential Exposure Risks Of Natural Radioactivity Levels Emitted From Building Materials Used in Adana, Turkey" *Indoor and Built Environment*, PP.1-9
- TAEK TR 2009-11: Türkiye'deki kömür yakıtlı termik santrallerden elde edilen uçucu küllerin inşaat sektöründe kullanılabilirliğinin radyolojik açıdan değerlendirilmesi.
- TAEK, TR 2008–7. Türkiye' de Kullanılan Yapı Malzemelerindeki Doğal Radyoaktiviteden Kaynaklanan Radyasyon Dozunun Değerlendirilmesi, Ankara, 2009.
- Turhan Ş., Arıkan İ.H., Köse A., Varinlioğlu V., Assessment of the radiological impacts of utilizing coal combustion fly ash as main constituent in the production of cement. *Environ Monit Assess* (2011) 177:555–561 DOI 10.1007/s10661-010-1656-4
- Turhan Ş., Köse A., Varinlioğlu A., Şahin N.K., Arıkan İ., Oğuz F., Yücel B., Özdemir T., Distribution Of Terrestrial And Anthropogenic Radionuclides In Turkish Surface Soil Samples. *Geoderma* 187–188 (2012) 117–124
- Turhan Ş., Arıkan İ.H., Köse A., Varinlioğlu V., Yücel, B., Evaluation Of The Radiological Safety Aspects Of Utilization Of Turkish Coal



- Combustion fly Ash In Concrete Production. *Fuel* 89 (2010) 2528–2535.
- Turhan Ş., Arıkan İ.H., Köse A., Parmaksız A., Yüksel A., Yücel B., Radiological Characteristics Of Pulverized fly Ashes Produced In Turkish Coal-Burning Thermal Power Plants. *Fuel* 89 (2010) 3892–3900.
- Tzortzisa M., Tsertosa H., Christofides S., Christodoulides G., Gamma-ray measurements of naturally occurring radioactive samples from Cyprus characteristic geological rocks . *Radiation Measurements* 37 (2003) 221 – 229.
- Uğur F.A., Turhan Ş., Şahan H., Şahan M., Gören E., Gezer F., Yeğingil Z., Investigation Of The Activity Level And Radiological Impacts Of Naturally occurring Radionuclides In Blast Furnace Slag. *Radiation Protection Dosimetry* (2013), Vol. 153, No. 4, pp. 502–508.
- Uğur, F.A., Turhan, Ş., Gören, E., Gezer, F., Yeğingil, Z., Şahan, H., Şahan, M., Tel, E., Karahan, G., (2012), “A survey of distribution of terrestrial radionuclides in surface soil samples in and around the Osmaniye province, Turkey”, *Radiation Protection Dosimetry*, 154-4, 483-489
- Unsclear, 2008. Sources and effects of ionizing radiation. In: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. United Nations Publication, New York, USA.
- Unsclear, 1982. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Report to the General Assembly. United Nations, New York.
- United Nations, 1992. Conference on Environment and Development, Rio de Janeiro, Rep.A/CONF.151/26, UN, New York.
- Unsclear, 2000. Sources and effects of ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, United Nations Publication, New York, USA.

- Unsear (2008) Sources and effects of ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, United Nations Publication, New York, USA.
- Yildiz, N., Oto, B., Turhan, Ş., Uğur, F.A., Gören, E., (2014), “Radionüklide Determination And Radioactivity Evaluation Of Surface Soil Samples Collected Along The Erçek Lake Basin in Eastern Anatolia, Turkey” Journal of Geochemical Exploration, Vol,146, PP.34-39
- Yıllık Rapor, 2008, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK), Ankara
- Xinwei L., Caifeng Z., Cancan C., Wen L., 2012. Radioactivity Level of Soil Around Baqiao Coal-Fired Power Plant in China. Radiation Physics and Chemistry 81(2012) 1827-1832.
- Xinwei L., Loretta Y.L., Fengling W., 2011. Radiological Hazards of Coal and Ash Samples Collected From Xi’an Coal-Fired Power Plants of China. Environ Earth Sci (2012) 66:1925-1932.

## ÖZGEÇMİŞ

14/04/1984 yılında Gaziantep ilinin Nizip ilçesinde doğdu. İlk, orta ve lise öğrenimimi Gaziantep'te tamamladı. 2003 yılında başladığı Çukurova Üniversitesi, Fen-Edebiyat Fakültesi, Fizik Bölümü'nden 2007 yılında mezun oldu ve aynı yıl Fizik Bölümü Fizik Anabilim dalında yüksek lisansa alındı. Bir yıl hazırlık eğitimi aldı. 2008 yılında Gülten Günel Nükleer Fizik Araştırma Laboratuvarında yüksek lisansa çalışmalarına başladı. 2011 yılında yüksek lisans eğitimi tamamlandıktan sonra aynı yıl doktora eğitimine başladı.