İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ ENERJİ ENSTİTÜSÜ

AYVALIK SARIMSAKLI KUMSALI DENİZ SUYU VE KUM ÖRNEKLERİNDE K-40 RADYOİZOTOPU TAYİNİ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

ŞEYDA TEZSEZER

Anabilim Dalı : Enerji Bilim ve Teknloji

Programı : Enerji Bilim ve Teknloji

OCAK 2010

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ ENERJİ ENSTİTÜSÜ

AYVALIK SARIMSAKLI KUMSALI DENİZ SUYU VE KUM ÖRNEKLERİNDE K-40 RADYOİZOTOPU TAYİNİ

YÜKSEK LİSANS TEZİ
ŞEYDA TEZSEZER
(301031026)

Tezin Enstitüye Verildiği Tarih : 31 Aralık 2009
Tezin Savunulduğu Tarih : 27 Ocak 2010

Tez Danışmanı : Y. Doç Dr. Sevilay HACIYAKUPOĞLU (İTÜ)
Diğer Jüri Üyeleri : Doç. Dr. Nilgün Doğan BAYDOĞAN (İTÜ)
Prof. Dr. Yüksel ÖRGÜN (İTÜ)

Ocak 2010

ANNEME,

ÖNSÖZ

Bu çalışmada, Türkiye'nin gelişmekte olan turizm beldelerinden Küçükköy belediyesine bağlı Sarımsaklı Plajı kumsalında deniz duyu ve kum örneklerinde ^{40}K izotopunun radyoaktivitesi gama spektroskopi sisteminde Gamma Vision-32 programı ile incelenmiş ve standartlar ile karşılaştırılmıştır.

Tez çalışmamın hem deneysel, hem de literatür süreçlerinde gerek bilgileri ve deneyimleri, gerekse zaman ve yardım açısından hiç bir özveriden kaçınmayan değerli hocam Yrd. Doç. Dr. Sevilay Hacıyakupoğlu'na en iyi dileklerim ile birlikte sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

Deneysel çalışmalarım esnasında yardımlarını esirgemeyen ve çalışmamın ilerlemesinde bana destek olan Yüksek Fizik mühendisi M.Sahip Kızıltaş'a, ışınlama sırasındaki yardımları için Dr.Muhittin Okka'ya ve gerek deneyimi, gerekse bilgileri ile tezime jeolojik açıdan da bakmamı sağlayan Prof. Dr. Yüksel Örgün'e en içten teşekkürlerimi sunarım.

Yaşamım her anında düşünce ve isteklerime saygı gösterip, her zaman yanımda olan aileme teşekkür ederim.

Aralık 2009

Şeyda Tezsezer

Fizikçi

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖZET ..... **xv**
SUMMARY ..... **xvii**
1. GİRİŞ **1**
2. RADYASYON VE RADYOAKTİVİTE **3**
2.1. Radyoaktivite Birimleri 3
2.2. Doğal Radyoaktivite 5
2.2.1. Topraktaki ve kumdaki doğal radyoaktivite 7
2.2.2. Sulardaki doğal radyoaktivite 9
2.3. Radyoaktif Bozunumlar 10
2.3.1. Gama bozunumu 14
2.3.2. Gama radyasyonunun madde ile etkileşmesi 15
2.4. Gama Radyasyonu Algılayıcıları 17
2.4.1. Yarıiletken algılayıcılar 19
2.4.1.1. Yarıiletken algılayıcılarda enerji çözünürlüğü 22
2.5. Gama Spektrometri Sistemi 24
2.5.1. Deneysel donanımın etkileri 25
2.5.1.1. Geometri etkileri 25
2.5.1.2. Kaynak etkileri 26
2.5.1.3. Algılayıcı etkileri 29
2.5.1.4. Ölü zaman 31
2.5.2. Gama spektrometri sisteminin kalibrasyonu 32
2.5.3. Doğal radyoaktivite ölçümleri 33
2.5.4. Nötron aktivasyon analizi 33
2.5.4.1. Nötron aktivasyon analizi yöntemleri 35
3. DENEYSEL ÇALIŞMALAR **39**
3.1. Çalışma Alanı 39
3.2. Örneklerin Toplanması ve Hazırlanması 41
3.3. Gama Spektroskopik Ölçüm Sistemi 42
3.4. Radyoaktif Standartlar 44
3.5. pH ve Eh-metre 46
4. DENEY SONUÇLARI **47**
4.1. Yoğunluk Tayini 47
4.2. Ölçüm Sisteminin Kalibrasyonu 47
4.2.1. Enerji Kalibrasyonu 47
4.2.2. Verim Kalibrasyonu 48
4.2.3. Doğal ortam radyasyonu etkisi 50
4.2.4. Geometri etkisi 50
4.2.5. Nötron aktivasyon analizi ile ^{41}K tayini 52
4.2.6. Deniz suyu örneklerinin gama spektroskopik ölçüm ve analizleri 55
4.2.7. pH ve Eh (redoks potansiyeli) ölçümleri 57
4.2.8. Kıyı kumu örneklerinin gama spektroskopik ölçüm ve analizleri 58

5. TARTIŞMA VE YORUM 61
KAYNAKLAR 65
EKLER 68

KISALTMALAR

ADC	**:** Analog Dijital Dönüştürücü
ÇNAEM	**:** Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi
FWHM	**:** Full Width at Half Maximum
ICRU	**:** International Commission on Radiation Units
ITU	**:** İstabul Teknik Üniversitesi
MCA	**:** Multi Channel Analyser
NAA	**:** Nötron Aktivasyon Analizi
ORP	**:**Oxido-Reduktion Potential
PHD	**:** Pulse Height Analysis
SI	**:** System International
TAEK	**:** Türkiye Atom Enerjisi Kurumu
TRIGA	**:** Training Research Isotope Production General Atomic
UNSCEAR	**:** The United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation

ÇİZELGE LİSTESİ

Sayfa

Çizelge 2.1 : Radyasyon ve radyoaktivite birimlerinin dönüşüm tablosu. 4
Çizelge 2.2 : Toprakta yer alan radyonüklitler ve doz oranları. 7
Çizelge 2.3 : ^{40}K, ^{238}U ve ^{232}Th için nükleer özellikler..... 8
Çizelge 2.4 : ^{42}K radyoiztopu için nükleer özellikler (Lederer ve Shirley, 1978). ... 34
Çizelge 3.1 : Detektörün boyutları ve soğurucu yüzeyleri. 43
Çizelge 3.2 : Detektörün performans özellikleri..... 43
Çizelge 3.3 : IPL standardı içindeki radyonüklitler ve özellikleri. 44
Çizelge 3.4 : IAEA Soil-6 standardı ile ilgili özellikler. 45
Çizelge 3.5 : IAEA-Soil-5 standardı ile ilgili özellikler. 45
Çizelge 4.1 : Yoğunluk tayini için değerler. 47
Çizelge 4.2 : Radyonüklit enerjileri için elde edilen verim değerleri.. 49
Çizelge 4.3 : Hesaplanan a_1, a_2, a_3 sabitleri. 49
Çizelge 4.4 : Detektör verimi ve yayınlanma olasılığı. 50
Çizelge 4.5 : Ortam radyasyonunun ^{40}K için ölçüm sonuçları. 50
Çizelge 4.6 : Geometri faktörü için toprak standardı tartımları..... 51
Çizelge 4.7 : IAEA-Soil-6 standardı için gama spektroskopik ölçüm sonuçları. 51
Çizelge 4.8 : IAEA Soil-6 standardı için belirlenen aktiviteler. 52
Çizelge 4.9 : Işınlanan örnek miktarları. 52
Çizelge 4.10 : Bekleme süresi sonunda yazılımla gama spektrometri sisteminde ^{42}K ölçüm sonuçları. 53
Çizelge 4.11 : ^{42}K için yazılım ile elde edilen ölçüm sonuçları. 54
Çizelge 4.12 : ^{42}K için integral ile elde edilen ölçüm sonuçları. 54
Çizelge 4.13 : Kum ve deniz suyu örneklerindeki K elementi miktarları. 55
Çizelge 4.14 : Deniz suyu örnekleri için spektroskopi sisteminden elde edilen sonuçlar..... 56
Çizelge 4.15 : Deniz suyu örneklernin birim kütlesi için belirlenen aktivite değerleri. 56
Çizelge 4.16 : Deniz suyu örnekleri için pH ve eH ölçümleri. 57
Çizelge 4.17 : Islak kum için tartım sonuçları. 58
Çizelge 4.18 : Ölçüm için yapılan kuru kum tartım sonuçları. 58
Çizelge 4.19 : Kum örnekleri için spektroskopi sisteminden elde edilen sonuçlar. .. 58
Çizelge 4.20 : Kum örneklerinin birim kütlesi için belirlenen aktivite değerleri. 59

ŞEKİL LİSTESİ

Sayfa

Şekil 2.1 : Dünya genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından alınan doz oranları. 5
Şekil 2.2 : ^{40}K'ın bozunum enerji seviyeleri diyagramı (Lederer ve Shirley, 1978). .. 7
Şekil 2.3 : Uranyum-238 serisi bozunum şeması. 11
Şekil 2.4 : $t_{1/2}$: yarı ömür ve N : çekirdek sayısı olmak üzere üstel radyoaktif bozunum kanununa göre çekirdek sayısındaki değişim. 12
Şekil 2.5 : α yayınlanmasından çıkan gamalar. 14
Şekil 2.6 : β yayınlanmasından çıkan gamalar. 15
Şekil 2.7 : Fotoelektrik olay. 15
Şekil 2.8 : Compton Saçılması. 16
Şekil 2.9 : Çift Oluşumu. 16
Şekil 2.10 : Malzeme atom numarası ve gelen radyasyonun enerjisine göre üç temel gama etkileşimi. 17
Şekil 2.11 : n- ve p- tipi yarı iletkenler. 20
Şekil 2.12 : Verici ve alıcı seviyeler. 20
Şekil 2.13 : p-n bağlantı diyagramı. 21
Şekil 2.14 : Ters öngerilim uygulanan p-n bağlantılı yarıiletken. 22
Şekil 2.15 : n-tipi (GMX) ve p-tipi (GEM) yarı iletken gama detektörlerinin verimlerinin karşılaştırılması. 22
Şekil 2.16 : Katı açı. 25
Şekil 2.17 : Kaynak öz yutma katsayısı (source self absorption factor). 27
Şekil 2.18 : Kaynak geri saçılma katsayısı. 28
Şekil 2.19 : Algılayıcı penceresinde saçılma ve yutulma. 29
Şekil 2.20 : ^{42}K izotopunun bozunum şeması (Lederer ve Shirley, 1978). 34
Şekil 3.1 : Sarımsaklı Plajı. 40
Şekil 3.2 : Sarımsaklı örnek toplama alanı (Googleearth, 2009). 41
Şekil 3.3 : Örneklerin toplandığı kaplar, tartılan ve kurutulan örnekler. 42
Şekil 3.4 : İTÜ Enerji Enstitüsü Düşük Seviyeli Radyasyon Ölçüm Laboratuvarı ... 42
Şekil 3.5 : Detektör zırhı, detektör ve dijital spektrometre. 43
Şekil 3.6 : pH/sıcaklık kombine elektrodu ve kombine ORP. 46
Şekil 4.1 : Gama spektrometresinde enerji kalibrasyonu için veriler, enerji kalibrasyonu eğrisi ve standardın spektrumu. 48
Şekil 4.2 : İncelenen enerji aralığı için elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi. 49
Şekil 4.3 : Silindirik kap ve Marinelli kabı. 51
Şekil 4.4 : IAEA-Soil-5, kum ve deniz suyu spektrumlarında ^{42}K radyoizotopu 53
Şekil 4.5 : Gamma Vision-32 programı ile analizi yapılmış ^{40}K piki. 55
Şekil 4.6 : Deniz suyu örneklerinin aktivitelerinin pH ile değişimi. 57
Şekil 4.7 : Deniz suyu örneklerinin aktivitelerinin redoks potansiyeli (Eh) ile değişimi. 57

AYVALIK SARIMSAKLI KUMSALI DENİZ SUYU VE KUM ÖRNEKLERİNDE K-40 RADYOİZOTOPU TAYİNİ

ÖZET

Doğal çevre radyasyonlarının temel seviyeleri bir bölgenin jeolojik ve coğrafik yapısına göre farklılık gösterir. Toprak ve kayaların mineral yapıları ve coğrafi yükseklik bölgenin temel radyasyon seviyesini etkilemektedir. Bir bölgenin veya bir yerin doğal radyoaktivitesinin tayini, o yerin toprağının, suyunun ve havasının radyolojik açıdan incelenmesi ile mümkündür.

Günlük yaşamda her canlı doğal radyasyona maruz kalmaktadır. Maruz kalınan radyasyonun seviyesi o ortamda bulunan canlıların hayatını etkileyebilir, bu nedenle de bir bölgenin radyasyon düzeyinin bilinmesi yararlıdır.

Bu çalışmada, Ege denizi kıyısında yer alan Küçükköy Belediyesi'ne bağlı Ayvalık sahil kasabasındaki Sarımsaklı plajından alınan deniz suyu ve kıyı kumu örnekleri incelenmiştir. Bu kapsamda, örneklerdeki doğal ^{40}K gama radyoaktivitesi yüksek ayırma güçlü gama spektroskopisi sisteminde Gamma Vision-32 yazılımı kullanılarak, tayin edilmiştir. Ayrıca, kum ve deniz suyu örneklerinden alınan temsili örneklerde, nötron aktivasyon analizi yöntemiyle ITU TRIGA Mark II Nükleer Araştırma Reaktörü tavşan sisteminde kısa ışınlama ile ^{41}K ve potasyum elementi miktarları belirlenmiştir.

Hazırlanan deniz suyu ve kıyı kumu örneklerinde miktar, hacim, ölçüm süresinin ölçüm sonuçlarıyla değişimi incelenmiştir. Ayrıca deniz suyunun radyoaktivite seviyesinin pH ve Eh ile değişimi incelenmiştir. Çalışma sonucu ortalama kıyı kumu radyoaktivitesi 1026,82±88,35 Bq kg^{-1} ve deniz suyu radyoaktivitesi 10,84±1,5 Bq kg^{-1} olarak bulunmuştur. Çalışma kapsamında Sarımsaklı plajından alınan deniz suyu ve kıyı kumu örneklerinde belirlenen ^{40}K radyoizotopunun radyoaktivitesi, ulusal ve uluslararası veriler ile karşılaştırılmıştır.

DETERMINATION OF K-40 RADIOISOTOPE IN SEA WATER AND SAND SAMPLES OF AYVALIK SARIMSAKLI BEACH

SUMMARY

Levels of natural radiation vary according to the geological and geographical structure of a region. Mineral structures of soil and rocks and geographical height affect the level of natural radiation of a region. Determination of the natural radioactivity of a region area is only possible through the radiological investigation of the soil, the water and the air of that area.

Every living creature is exposed to radiation in its daily life. Since the level of radiation exposed may affect the life of living creatures, information about the radiation level of an area is useful. In this study, sea water and sand of Sarımsaklı beach which is located in Ayvalık Village, in Küçükköy Municipality at Aegean coastal region of Turkey, was investigated. In this frame, natural gamma radioactivity of the samples was determined by high resolution gamma spectroscopy method using Gamma Vision-32 software. Additionally, ^{41}K and elementary potassium amounts were determined by applying neutron activation analysis methodology in ITU TRIGA Mark II Nuclear Research Reactor rabbit system with irradiation of representative samples of sea water and beach sand samples.

Variations of results were observed with the varying quantity, volume and measurement time of the prepared samples of the sea water and beach sand. Moreover, change in level of radioactivity of sea water against pH and Eh was examined. The mean radioactivity was about 1026,82±88,35 Bq kg-1 for the beach sand, while it was about 10,84±1,5 Bq kg- for the sea water in the study area. ^{40}K isotope radioactivity levels of sea water and sand from Sarımsaklı beach were also compared with that of national and international data.

1. GİRİŞ

Radyasyon, dalga, parçacık ya da foton şeklindeki enerji formları ile yayılan enerjidir. Daima var olan ve birlikte yaşadığımız bu kavramı, doğal ve yapay radyasyon olarak ikiye ayırabiliriz. Radyo ve televizyon iletişimini sağlayan radyodalgaları; tıpta ve endüstride kulanılan gama ve X- ışınları günlük hayatımızda var olan yapay radyasyon çeşitlerinden bazılarıdır. Doğal radyasyonlar ise, kaya, toprak, su ve havada bulunan radyoizotopların bozunması sonucu açığa çıkan ışınlardır.

Doğal radyoaktivite, başlangıç radyonüklitlerinden ve onların bozunumundan oluşan ürün radyonüklitlerden kaynaklanmaktadır. Toprak ve kayada yayılmış halde bulunan radyoaktif çekirdekler, yağmur suyu ile yüzeysularına ve son olarak da okyanuslara dağılırlar. Radyoaktif radon ve toron gazları ile radyoaktivite atmosfere de taşınmaktadır (Draganic ve Adloff, 1993).

Başlangıç çekirdekleri olarak adlandırılan radyonüklitler güneş sisteminin var oluşundan beri madde içinde mevcutlardır. Yarı ömürleri 704 milyon yıl (^{235}U) ile $8x10^{15}$ yıl (^{148}Sm) arasında olan 15 çeşit başlangıç çekirdeğinin doğada olduğu bilinmektedir. Gelecekte algılama metodlarındaki geliştirmeler sonucu, mevcutta kararlı görünen doğal izotopların bazılarının, aslında bozunuma uğramış başlangıç çekirdekleri olarak belirleneceği düşünülmektedir (Draganic ve Adloff, 1993).

Yarı ömrü $1,28x10^{9}$ yıl olan potasyum- 40 radyoizotopu (^{40}K), doğadaki potasyumun yüzde 0,0117si kadardır. Fakat doğada yüksek oranda potasyum olduğundan, ^{40}K radyoizotopu önemli bir başlangıç çekirdeğidir. Yaklaşık olarak, 1 ton kum taşında 10 kg, 1 ton granitin içinde 35 kg, 1 ton deniz suyunda da 0,38 kg potasyum mevcuttur. İnsanda ortalama 0,14 kg doğal potasyum vardır. Ayrıca ^{40}K vücuttaki baskın doğal radyoaktif maddelerdendir ve aktivitesi yaklaşık 3.900 Bq'dir (Draganic ve Adloff, 1993).

Canlıların yaşadığı ortamdaki radyoaktivite seviyesi, radyoaktivite ile doğrudan veya dolaylı olarak temasta olan canlının hayatını sağlıklı bir şekilde sürdürebilmesi için büyük önem taşımaktadır. Uluslararası Radyolojik Korunma Komisyonu (ICRP),

Amerika Birlesik Devletleri Radyasyon Korunması ve Ölçümü Milli Komitesi (UNSCEAR) ve Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK) gibi ulusal ve uluslararası kuruluşlar, insanların doğal kaynaklardan aldıkları radyasyon dozlarını belirlemeye ve biyolojik etkilerini incelemeye yönelik çalışmalar yapılmaktadır.

Bu çalışmanın amacı, Ayvalık Sarımsaklı kumsalını ^{40}K radyoizotopunun radyoaktivitesi açısından incelemektir. Bu kapsamda, kumsalın belirli bir kısmından deniz suyu ve kum örnekleri alınarak, örneklerdeki ^{40}K radyoizotopunun aktivitesini, düşük seviyeli radyoaktivite ölçümlerine olanak veren gama spektroskopi sisteminde tayin edilmesi ve deniz suyunun radyoaktivite seviyesinin pH ve Eh ile değişiminin de incelenmesi planlanmıştır. Ayrıca, deniz suyu ve kum örneklerinden alınan temsili örneklerde nötron aktivasyon analizi ile ^{41}K ve potasyum elementinin miktarının da belirlenmesi amaçlanmıştır.

2. RADYASYON VE RADYOAKTİVİTE

Maddenin yapı taşı olan atom, proton ve nötronlardan oluşan bir çekirdek ve çekirdeğin etrafında dönen elektronlardan oluşmaktadır. Atomların çoğu kendisini oluşturan proton, nötron ve elektronların elektriksel çekim güçleri sayesinde denge halinde bulunmaktadır. Atom içersinde proton ve nötron oranı dengesiz olduğunda ortaya kararsız bir atom çıkar. Kararsız atomlar da etrafına çeşitli ışınımlar yaparak kararlı hale gelmeye çalışırlar. Bu kararlı hale gelmeye çalışma olayına radyoaktivite denir. Radyasyon ise, bu ışınımlar sonucu ortaya çıkan dalga, parçacık ya da foton olarak adlandırılan enerji paketleri ile yayılan enerji şeklidir (Földiak,G., 1986).

2.1. Radyoaktivite Birimleri

Radyasyon yayınlayan cihaz, makina ve radyoaktif maddeler endüstride geniş uygulama alanları bulmaktadır. Bu uygulamalar sırasında çok sayıda insan iyonlaştırıcı radyasyonun etkisinde kalmaktadır. Bu kişilerde, alınan radyasyon dozu ile orantılı olarak bazı zararlı biyolojik etkilere neden olduğu görülmüştür. İyonlaştırıcı radyasyon canlı hücrelerinden geçerken hücre molekülleri ile etkileşerek zarar vermektedir.

İyonlaştırıcı radyasyona uğrayan kişilerde, etkilenilen radyasyon miktarı verdiği zararla orantılı olduğu için radyasyon miktarının ölçülmesi ve her birinin tanımlanması gerekmektedir. Bu amaçla, X ışınlarının keşfinden bu güne kadar birçok birim tanımlanmış, fakat bazıları günümüzde kullanılmaz olmuştur. Uluslararası Radyasyon Birimleri Komisyonu (ICRU), Uluslararası Birimler Sisteminin (SI) önerileri doğrultusunda 1971 yılında radyasyon ölçülmesiyle ilgili SI birimlerinin saptanmasından önceki yıllarda, radyasyon birimi olarak "Röntgen"; soğurulma doz birimi olarak "rad" (radiaton absorbed dose), doz eşdeğer birimi olarak "rem" (radiation equivalent man) ve radyoaktivite birimi olarak da "Curie" kullanılmıştır (Valkovic, 2000; Knoll, 2000).

Çizelge 2.1 : Radyasyon ve radyoaktivite birimlerinin dönüşüm tablosu.

Terim	Eski Birim	Yeni Birim	Dönüşüm
Aktivite	Curie (Ci)	Becquerel (Bq)	1Ci=3,7x10^{10} Bq 1 Ci=37GBq
Soğurulmuş Doz	Radiation absorbed doz (rad)	Gray (Gy)	1Gy=100rad 1rad=0,01 Gy
Işınlanma Dozu	Röntgen (R)	Coulomb/kilogram (C/kg)	1C/kg=3876 R 1R=2,58x10^{-4}C/kg
Doz Eşdeğeri	Röntgen equivalent man (rem)	Sievert (Sv)	1Sv=100 rem 1rem=0,01Sv

Röntgen yerine yeni radyasyon birimi olarak Coulomb/kg tanımlanmıştır. Dolayısıyla, normal hava koşullarında (0˚C ve 1 atm basınç) havanın 1 kilogramında 1 Coulomb pozitif ve negatif elektrik yükü taşıyan iyonlar meydana getiren X veya γ radyasyon miktarı Coulomb/kg birimi ile ifade edilir. (Valkovic, 2000; Knoll, 2000).

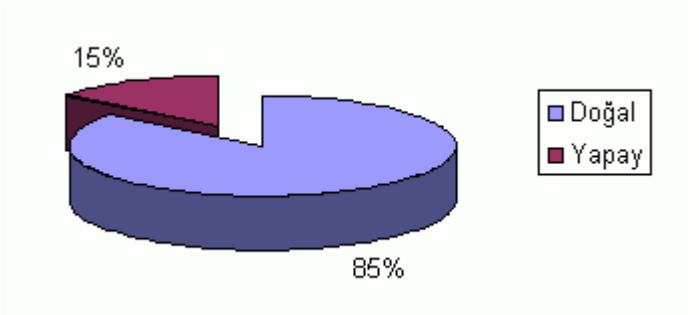
Yüksek enerjili X ışınlarının α, β ve nötron gibi radyasyonlarının, herhangi bir cisimde soğrulan enerjisinin ölçümünde Coulomb kg^{-1} veya Röntgen birimleri yetersiz kalmıştır. Bu nedenle herhangi bir maddenin kilogram başına 1 Joule'lük enerji soğurması meydana gelen radyasyon dozuna (miktarına) "Gray" (Gy) denir (Knoll, 2000).

Radyasyon dozunun birimleri olan rad ve gray radyasyonun insan sağlığı üzerindeki etkisini ifade etmekte yetersizdir. Soğurulan dozun meydana getirdiği zararlı biyolojik etkiler, hem iyonizasyon yoğunluğuna hem de radyasyonun türüne (α, β, γ vs.) göre farklılık göstermektedir. Farklı türdeki radyasyonlara ilişkin dozların, aynı skalada ifade edilebilmeleri için, radyasyon dozunun yanısıra, radyasyonun türüne bağlı bir etki faktörünün de değerlendirilmeye alınmasını gereklidir. "İnsan için eşdeğer radyasyon" sözcüklerinin İngilizcedeki karşılığı olan "radiation equivalent for man" sözcüklerinin baş harflerinden oluşan ve "rem" olarak ifade edilen "doz eşdeğeri birimi" tanımlanmıştır. Bir rem dozunun hesaplanmasında, soğurulmuş radyasyon dozu (rad) ile radyasyonun türüne ilişkin zarar etkinliği faktörünün çarpımı yoluna gidilir. "rem" SI öncesi kullanılan birimdir, SI birimi "Sievert" (Sv) dir (Knoll, 2000).

Hastane veya kliniklerde radyoaktif maddelerin kullanımı yaygındır. Kullanıcı satın aldığı radyoaktif maddenin aktivitesini bilmek ister. Radyoaktif maddenin saniye

başına gerçekleştirdiği bozunum sayısına "aktivite" denir. Aktivitenin SI birimi "Becquerel" olarak adlandırılır ve kısaca (Bq) ile sembolize edilir. Daha önce de belirtildiği gibi "Curie" SI öncesi kullanılan radyoaktivite birimi olup kısaca "Ci" ile sembolize edilir. Bir gram radyumun saniyede uğradığı bozunum sayısı ($3,7x10^{10}$ bozunum s^{-1}) "Curie" olarak tanımlanmış ve bu sayıda aktivite gösteren tüm diğer radyoaktif maddelerin aktivitesi 1 Curie olarak belirtilmiştir (Valkovic, 2000; Knoll, 2000). Şekil 2.1'de radyasyon ve radyoaktivite birimlerinin dönüşümü gösterilmaktedir.

Günümüzde doğal olarak ya da teknolojik gelişmeler sonucu üretilen birçok cihazdan radyasyon yayılmaktadır. Dünyamızdaki canlılar, dış uzay ve güneşden gelen kozmik ışınlar, yeryüzünde buluna radyoizotoplar gibi doğal kaynaklardan ışınlanmaktadır. Bunlara ek olarak tıp, endüstri ve enerji üretimi gibi birçok yapay kaynakdan da doz almaktadır. Yaşam standartları, yaşadıkları ortamların fiziksel özellikleri ve coğrafi şartlara bağlı olarak değişiklik göstermekle birlikte dünya genelinde kişi başına yaklaşık 2,8 mSv yıllık doza maruz kalınmaktadır (Url-1, 2009). Dünya genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından alınan doz oranları Şekil 2.1 de gösterilmiştir.



Şekil 2.1 : Dünya genelinde doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından alınan doz oranları.

2.2. Doğal Radyoaktivite

En basit çekirdek olan hidrojen çekirdeği sadece protondan oluşmuştur, bundan başka bütün diğer çekirdekler nötron ve protonlardan oluşmuştur. Nötronların protonlara oranı hafif izotoplarda bire eşit iken, periyodik çizelgenin sonundaki ağır elementlere doğru giderek artar. Bu oran daha çok arttığında izotopun artık kararlı olmadığı bir yere gelinir. En ağır kararlı izotop 83 atom numaralı ^{209}Bi olup, daha ağır izotoplar dışarıya verecekleri fazla enerjileri olduğundan kararsızdırlar. Bunlar

kararlı hale gelene dek enerji fazlalıklarını radyasyon yayınlayarak giderirler. Radyoizotopların kararlı hale dönüşme süreleri (yarılanma ömürleri) ve açığa çıkan enerji miktarları değişkenlik göstermektedir. Bozunuma uğrayan radyoizotop doğada kendiliğinden bulunuyor ya da doğada bulunan diğer izotopların bozunumundan ortaya çıkıyor ise buna doğal radyoaktiflik denir (Draganic ve Adloff, 1993).

Yeryüzünde birçok kaynaktan açığa çıkabilen düşük dozlardaki radyasyona sürekli olarak maruz kalmaktayız. Bunlar güneşten gelen kozmik ışınlar, ayrıca havada, suda, toprakta ve hatta yediğimiz besinlerde doğal olarak bulunan radyoaktif elementlerdir. Rakımı yüksek bölgelerde yaşayan ve yüksek irtifalı uçak yolculukları yapan kişiler kozmik radyasyona daha çok maruz kalırken; granitik kayaçlar ve bu kayaçların ayrışması ile oluşmuş toprakların yaygın olduğu bölgelerde yaşayan kişiler ise yer yuvarlağına ait radyasyondan yani doğal radyasyondan daha çok etkilenmektedirler.

Doğal radyasyona sebep olan elementler canlı organizmaların yapısında da bulunan potasyum ve karbonun radyoaktif izotopları ve uranyum, toryum, radyum ve radon gibi çeşitli kaya ve toprak minerallerinin yapısında bulunan radyoaktivitesi yüksek elementlerdir (Valkovic, 2000; Knoll, 2000).

Doğal radyasyonun en büyük kaynaklarından biri Radon elementidir. Radon renksiz ve kokusuz bir gazdır. Radonun kendisi doğada az bulunmakla beraber, birçok toprak tipinin bileşiminde bulunan uranyum elementinin radyoaktif bozulması sonucu açığa çıkmakta ve yeryüzünün birçok bölgesinde yüksek oranda bulunmaktadır. Radon gazı, toprak katmanlarından yerin yüzeyine doğru yayılarak, havaya ve yeraltı sularına karışması sonucu canlılara ulaşmaktadır (Draganic ve Adloff, 1993).

Doğal kaynaklardan yayılan radyasyonun dozu genellikle insanlar için kabul edilebilir seviyelerde kalmaktayken, doğal yaşamı tehdit eden daha yüksek dozlardaki radyasyon insanlar tarafından kullanılan teknolojik ürünlerden kaynaklanmaktadır. Bunlar arasında, düşük dozlarda radyasyon yayan bilgisayar monitörleri, radyoaktif bileşik içeren duman detektörleri ve tıbbi amaçlı kullanılan X ışınları ve daha büyük risk taşıyan nükleer güç santralleri, atom bombası denemeleri ve nükleer atıklar yer almaktadır (Knoll, 2000).

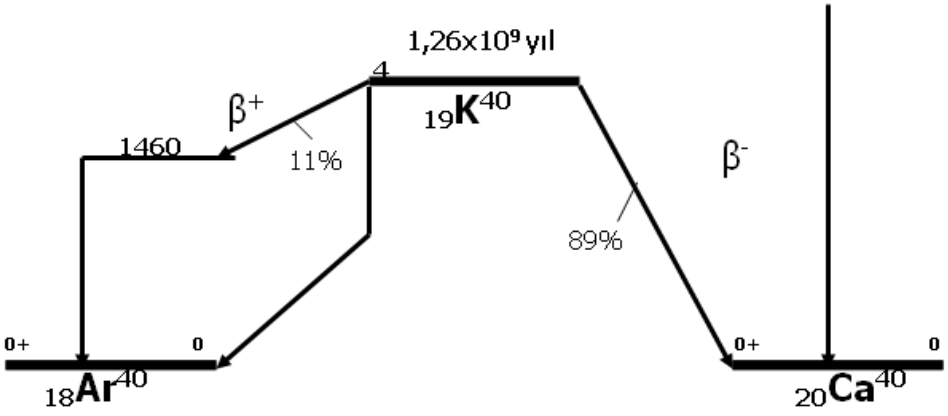
2.2.1. Topraktaki ve kumdaki doğal radyoaktivite

Toprakta bulunan radyasyon kaynakları çok uzun yarı ömürlü olup birkaç milyar yıl önceden beri yeryüzünde bulunmaktadır. Topraktan kaynaklanan gama dozunun büyük kısmı, toprakta bulunan temel radyonüklitlerden kaynaklanmaktadır. Bu radyonüklitler ve doz oranları Çizelge 2.2'de verilmektedir (Valkovic, 2000).

Çizelge 2.2 : Toprakta yer alan radyonüklitler ve doz oranları.

Radyonüklit	Doz oranı (%)
^{40}K	35
^{232}Th serisi	50
^{238}U serisi	15

Gama doz oranına katkıda bulunan belli radyonüklitler, ^{232}Th bozunum zincirindeki ^{208}Tl ve ^{228}Ac ve ^{238}U bozunum serisindeki ^{214}Pb ve ^{214}Bi 'dur. Topraktaki doz oranına katkısı olan potasyumun 19 adet izotopu vardır (Ek Şekil A.1). Doğadaki potasyum içinde ^{39}K % 93,2581, ^{41}K % 6,7302 ve ^{40}K % 0,0118 oranındadır (Pfennig ve diğ., 1995). ^{40}K'ın nükleer özelliklerini içeren bozunum enerji seviyeleri diyagramı Şekil 2.2'de, ^{40}K bozunumunun sadece %11'inde gama ışınları yayınlanmakta olduğu görülmektedir (Lederer ve Shirley, 1978).



Şekil 2.2 : ^{40}K'ın bozunum enerji seviyeleri diyagramı (Lederer ve Shirley, 1978).

^{40}K, kayalarda ve toprakta, uranyum ve toryuma göre ağırlıkça 10.000 kat fazla bulunmaktadır. ^{238}U ve ^{238}Th serilerinin denge halinde olduğu durum için doğada bulunan ^{40}K, ^{238}U ve ^{232}Th'nin yarı ömürleri, özgün aktivite değerleri ve bozunum başına yayınladıkları foton sayısı Çizelge 2.3 'de verilmistir (Theodorsson, 1996).

Çizelge 2.3 : ^{40}K, ^{238}U ve ^{232}Th için nükleer özellikler.

Radyonüklit	Yarı Ömür (Yıl)	Spesifik Aktivite (Bq kg^{-1})	Foton/Bozunum (>50keV)
^{40}K	$1,25x10^9$	$2,8x10^4$	0,11
^{232}Th	$14x10^9$	$4,02x10^6$	2,08*
^{238}U	$4,5x10^9$	$12,3x10^6$	1,80*

Dünya ortalamasına göre, topraktaki uranyum ve toryumun yayınladıkları ortalama gama radyoaktivitesi değeri ^{238}U için 0,025 Bq g^{-1} (0,01-0,05); ^{232}Th için 0,025 Bq g^{-1} (0,07-0,05)'dır (Valkovic, 2000).

Radyasyon dozu oranındaki değişiklikler, ilgili alanın jelojik yapısı ve topraktaki radyoizotop bileşimine bağlıdır; bu kapsamda radyoaktif çekirdek konsantrasyonu ve zırhlama bu doz oranını etkileyen önemli faktörlerdir. Yüksek seviyedeki radyoaktif çekirdek konsantrasyonu genellikle volkanik kayalar ve buna bağlı olarak yüksek silikat miktarına sahip asidik kayalarda bulunur (Draganic ve Adloff, 1993).

Tortulu kayalarda, volkanik kayalara göre daha düşük oranlarda radyoaktif elementler olmasına rağmen, killi ve başta apatit minerali olmak üzere fosfatlı mineral içeren kayalarda önemli ölçüde radyoaktif çekirdekler vardır. Hava koşullarından dolayı azalma, artma, tortulaşma, çökme ya da diğer elementlerden dolayı bu oran seyrelse bile, radyoaktivite en çok asitik kayalardan (granit, riolit, sienit gibi) türemiş toprakta mevcuttur. Zırhlama ile değişen doz oranına, 20 cm kar kalınlığı olan bir yerde yayınlanan gama dozunun kar olmayan bir yere göre oldukça azalması örnek verilebilir. Nemli havalarda yüzey tabakanın su tutuşuna göre, yerel gama doz oranı %20'lere kadar azalabilir (Valkovic, 2000).

Kıyı kumlarının orjini mineral yataklarıdır; genellikle granit, riyolit ve andezit gibi uranyum ve toryum içeren mağmatik kayaçlardan oluşurlar. Bu kayaçlardaki mineraller, havanın etkisi ya da erozyon ile hareket ederler, çökerler ve sedimentte birikirler (Örgün ve diğ, 2007).

2.2.2. Sulardaki doğal radyoaktivite

Sular, etrafında bulunan toprak ve kayalar ile devamlı etkileşim halindedir. Bu sebeple toprak ve kayalarda bulunan radyoaktif izotopların sulara geçme olasılıkları son derece yüksektir. Nehirler radyoaktif çekirdekleri içeren toprakları aşındırarak göl ve okyanuslara ulaşırlar. Bu nedenle toprağın içerdiği materyallerin suların radyoaktivite seviyesi üzerine önemli etkileri vardır. Yeraltı sularının yüzey sularından daha radyoaktif olması, içinden geçtikleri veya temas ettikleri radyoaktif kütleler veya minerallerden ileri gelmektedir. Genellikle volkanik kütleler içinden geçen suların radyoaktivite konsantrasyonları, tortul kütleler içinden geçen sulardan daha yüksektir (Valkovic, 2000; Draganic ve Adloff, 1993).

Sular az ve değişken miktarda uranyum, toryum serilerindeki radyoizotoplar ile ^{40}K gibi doğal radyoaktif elementleri içermektedir. Sulardaki radyasyon seviyesinin artışı insanlar tarafından yapılan nükleer parçalanmalardan kaynaklanmaktadır. Hidrosfere en büyük yapay katkı, nükleer silahların testleri sırasında meydana gelen radyoaktif serpintilerdir (Zapata, 2002). Sulardaki radyoaktif element konsantrasyonunu arttıran diğer yapay radyoaktivite kaynakları ise nükleer santraller, araştırma kurumları, endüstri ve tıptan kaynaklanan radyoaktif atıklardır.

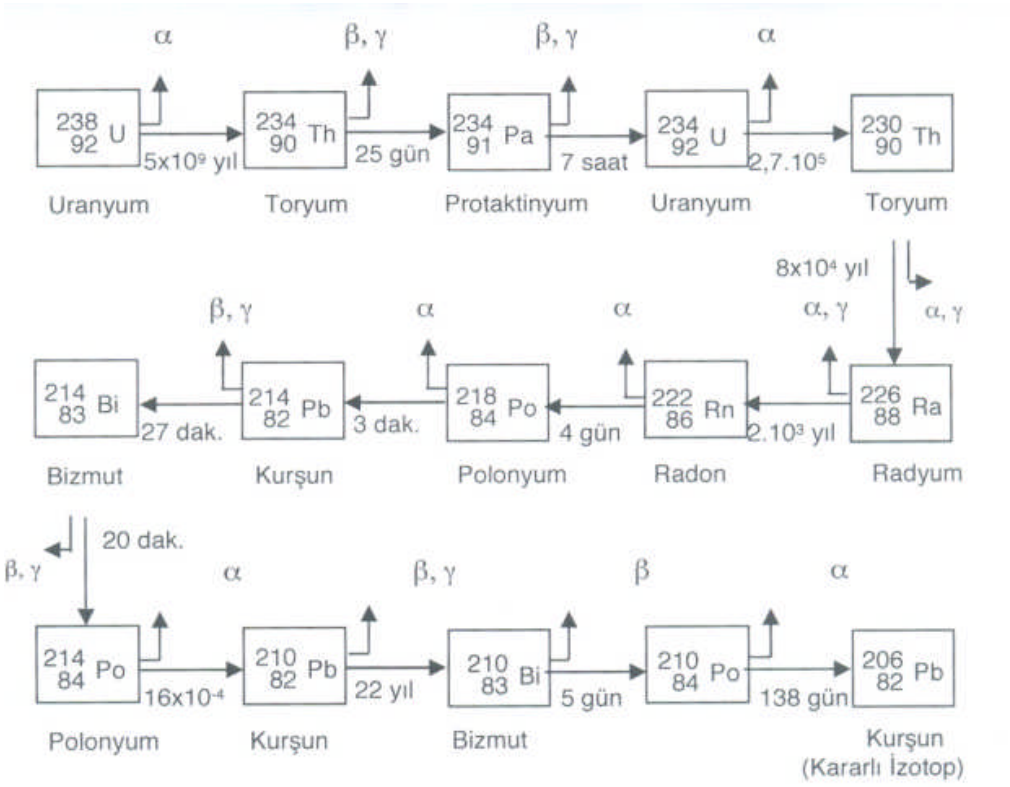
Su, uranyum serisinden olan çekirdeklerin temel taşınım ortamı olarak görev yapar. Okyanus ve sedimentleri önemli bir su deposu ve bu çekirdekler için tekrar dağıtıcı bir sistem gibi davranır. Nehirlerde çözünmüş uranyum konsantrasyonu aralığı 0,13-0,002 pCi L^{-1} ya da 0,4-0,01 μg L^{-1}'dir (Valkovic,2000); okyanus sularındaki konsantrasyon aralığı ise 1,08 pCi L^{-1} ya da 3,25 μg L^{-1}'dir. Toryum, nehir ve okyanus sularında oldukça düşük seviyelerdedir; nehirlerde bulunan tanecikler üzerinde adsorbe olarak taşınır ve deniz tabanında birikir. Okyanuslarda, uranyumun bozunumu ile oluşan Th, hidrolizle dibe iner ve çökmüş maddeler üzerinde depolanır. Yukarda tanımlanan asitik kayalardan ayrıştılan ve akar sular yolu ile taşınan sedimanar içindeki uranyum, toryum, potasyumlu mineraller yüksek tuzluluğa sahip okyanus sularında kimyasal olarak ayrışmaya maruz kalırlar. Dolayısıyla, Ra'un en önemli kaynağı okyanus sularındaki bu kimyasal ayrışmalardır. Bu kimyasal ayrışma sırasında ortaya çıkan polonyum ve kurşun ise, toryum gibi parçacıklar üzerinde absorblanır ve deniz tabanlarındaki sedimanlar içersinde depolanır. Radon (Rn), deniz sütununda düşük seviyede bulunur ve dipteki

parçacıklardan yayılır. Yeraltı suları ile karşılaştırıldığında denizsularındaki Rn seviyesi çok düşüktür (Valkovic, 2000; Draganic ve Adloff, 1993).

Okyanusların mevcut kimyasal yapısı 4100 milyon yıl önce oluşmuştur. ^{40}K izotopunun temel okyanus kimyasındaki yeri önemlidir: bu elementin okyanus suyuna homojen bir şekilde dağılmış olması ve her bozunumda 0,5 MeV enerji vermesinden dolayı, ^{40}K radyasyon sentezleri için önemli bir enerji kaynağıdır. ^{40}K'ın yarı ömrünün $1{,}28x10^{9}$ olduğu dikkate alınırsa, radyoaktif bozunum hesaplandığında dünyanın ilk zamanlarında şimdikine göre on kat daha fazla doğal potasyum olduğu anlaşılır. Okyanus suları litrede, 0,00038 gramı ^{40}K olan, 0,38 gram potasyum içermektedir. Verilere göre ^{40}K ($6{,}5x10^{14}$ kilogram) içeren toplam su kütlesi ($1{,}7x10^{21}$ kilogram) için radyoaktivite bozunum hızı ve açığa çıkan enerji, $2{,}5x10^{39}$ eV hesaplanmıştır. Bu enerji 1000 yıllık periyotta ^{40}K izotopunun radyoaktif bozunumundan açığa çıkan toplam enerji kadardır. Bu hesaplamada, absorplanan 100 eV enerji başına 0,1 molekül sentezlendiğini ve radyoaktif ürünün atomik kütle biriminin 100 olduğunu varsayarsak, 1000 yıl gibi kısa bir jeolojik zaman skalasında $1x10^{12}$ kilogram malzeme sentezlendiği bulunur (Draganic ve Adloff, 1993).

2.3. Radyoaktif Bozunumlar

Doğada bulunan radyoaktif çekirdeklerin alfa (α), beta (β) tanecikleri ya da gama (γ) ışınları yayınlayarak kararlı bir çekirdeğe dönüşmesi olayına radyoaktif bozunum denir. İlk bozunuma uğrayan radyoaktif çekirdek "başlangıç çekirdeği", bozunum sonucu oluşan çekirdek ise "ürün çekirdek" olarak adlandırılır. Bir atomun çekirdeği bir α taneciği yayınladığında, atomik kütlesi 4, atom numarası ise 2 birim küçülür. Atom numarası Z olan bir radyoaktif elementin bir β taneciği yayınlaması ile, atom numarası Z+1 olan başka bir element meydana gelir, fakat kütle numarası değişmez. γ ışınları ise uyarılmış çekirdeklerden yayınlanan elekromagnetik enerji paketleri, yani fotonlardır. Bir radyoaktif çekirdekten kararlı hale gelene kadar α, β, γ bozunumları sonucu ürün çekirdekler oluşturan serilere "radyoaktif seriler" denir. Radyoaktif seriler uranyum, toryum, aktinyum ve neptünyum serisi şeklinde dörde ayrılır. Şekil 2.3'de uranyum-238 serisi görülmektedir (L'Annunziata, 1988).



Şekil 2.3 : Uranyum-238 serisi bozunum şeması.

Doğal ve yapay her radyoaktif çekirdeğin kendine özgü bir bozunum şekli vardır. Bu bozunum, çekirdeğin yayınladığı radyasyonların cinsi ve enerjileri ile bozunmanın hızına bağlıdır. Radyoaktif maddeler bozunarak aktivitelerini kaybederler. Radyoaktif bir maddenin, birim zamandaki parçalanma sayısı o andaki mevcut atom sayısı ile orantılıdır (Ehmann ve Vance, 1991).

Radyoaktif bozumun istatistiksel olarak rastgele bir süreçtir ve birinci dereceden kimyasal kinetik kanunlara uyar. Kimyasal kinetik kanunlarına göre N_2O_4 molekülünün dissosiasyonu incelendiğinde aşağıdaki reaksiyon oluşur:

$$N_2O_4(g) \rightarrow 2NO_2(g) \qquad \textbf{(2.1)}$$

Dissosiasyon süreci, dissosiye olan bileşenin konsantrasyonuna bağlıdır ve eğer oluşan ürünler oluştukları gibi ortamdan uzaklaşıyorsa, bu birinci dereceden reaksiyon kinetiğini gösterir. Radyoaktif bir çekirdek bu durumla tam bir benzerlik gösterir ve bu nedenle birinci dereceden reaksiyon hızı denkleminden yararlanılabilir. Bozunumun hızı – dN / dt dir; N örnekteki radyonüklitin mevcut atom sayısıdır; kısa bir zaman dt için bu çekirdek sayısındaki değişim dN, N ve dt ile orantılıdır:

$$-dN/dt = \lambda N \qquad \textbf{(2.2)}$$

İşaretin negatif olmasının nedeni N'nin zamana (t) bağlı olarak azalması nedeniyledir. λ orantı katsayısı, dönüşüm değişmezi olarak isimlendirilir ve birimi zamanın tersidir (s^{-1}). Bu denklemin integrasyonuyla üstel radyoaktif bozunum kanununu tanımlayan denklem elde edilmiş olur:

$$\ln N = -\lambda t + C\big|_{t=0} \qquad \text{C: integrasyon değişmezi} \qquad \textbf{(2.3)}$$

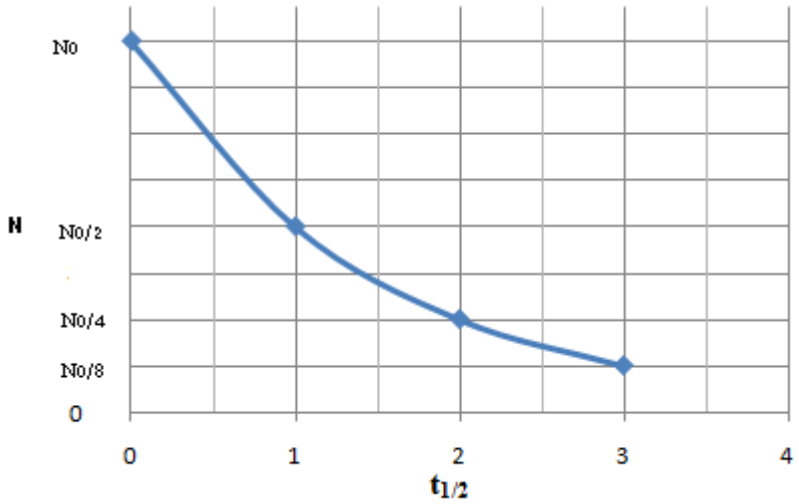
N_0: t=0 anındakı atom sayısı olmak üzere,

$$\ln N_0 = C \qquad \textbf{(2.4)}$$

$$\ln N = -\lambda t + \ln N_0 \qquad \textbf{(2.5)}$$

$$N = N_0 e^{-\lambda t} \qquad \textbf{(2.6)}$$

2.6 denklemine göre, başlangıçta (t=0 anında) atomlarının sayısı N_0 olan bir radyoaktif maddenin atomlarının N sayısı kadarı, zamanın fonksiyonu olarak Şekil 2.4'de gösterildiği gibi logaritmik olarak azalır (Ehmann ve Vance, 1991).



Şekil 2.4 : $t_{1/2}$: yarı ömür ve N : çekirdek sayısı olmak üzere üstel radyoaktif bozunum kanununa göre çekirdek sayısındaki değişim.

Eğer $A = -dN/dt$ aktivite olarak tanımlanırsa, (2.2) denklemi,

$$A = \lambda N \quad \textbf{(2.7)}$$

olarak elde edilir. Denklemdeki N çekirdek sayısı, radyonüklitin mevcut kütlesi m(g), Avagadro sayısı N_A, radyonüklitin izotopik bolluğu a (%), radyonüklitin atomik kütlesi M (g) kullanılarak, aşağıdaki denklem ile belirlenir:

$$N = \frac{m \cdot N_A \cdot a}{M} \quad \textbf{(2.8)}$$

Çekirdek sayısı dikkate alınarak aktivite denklemi aşağıdaki gibi yazılabilir:

$$A = \lambda\, N = \lambda \cdot \frac{m \cdot N_A \cdot a}{M} \quad \textbf{(2.9)}$$

Bir örneğin aktivitesinin mevcut atom sayısıyla orantılı olması nedeniyle aktivite için de denklem (2.6) ve (2.7) den yararlanarak aşağıdaki denklem yazılabilir:

$$\frac{A}{A_0} = e^{-\lambda t} \quad \textbf{(2.10)}$$

Bu denklemdeki A_0, t = 0 anındaki aktivitedir (Turner, 1995). Aktivite radyonüklitin yarı ömrü $t_{1/2}$ ile gösterilen süreler sonunda yarılanarak azalır. Yarı ömür ($t_{1/2}$) kavramını bozunum değişmezi (λ) ile açıklamak için (2.10) denklemi $t = t_{1/2}$ anı için yazılır,

$$\frac{A}{A_0} = \frac{1}{2} = e^{-\lambda t_{1/2}} \quad \textbf{(2.11)}$$

ve doğal logaritması alınır.

$$\lambda t_{1/2} = -\ln 0{,}5 = \ln 2 \quad \textbf{(2.12)}$$

Denklem yarı ömre göre düzenlenerek 2.13 denklemi elde edilir.

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0{,}693}{\lambda} \quad \textbf{(2.13)}$$

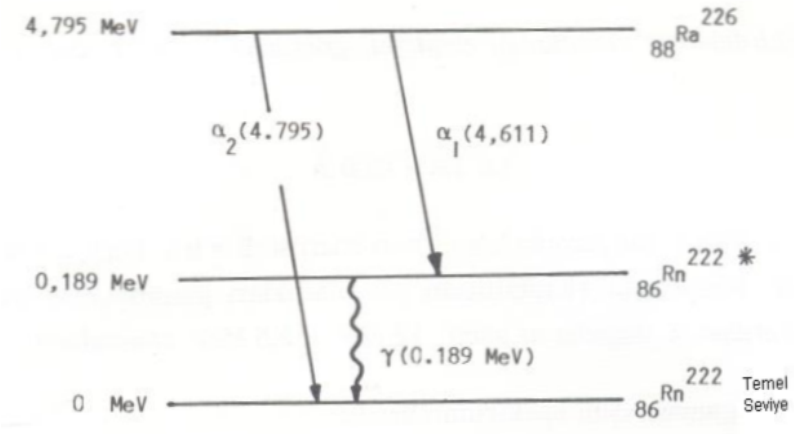
2.3.1. Gama bozunumu

Gama ışınları, dalga boyları (λ) 1 Å - 0,05 Å arasında değişen elekromagnetik dalgalardır. Gama radyasyonu, uyarılmış bir çekirdeğin daha düşük seviyelerdeki duruma ya da temel duruma geçişi sırasında yayınlanır. Şekil 2.5 ve 2.6 'da alfa ve beta radyasyonu sonrası yayınlanan gama ışınlarının bozunum şeması görünmektedir. Çekirdek ne kadar yüksek enerji seviyesinde kalmış ise, yayınlanan gama ışınlarını enerjisi de o kadar yüksek olacaktır. Yüksek enerji durumundan (E_i), düşük enerji durumuna (E_f) geçen bir çekirdekten yayınlanan bir gama fotonunun enerjisi;

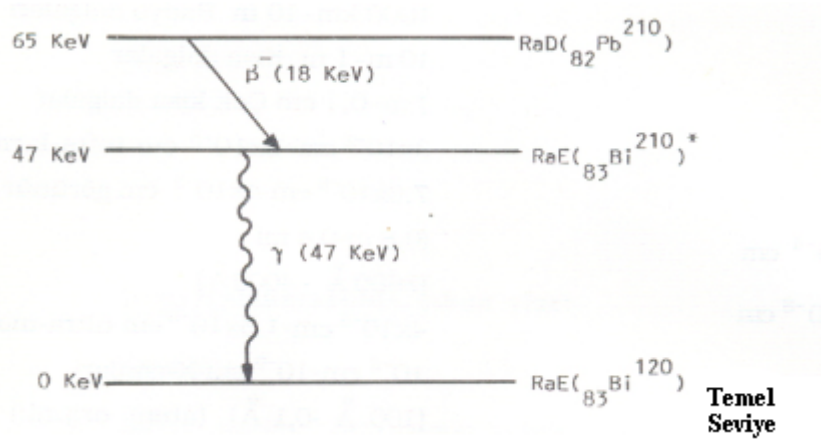
$$E = h\nu = E_i - E_f \qquad \textbf{(2.14)}$$

bağıntısı ile verilmiştir (Choppin ve diğ., 2002).

İki tip gama ışını spektrumu vardır. Sürekli spektrum, beta ışınlarının çekirdekler yanından geçerken ivmelenmesinden veya beta yayınlanmasından sonra yüklerin yeniden düzenlenmesinden meydana gelen Bremsstrahlung-frenleme ışınlarının oluşturduğu spektrumdur. Çizgisel spektrum ise alfa ve beta yayınlanmasından sonra uyarılmış çekirdeğin, temel seviye durumuna geçmesi sırasında yayınlanan karakteristik spektrumdur (Tanyel, 1994).



Şekil 2.5 : α yayınlanmasından çıkan gamalar.



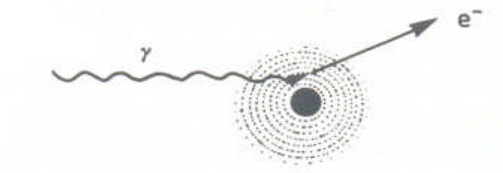
Şekil 2.6 : β yayınlanmasından çıkan gamalar.

2.3.2. Gama radyasyonunun madde ile etkileşmesi

Gama ışınlarının madde ile etkileşmesinde birçok mekanizma kullanılsa da, radyasyon ölçümlerinde en önemli olanlar fotoelektrik olay, Compton saçılması ve çift oluşumudur. Bu olayların hepsi de gama ışınındaki bir fotonun madde ile etkileşmesi sırasında enerjisindeki değişikliklerini açıklar. Sonuçlarında ise foton tamamen kaybolur ya da belli bir açıda saçılır.

Fotoelektrik olay

Gama ışınının madde ile etkileşimi sırasında, ışındaki bir fotonun, atomun dış kabuğundaki elektronlarından birini kopartması ile ortaya fotoelektron çıkartarak kaybolmasıdır (Şekil 2.7). Foton tüm enerjisini (hν) atoma verir ve enerjisi (hν - E_b) olan bir fotoelektron meydana gelir. E_b elektronun bağlanma enerjisidir (Knoll, 2000; Draganic ve Adloff, 1993).



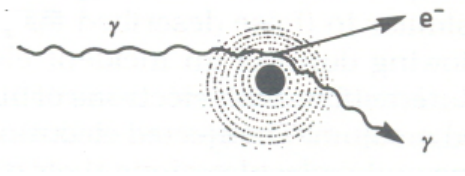
$E_e^- = h\nu - E_b$

Şekil 2.7 : Fotoelektrik olay.

Compton saçılması

Gama ışınının madde ile etkileşimi sırasında, ışındaki bir fotonun atomdaki elektronlarından biri ile esnek çarpışma yapabilir. Bu çarpışma sonucu gelen gama

ışınındaki foton, enerjisinin bir kısmını elektrona aktararak yönünden θ açısı kadar sapar (Şekil 2.8). Transfer edilen enerjiye göre saçılmalarda farklılık görülür (Knoll, 2000; Draganic ve Adloff, 1993).

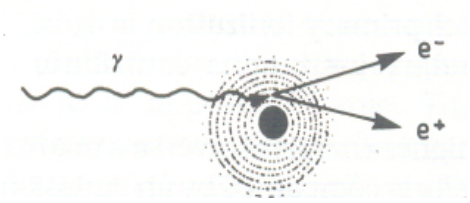


$$E_e^- = h\nu - E_\gamma$$

Şekil 2.8 : Compton Saçılması.

Çift oluşumu

Eğer gama ışınının enerjisi elektronun durgun kütle enerjisinin (m_0c^2) iki katından (1,02 MeV) fazla ise, çift oluşumu meydana gelir. Bu olayda foton kaybolur ve yerine elektron-pozitron çifti meydana gelir (Şekil 2.9). Fotonun taşıdığı 1,02 MeV üzerindeki fazla enerji, elektron ve pozitron arasında kinetik enerji olarak paylaşılır (Knoll,2000; Draganic ve Adloff, 1993).



$$E_e^- + E_e^+ = h\nu - 2m_0c^2$$

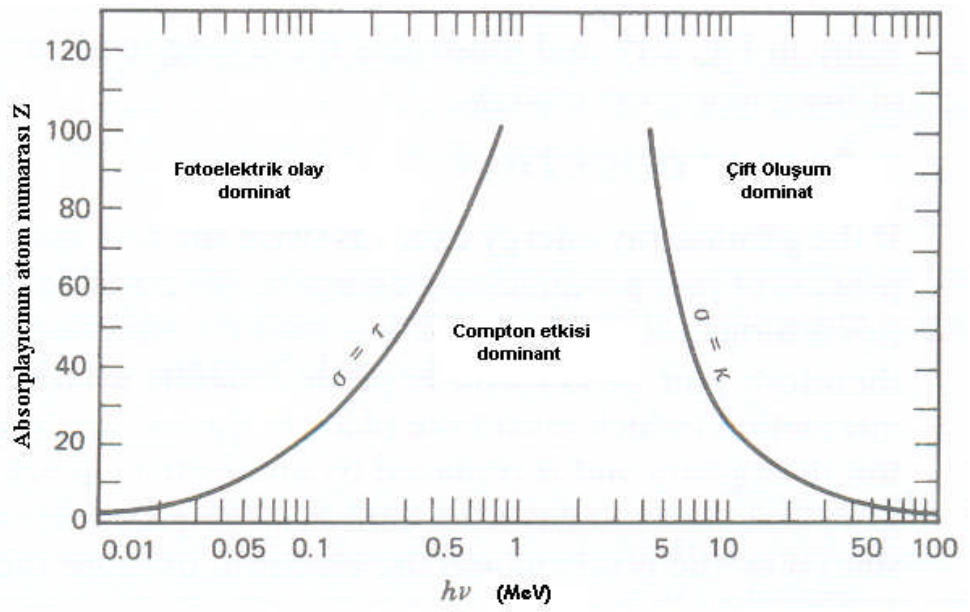
Şekil 2.9 : Çift Oluşumu.

I_0 tane foton içeren gama ışını madde ile her etkileştiğinde bir tane fotonunu kaybeder. Gama ışınındaki bu sönüm,

$$I = I_0 e^{-\mu t} \qquad \textbf{(2.15)}$$

denklemi ile açıklanır. Bu bağıntıda I, t (cm) genişliğinden geçtikten sonra gama ışınında kalan fotonların sayısıdır. Lineer soğurma katsayısı $\mu(cm^{-1})$ ise fotoelektrik olay, Compton saçılması ve çift oluşumu soğurma katsayılarının toplamına eşittir (Knoll, 2000).

Şekil 2.10'da gelen foton enerjisi ve malzeme atom numarasındaki farklılığa göre bu üç etkileşim arasındaki ilişki gösterilmiştir. Soldaki eğri, fotoelektrik olay ve Compton saçılması için, enerjinin absorblayıcının atom numarasının fonksiyonu ile doğru orantılı olduğunu göstermektedir. Sağdaki eğri ise Compton saçılması ve çift oluşumu için, enerjinin doğru orantılı olduğunu göstermektedir (Tsoulfanidis, 1983).



Şekil 2.10 : Malzeme atom numarası ve gelen radyasyonun enerjisine göre üç temel gama etkileşimi.

2.4. Gama Radyasyonu Algılayıcıları

Radyasyonu tespit etmek için kullanılan bütün detektörlerin temel çalışma ilkeleri benzer özelliklere sahiptir: Radyasyon (ışıma) detektöre girer, detektör materyalinin atomları ile etkileşir (enerjisinin bir kısmını ya da tamamını kaybeder) ve atom yörüngelerinden nispeten düşük enerjili elektronların salınmasına neden olur. Bu elektronlar analiz edilmek üzere elektronik devre tarafından akıma ya da voltaj darbesine dönüştürülür. Detektör materyalinin seçimi ölçülecek radyasyon türü ve şiddeti hakkında mevcut bilgiye bağlıdır. Radyasyonun enerjisini ölçmek için çıkış darbe genliğinin, radyasyon enerjisi ile orantılı olduğu detektörler seçilmelidir; bu da, etkileşebilecek elektronların sayısının fazla olacağı bir detektör materyali seçmekle mümkün olur. İstatistiksel sapmalar hatalar oluştursa da bu, enerjinin doğru ölçülmesini çok fazla etkilemez. Radyoaktif parçacığın türünü belirlemek için, parçacığın kütle ve yükü için farklı tepki veren bir malzeme seçilmesi gerekir.

Radyasyonun spin ve kutuplanmasını ölçmek için, farklı spin ve kutuplanma durumlarını ayırıp çözebilen detektörlere gereksinim duyulur. Alışılmışın dışında yüksek sayım hızı bekleniyorsa, arka arkaya gelen her radyasyonu tespit edebilecek detektör seçilmelidir. Bu gereksinmelerin tümünü sağlayan tek bir detektör tipi yoktur (Valkovic, 2000; Tsoulfanidis,1983).

Gama radyasyonların ölçümünde yaygın olarak kullanılan detektör türleri aşağıdaki gibi sınıflandırılabilir:

a) Gaz dolgulu detektörler

b) Sintilasyon detektörleri

c) Yarıiletken detektörler

Gaz dolgulu detektörler X ışınları ve düşük enerjili gama ışınları için kullanılır. Gaz dolgulu bir detektör, pozitif olarak yüklenmiş bir anot tel içeren ve gazla doldurulmuş metal bir odadır. Gazın içinden geçen bir foton, serbest elektronlar ve pozitif iyonlar üretir. Elektronlar anot tele doğru çekilirler ve bir elektrik darbesi oluşturmak için toplanırlar. Üç farklı türde gaz dolgulu detektör vardır. Bunlar iyonizasyon odası, orantılı sayıcı ve Geiger-Müller sayaçlarıdır (Knoll, 2000; L'Annunziata, 1988).

Sintilasyon detektörleri, sintilatör olarak kullanılan bir malzeme ve bunun hemen arkasına bağlanmış fotoçoğaltıcı bir tüpten oluşur. İyonlaştırıcı radyasyonun sintilatör denilen katı, sıvı veya gaz halindeki bazı maddelerle etkileşmesi sonucunda, iyonlaşma ve uyarılma meydana gelir. Elektrona uygulanan enerji, onu ortamdaki yerinden koparmaya yeterli olmadığı zaman, uyarılan elektron tekrar eski haline dönerken görünür ışık yayınlanır. Bu ışık, fotoçoğaltıcı tüpler tarafından toplanarak, voltaj darbesi haline getirilir. Meydana gelen darbenin genliği, radyasyonun enerjisi ile orantılıdır. Sintilatör malzemeleri olarak en çok kullanılanlar organik ve inorganik sintilatörler ve CsI ve NaI gibi katı kristal sintilatörlerdir (Knoll, 2000; L'Annunziata, 1988).

Yarıiletken detektörler, germanyum ya da silisyumdan yapılmış, yüksek performanslı detektörlerdir. Uygulanan radyasyon sonucu yarıiletken kristalde elektron boşluk çiftleri meydana gelir. Eğer bu enerji seviyelerine paralel bir elektrik alan uygulanırsa iletim bandındaki elektronlar alana zıt yönde hareket ederken, valans bandında bulunan boşluklar ise elektronların alana zıt yönde hareket etmesinden

dolayı, alanla aynı yönde bir boşluk hareketi oluşmasını sağlamaktadırlar. Bu da detektör içerisinde bir akım oluşmasına sebep olacaktır, detektör çıkışında elde edilen darbenin (puls) genliği gelen gama ışınının enerjisiyle doğru orantılıdır. Bu detektörlerin üstün çözünürlüğü, X ve gama ışını ölçümlerinde bir devrim yaratmıştır (Knoll, 2000; L'Annunziata, 1988).

2.4.1. Yarıiletken algılayıcılar

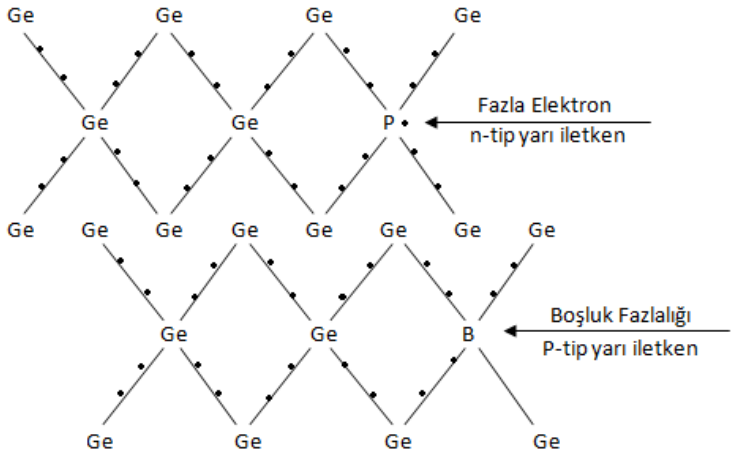
Gama ışını spektrometresinde, 1960 ve 1970 yıllarında katı hal yarıiletken detektörlerin gelişimi ile büyük ilerleme kaydedildi. Bu detektörler iyi verimlilik ve yüksek enerji çözünürlükleri sayesinde, gaz dolgulu ve sintilasyon detektörleri tarafından yakalanamayan gama ışınları ile çalışmalar yapılmasını sağladı (Knoll, 2000; Debertin ve Helmer, 1988).

Yarıiletkenler normalde elektriği iletmeyen materyallerdir, çünkü bunların kristalleri, akımı iletmek için yeterince serbest yüklü taneciklere sahip değildirler. Fakat kristaldeki atomlar iyonlaştığı zaman iletkenlik kazanırlar. En çok kullanılan yarıiletkenler IV grup elementleri olan silisyum ve germanyumdur (Valkovic, 2000). Yarıiletken kristalin band yapısı, band genişliği NaI(Tl) çok daha kısa olmasına rağmen, katı sintilatörünki ile benzerlik gösterir. Si (silisyum) için enerji bandı genişliği 1,1 eV ve Ge (germanyum) için enerji bandı genişliği 0,66 eV'dur. Radyasyonun geçişi sırasında elektronun valans bandından iletim bandına geçişi için yeterli enerji (minimum eşik enerjisi) sisteme aktarılırsa valans bandında bir boşluk bırakır ve gaz dolgulu sayaçlardaki iyon çifti gibi, elektron boşluk çifti meydana gelir. Boşluk ve elektron, elektrik alana karşılık kristal içerisinden beraber geçer ve radyasyonun geçişini gösteren bir elektrik sinyali oluştururlar (Debertin ve Helmer, 1988; Delaney ve Finch, 1992).

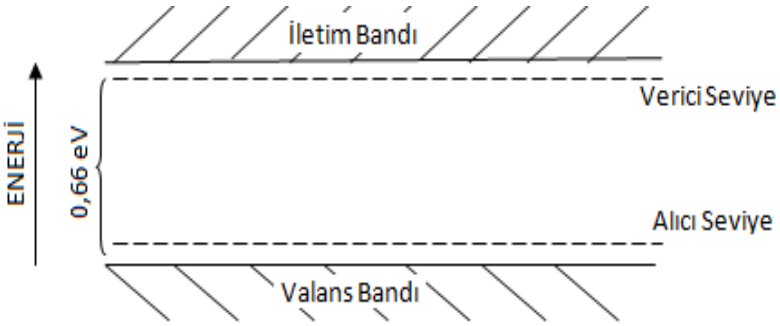
Tamamen saf olan yarıiletken kristaller, teorik olarak Si ve Ge olarak açıklanabilir fakat uygulamada farklılık gösterebilir. Bunlara doğal yarıiletkenler denir. Gerçek hayatta yarıiletken malzemeler elektriksel özelliklerini büyük ölçüde etkileyen çeşitli katkılar içerirler. Yarıiletkenin elektriksel karakteristiğinde istenilen değişiklikleri sağlamak için katkı maddeleri bilerek de eklenebilir (Debertin ve Helmer, 1988; Delaney ve Finch, 1992).

Yarıiletken kristallerde katkı maddeleri, doğal Ge veya Si atomlarında bulunan valans elektronundan fazla ya da az elektrona sahip olup olmaması yönünden

önemlidir. Şekil 2.11'de Ge kristaline eklenmiş P (fosfor) gösterilmektedir. P, Ge'dan bir fazla valans elektronuna sahiptir ve kristalede elektron fazlalığına neden olur. Bu tip yarıiletkenlere n- tipi yarıiletkenler denir. P'un varlığı band aralığında verici (donor) seviye denilen ve iletim bandına çok yakın yeni bir enerji seviyesini meydana getirir (Şekil 2.12). Böylece elektronlar kolayca iletim bandına geçerler ve yarıiletkenin elektriksel özellikleri iletim bandındaki fazlalık elektron ile belirlenir. n- tip yarıiletkenlerdeki elektronlar, yük taşıyıcıları olarak bilinirler (Debertin ve Helmer, 1988; Delaney ve Finch, 1992).



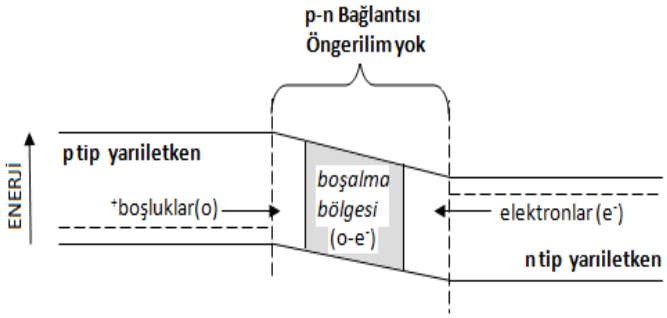
Şekil 2.11 : n- ve p- tipi yarı iletkenler.



Şekil 2.12 : Verici ve alıcı seviyeler.

Diğer bir yandan Ge atomlarından biri bor (B) atomu ile yer değiştirirse, yarıiletken kristalde boşluk fazlalığı oluşur (Şekil 2.11). Bu forma sahip yarıiletkenlere de p-tipi yarıiletkenler denir ve elektriksel özellikleri fazlalıkta olan boşluklar tarafından tayin edilir. Kristalde B'un varlığı, valans bandına yakın alıcı (acceptor) enerji seviyesinin (Şekil2.12) oluşmasını sağlar (Debertin ve Helmer, 1988; Delaney ve Finch, 1992).

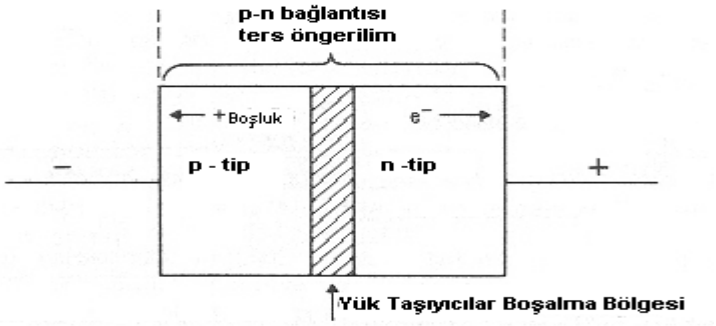
Yarı iletkenlerin radyasyon detektörü olarak kullanımları için ilk yaklaşım, n- veya p-tipi yarıiletken malzemeye elektrik alan uygulamak ve iyonize radyasyon kristalden geçerken yüklü parçacıkları toplamak şeklinde idi. Yarıiletkenlerin radyasyon ölçümlerinde çok etkili bir şekilde kullanımları n-tipi ve p-tipi yarıiletkenlerin biraraya getirilmesi ile sağlanmıştır; bu forma p-n bağlantılı tip denilmektedir (Knoll, 2000; Debertin ve Helmer, 1988). Şekil 2.13'de p-n bağlantı diyagramı gösterilmiştir.



Şekil 2.13 : p-n bağlantı diyagramı

İki tip yarıiletken homojen şekilde bir araya getirilirse, p-n bağlantısında taşıyıcı hareketi meydana gelir. Elektronlar p-bölgesine, boşluklar da n-bölgesine hareket ederler. Bu hareket sırasında elektron ve boşlukların olmadığı bir alan oluşur. Bu alana boşalma bölgesi denir ve bu bölge elektrik akımının geçişine direnç gösterir. Radyasyon boşalma bölgesine geldiğinde, yüklü taşıyıcılar meydana gelir ve n ya da p tarafına doğru hareket ederler. Böylece boşalma bölgesi radyasyon detektörü olarak çalışır (Knoll, 2000; Debertin ve Helmer, 1988).

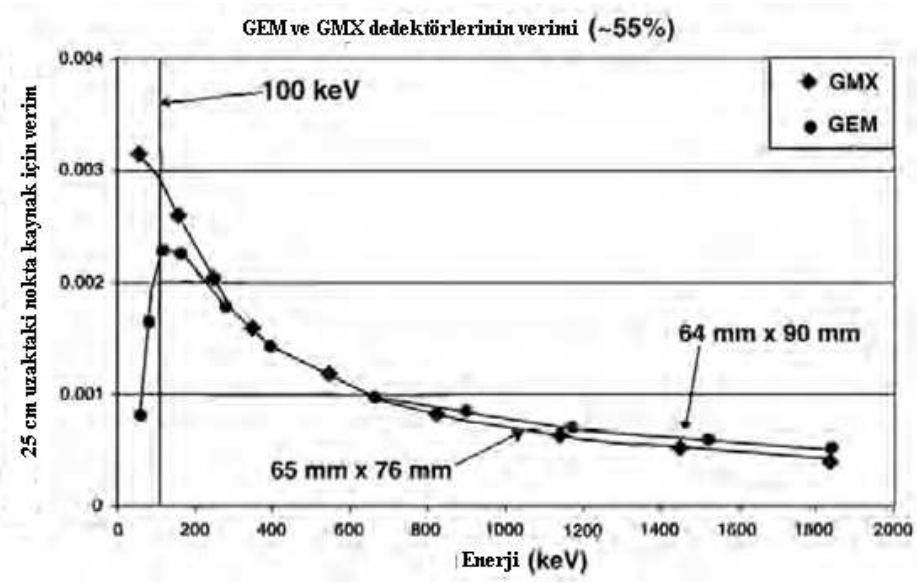
Dışardan bir voltaj uygulanmadan oluşturulan p-n bağlantılı yarıiletkenlerde boşalma bölgesi küçük olduğundan birçok radyasyon tipi ölçülemez. Ayrıca, boşalma bölgesindeki p ve n arasında oluşturulan elektriksel potansiyeldeki fark tüm yüklü taşıyıcıları toplamak için yeterli büyüklükte değildir. Şekil 2.14'de gösterildiği gibi ters öngerilim uygulanan p-n bağlantılı yarıiletkenler daha kullanışlı detektörlerdir.



Şekil 2.14 : Ters öngerilim uygulanan p-n bağlantılı yarıiletken.

Negatif voltaj p tarafında uygulandığında, boşlukların boşalma bölgesinden uzaklaşmasına neden olurken, pozitif voltaj da n tarafında elektronların boşalma bölgesinden ayrılmasına sebep olur. Elektron ve boşluklar bağlantı bölgesinden ayrıldığı için boşalma bölgesinin büyüklüğü ve elektrik alana olan direnci artar (Debertin ve Helmer, 1988; Delaney ve Finch, 1992).

Bir detektör seçilirken; detektörün uygulama çözünürlüğü, verimi, ilgili deneyi yapmaya uygunluğu ve amaca uygun olarak X veya gama ışınlarının enerji değerleri gibi noktalara dikkat edilmelidir. Örneğin Şekil 2.15'de n ve p-tipi gama ışını detektörlerinin algılama verimleri karşılaştırılmıştır (Url-4, 2009).



Şekil 2.15 : n-tipi (GMX) ve p-tipi (GEM) yarı iletken gama detektörlerinin verimlerinin karşılaştırılması.

2.4.1.1. Yarıiletken algılayıcılarda enerji çözünürlüğü

Enerji ölçümleri için kullanılan bir detektörün performansı, tek enerjili bir kaynağın (monoenergetik) darbe dağılımının genişliğiyle karakterize edilir. Bu genişlik çan

biçimindeki eğrinin maximum yüksekliğinin yarısındaki tam genişlik değeridir ve Γ ya da FWHM (full width at half maximum) ile gösterilir (Tsoulfanidis,198; Knoll, 2009).

Bir algılayıcının farklı enerjili parçacıkları belirleyebilme yeteneği, enerji rezolusyonu olarak tanımlanır ve maximum yüksekliğinin yarısındaki genişliğin maximum enerjiye oranı olarak verilir:

$$R(E_0) = \frac{\Gamma}{E_0} \qquad \textbf{(2.16)}$$

Maximum yüksekliğinin yarısındaki genişliğin (Γ) birimi enerjidir, enerji rezolusyonu ($R(E_0)$) ise % olarak verilir.

Enerji rezolusyonunu etkileyen en önemli üç faktör şunlardır:

-Algılayıcıda üretilen yük taşıyıcılarının sayısındaki istatistiki dalgalanmalar,

-Algılayıcının kendisindeki, önyükselticideki (preamplifikatör) ve yükselticideki (amplifikatör) elektronik gürültü,

-Algılayıcıda üretilen yükün tümünün toplanamaması.

Parçacık enerjisini voltaja dönüştüren olayın doğasında rastgelelik vardır, bu nedenle elde edilen voltaj darbesi boylarında da farklılık olacaktır, ya da diğer bir deyişle tek enerjili kaynak bile olsa bir dağılım oluşacaktır, pik genişleyecektir, rezolusyon değeri artacaktır (Tsoulfanidis,1983, Knoll, 2009).

Enerji rezolusyonundaki istatistiki dalgalanmaları açıklayabilmek için Fano faktörü isimli bir faktör tanımlanır. Bu faktör, temel olarak akım taşıyıcılarına (charge carrier) giden enerjinin, algılayıcıda yutulan (absorption) toplam enerjiye oranıdır. Diğer bir ifadeyle, algılayıcıda üretilen elektron – boşluk çiftlerinin sayısının varyansının (standart sapmanın karesi, σ^2), üretilen elektron – boşluk çiftlerine oranıdır. Örneğin germanyumun valans bandı ve iletkenlik bandı arasında 1,1 eV boşluk (energy gap, Eg) olmasına rağmen, bu faktör nedeniyle bir elektron – boşluk çifti oluşturmak için, en az 2,96 eV gereklidir (Tsoulfanidis,1983, Knoll, 2009).

Algılayıcı sistemindeki elektronik gürültü sistemin ayırma gücü özelliklerini etkiler, böyle bir durumda aynı yükseklikteki darbeler bile farklı yükseklikte olacaktır, bu da elde edilen pikin yayılmasına neden olacaktır, ya da başka bir deyişle rezolusyonu

kötüleştirecektir. Gürültünün fazla olması algılayıcı sisteminde ya da diğer bileşenlerde bir sorun olduğunu gösterir. Bu nedenle algılama sisteminin elektronik gürültüsünün bilinmesi, daha sonra oluşacak problemlerde referans olarak kullanılmasını sağlar (Tsoulfanidis, 1983; Knoll, 2009).

2.5. Gama Spektrometri Sistemi

Gama spektrometri sistemi donanımları genel olarak aşağıdaki bileşenlerden oluşur;

- Soğutucu sistemli yarıiletken detektörler (sıvı nitrojen vb.),
- Kurşun veya radyasyon geçirmeyen benzer materyalleri içeren zırh,
- Uygun elektronik donanım (yüksek voltaj sağlayıcı, amplifikatör, analog dijital dönüştürücü),
- Çok kanallı analizör,
- Ölçüm spektrumlarının ve işlem datalarının görtüntülenebileceği bilgisayar.

Radyoaktif bir kaynağın enerji spektrumunu ölçmek, kaynak tarafından yayınlanan partiküllerin oluşturduğu darbe yüksekliği dağılımını (pulse height analysis, PHA) kaydetmek anlamına gelir. Bu işlem Çok Kanallı Analizör (Multi Channel Analyser, MCA) olarak isimlendirilen cihazın kullanılmasıyla gerçekleştirilir (Tsoulfanidis,1983, Knoll, 2009).

PHA modunda analizöre giren darbe ADC (analog dijital dönüştürücü) ünitesine gider, burada darbe genliği dijitize edilir ve darbe yüksekliğiyle orantılı bir sayı elde edilir, ki bu sayı darbenin depo edildiği kanal için belirlenir. Kapsadığı kanal olarak ADC'nin büyüklüğü, sistemin rezolusyonunu da belirler. Gerçekte ADC darbe yüksekliklerinin yerleştirildiği, farklı kanallar için ilgili sayıyı belirler. Günümüzdeki ADC'lerin büyüklüğü 256 kanaldan başlayıp, 512,1024, 2048, 4096,8192 ve 16384 kanala kadar uzanan geniş bir aralığı kapsar (Tsoulfanidis,1983, Knoll, 2009).

ADC'e giren darbelerin yüksekliğine göre oluşturulan her kanala, dönüşüm kazancı (conversion gain) denir, bu nedenle kanal sayısı çalışma koşullarına göre belirlenerek ayarlanır.

Özgün bir deney için kullanılması gereken MCA hafızasının büyüklüğü, oluşan spektrumda incelenmek istenen enerji aralığı, kullanılacak algılayıcının yarı

yüksekliğindeki genişliği (FWHM, Γ) ve pikin FWHM genişliğindeki kanal sayısı (h) ile orantılıdır (Tsoulfanidis, 1983; Debertin ve Helmer, 1988).

2.5.1. Deneysel donanımın etkileri

Gama spektroskopik ölçüm sisteminde elde edilen sayım hızları, eğer gerekirse ölü zaman ve doğal ortam radyasyonu için düzeltilir. Ölçülen sayım hızı C (saniyede kaydedilen parçacık sayısı) ile, kaynaktan yayınlanan parçacık sayısı S arasında, f deneysel donanımın etkisi olmak üzere, aşağıdaki gibi bir bağıntı vardır:

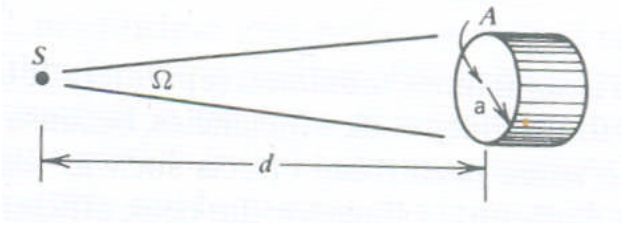
$$C = f_1 f_2 f_3 ... f_n S \qquad \textbf{(2.17)}$$

2.5.1.1. Geometri etkileri

Geometri etkisi ölçümleri iki yoldan etkileyebilir: Kaynak ve algılayıcı arasındaki ortam (medium) parçacıkların saçılmasına ya da yutulmasına neden olabilir. Diğer yandan kaynağın şekli ve büyüklüğü ve algılayıcı ile arasında olan uzaklığı, algılayıcıya giren parçacıklardan ne kadarının ölçülebileceğini belirler.

Normalde kaynak ve algılayıcı arasındaki ortam düşük yoğunlukta havadır. Fotonlar ve nötronlarla yapılan ölçümlerde havanın etkisi yoktur. Fakat eğer kaynak yüklü parçacıklar yayıyorsa, parçacıklar ortamdaki havayla etkileşerek bir miktar enerji kaybedeceklerdir ve bazıları da algılayıcının içine ya da dışına saçılacaktır. Eğer bu etki ölçüm için önemliyse, algılayıcı ve kaynak havası alınmış bir ortama yerleştirilirek, bu etki ortadan kaldırlmış olur.

Şekil 2.16'deki gibi, bir algılayıcı ile bir nokta kaynağın arasının d uzaklığında olduğunu varsayalım.



Şekil 2.16 : Katı açı.

Parçacıklar kaynaktan her yöne eşit olasılıkla yayıldıkları için, yalnızca bir kısmının algılayıcının içine girme şansı vardır. Bu kısım, kaynağın algılayıcıya göre yerleşimine bağlı olarak elde edilen, algılayıcının kısmi katı açısı (fraktional solid

angle) kadardır, 0 - 1 arasında boyutsuz bir sayıdır. Genel anlamda katı açı şöyle tanımlanır (Knoll, 2009):

$$\Omega = \frac{\text{Algılayıcı, kaynak ve bunları birleştiren doğruların sınırladığı, uzay içinde birim zamanda yayınlanan parçacık sayısı}}{\text{Kaynaktan birim zamanda yayınlanan parçacık sayısı}} \qquad \textbf{(2.18)}$$

Şekil 2.15'de görüldüğü gibi, kaynak algılayıcı arası uzaklık d ve algılayıcının yarıçapı R olmak üzere, bir nokta kaynak ve silindirik algılayıcı durumunda katı açının matematiksel ifadesi aşağıdaki formul ile bulunur:

$$\Omega = \frac{1}{2}\left[1 - \frac{d}{\sqrt{\left(d^2 + R^2\right)}}\right] \qquad \textbf{(2.19)}$$

Geometri faktörünü (katı açı) tanımlayan temel denklem birçok durum için analitik olarak çözülebilir. Örneğin nokta kaynak ya da disk şeklinde kaynak dikdörtgen algılayıcı için, ya da nokta ya da disk şeklinde ve kaynak silindirik algılayıcı için, v.b. Benzer çözümler, seri açılımlarla ya da numerik integrasyonla ya da diğer başka yaklaşımlarla da elde edilebilir.

Parçacıkların yayınımı ve algılanmasını bilgisayarda simule eden Monte Carlo hesaplamaları, herhangi bir geometri için uygulanılabilen genel bir yöntemdir. Temel olarak kaynak-algılayıcı geometrisine bağlı bir yazılımdır. Katı açı algılayıcıya çarpan parçacık sayısının, kaynaktan yayınlanan parçacık sayısına oranı olarak tanımlanır (Haciyakupoğlu, 2007).

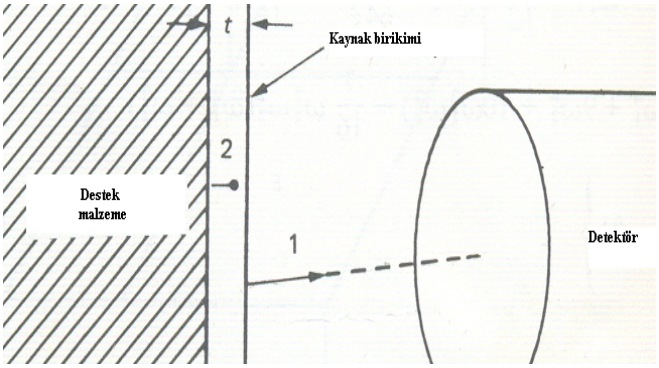
Monte Carlo yönteminin avantajı karmaşık geometrilere de uygulanabilmesidir. Sonuçlardaki hata, incelenen parçacık sayısının artmasıyla ilgili olarak azalır.

2.5.1.2. Kaynak etkileri

Kaynak etkisi parçacıkların kaynakta yutulması (absorption) ve kaynağın üretildiği malzeme olmak üzere iki kısımda incelenir. Yüklü parçacıklar durumunda her zaman

bu iki etki önemlidir, bazı X-ışını ve termal nötron ölçümlerinde de, bu etkiler belirgindir (Tsoulfanidis,1983).

Radyoaktif malzemeler bir destek malzeme üzerine, ince bir tabakanın biriktirilmesiyle oluşturulurlar. Bu birikimin bir kalınlığı vardır ve bu da yutulmaya neden olur. Şekil 2.17'daki gibi t kalınlığındaki birikimden oluşan kaynaktan, 1 numaralı parçacığın geçtiğini ve algılayıcıya ulaştığını varsayalım. 2 numaralı parçacık ise kaynak içinde yutulsun ve sayım alınmasın (ölçülmesin). Bu nedenle kaynaktaki öz yutma, sayım hızında azalmaya neden olur.



Şekil 2.17 : Kaynak öz yutma katsayısı (source self absorption factor).

Bu etki bir dereceye kadar azaltılabilir, fakat tamamen yok edilemez. Bu etken, yüklü parçacıklar ve özellikle ağır parçacıklar (p, α, d, ağır iyonlar) için elektronlardan çok daha önemlidir (Tsoulfanidis,1983).

Kaynaktaki öz yutma diğer yandan yayılan parçacıkların enerjisini de değiştirebilir. Şekil 2.17'daki 2 numaralı parçacık kaynaktaki birikim kısmından geçerken enerjisinin bir kısmını kaybeder. Bu kayıp, parçacık enerjisi belirlenmesi yapıldığı durumlarda önemlidir. Bu kayıbı ölçüm sonuçlarında gözönüne almak için, özyutma düzeltme katsayısı f_a tanımlanır, değeri 0-1 arasında olan bir sayıdır (Haciyakupoğlu, 2007) :

$$f_a = \frac{\text{öz yutma sonucu, kaynaktan yayınlanan parçacık sayısı}}{\text{öz yutma olmadan, kaynaktan yayınlanan parçacık sayısı}} \qquad \textbf{(2.20)}$$

Eğer radyasyon kaynağından yayınlanan parçacıkların enerjisi, bilinen bir zayıflama kuralına (attenuation law) uyarak azalıyorsa, kaynaktaki öz yutma için düzeltme yapılabilir. t kalınlığında ve x-ekseni doğrultusunda bir saniyede, S toplam β aktivitesine sahip bir kaynak olduğunu varsayalım. Öz yutma yoksa, kaynaktan çıkan parçacıklar ileriye doğru yayılacaktır. Öz yutma söz konusuysa, parçacıklar kaynağın birikim kalınlığını geçerken, μ zayıflama katsayısı (attenuation coefficient) olmak üzere, $e^{-\mu (t-x)}$ ile orantılı olarak azalacaktır. Bu bağıntılara göre elde edilen öz yutma düzeltme katsayısının matematiksel ifadesi şöyledir (Knoll, 2009):

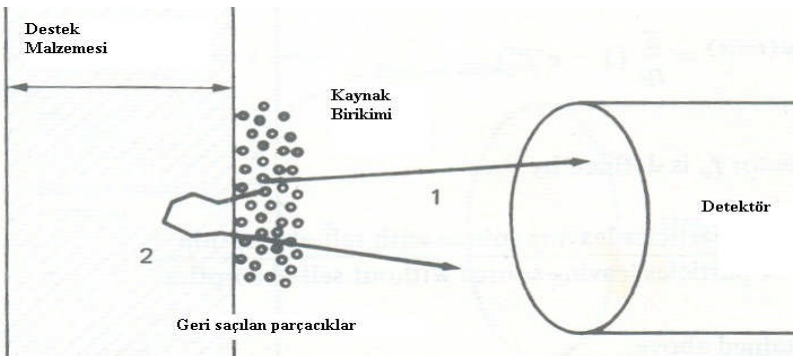
$$f_a = \frac{\left(1 - e^{-\mu t}\right)}{\mu t} \qquad \textbf{(2.21)}$$

Radyoaktif bir kaynak bir destek malzeme üzerinde, bir tabaka olarak yer alır. Bu malzeme de genellikle çok incedir, fakat malzeme, ne kadar ince olursa olsun, parçacıkları geri yansıtabilir (backscattering) (Haciyakupoğlu, 2007).

Geri saçılma düzeltme katsayısı f_b aşağıdaki gibi tanımlanır, değeri 1-2 arasında bir sayıdır:

$$f_b = \frac{\text{Geri saçılma dikkate alındığında elde edilen sayım}}{\text{Geri saçılma olmadan elde edilen sayım}} \qquad \textbf{(2.22)}$$

Şekil 2.18'deki 1 numaralı parçacığın algılayıcıya girdiğini varsayalım. 2 numaralı parçacığın ise algılayıcıya ters yönde yayınlandığını varsayalım. Destek malzemesi olmasaydı 2 numaralı parçacığın geri saçılıp algılayıcıya girmektedir.



Şekil 2.18 : Kaynak geri saçılma katsayısı.

Destek malzemesinin varlığı, bu parçacığın saçılmalar yapmasını ve bunun sonucu algılayıcıya girmesini sağlar, bu da ölçümlerde çoğalmaya neden olur (Haciyakupoğlu, 2007).

Geri saçılma katsayısı bazen yalnızca yüklü parçacıklar için önemlidir. Bağlı olduğu değişkenler şunlardır:

-Kaynağın destek malzemesinin kalınlığı,

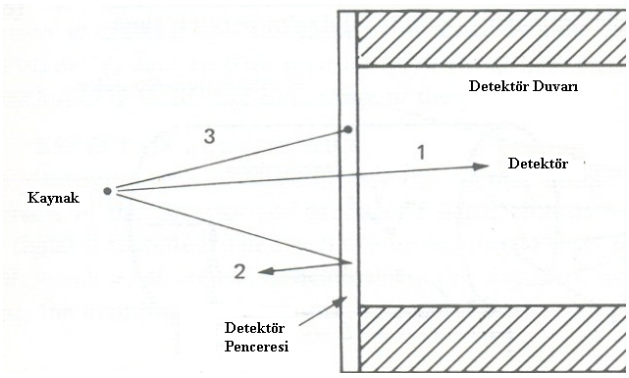
-Parçacık kinetik enerjisi,

-Destek malzemesinin atom numarası.

2.5.1.3. Algılayıcı etkileri

Algılayıcı ölçüm sonuçlarını iki şekilde etkiler: Birincisi, eğer kaynak algılayıcı dışında yer alıyorsa (ki genellikle böyledir), parçacıklar algılayıcı penceresinde saçılır ya da yutulurlar. İkincisi, bazı parçacıklar algılayıcıya girebilirler, ama bir sinyal oluşturmazlar, ya da oluşturdukları sinyal diskriminatör eşik seviyesinin altında kalır.

Ölçümlerin çoğunda kaynak algılayıcının dışındadır. Radyasyon sayıcının duvarlarını geçmeli ve içine girmelidir. Algılayıcının malzemesi ile radyasyonun etkileşimi sonucu saçılma ve yutulma olayları olabilir. Şekil 2.19'de algılayıcının dışında bir radyasyon kaynağı için saçılma ve yutulmalar görülmektedir.



Şekil 2.19 : Algılayıcı penceresinde saçılma ve yutulma.

Radyasyon kaynağından algılayıcıya gelen parçacıklar için sözkonusu olabilecek olaylar şunlardır: parçacık (1 numara) algılayıcının çok ince kalınlıktaki penceresinden (cam, mika, ince metal) girer ve sayılır. Parçacık (2 numara)

pencerede saçılır ve hiçbir şekilde algılayıcıda sayılamaz. Parçacık (3 numara) algılayıcının penceresinde yutulur ve sayılmaz (Haciyakupoğlu, 2007).

Algılayıcıya giren her parçacığın sayılacağı kesin değildir. Algılayıcıya giren parçacığın türü ve enerjisine ve algılayıcnın türü ve şekline göre, parçacıklar algılaycının içine girip etkileşebilir, etkileşmeden geçebilir ya da mevcut elektronik donanımla algılanamayacak kadar düşük bir sinyal oluşturabilir ya da algılayıcının penceresinden giremezler. Algılayıcıda algılanan parçacıkların kesrini veren değere algılayıcı verimi denir (ε) (Tsoulfanidis,1983):

$$\varepsilon = \frac{\text{Birim zamanda algılayıcıda kaydedilen parçacık sayısı}}{\text{Birim zamanda algılayıcıya ulaşan parçacık sayısı}} \qquad \textbf{(2.23)}$$

Algılayıcı verimi şu etkenlere bağlıdır:

-Algılayıcının malzemesine ve yoğunluğuna,

-Radyasyonun türü ve enerjisine,

-Ölçüm elektroniğine.

F tüm düzeltme katsayılarının kombinasyonu (f_a, f_b,...), ε algılayıcı verimi, Ω sistemin katı açısı olmak üzere, net sayım hızı C ve radyasyon kaynağının aktivitesi S arasında aşağıdaki bağıntı vardır (Knoll, 2009) :

$$C = \Omega.F.\varepsilon.S \qquad \textbf{(2.24)}$$

t_G zamanda gözlenen büyük sayım hızı G (gross count rate) ve t_B zamanda gözlenen ortam radyasyonu sayım hızı B (background count rate) ve sayıcının ölü zamanı τ (dead time) olmak üzere, net sayım hızı C:

$$C = \frac{G/t_G}{1-\left(G/t_G\right)\tau} - \frac{B}{t_B} \qquad \textbf{(2.25)}$$

denklemiyle bulunur. Genellikle ölçümlerin amacı, F ve ε değerleri bilinen bir algılayıcı sistem ile bir kaynağın aktivitesini (S) bulmaktır. Yukarıdaki son iki denklemin birleştirilmesiyle aktivite formulü şöyle yazılır:

$$S = \frac{C}{\Omega \cdot F \cdot \varepsilon} = \frac{1}{\Omega \cdot F \cdot \varepsilon}\left[\frac{G/t_G}{1-(G/t_G)\tau} - \frac{B}{t_B}\right] \qquad \textbf{(2.26)}$$

Kaynağın aktivitesindeki hata, Ω, F ve ε değerlerindeki hatalardan ve sayım hızındaki istatistiksel hatadan kaynaklanır. Genellikle baskın hata kaynağı sayım hızındaki hatalardır. Bu nedenle bazen kaynağın aktivitesindeki hata yüzdesi, net sayım hızındaki hata yüzdesine eşit yazılabilir. Ölü zaman düzeltmesi gereken ve gerekmeyen durumlar için, net sayımdaki standart hatanın belirlendiği denklemler de mevcuttur (Haciyakupoğlu, 2007).

2.5.1.4. Ölü zaman

Her MCA'in en büyük dezavantajı, darbenin depo edildiği kanaldaki ölü zaman bağımlılığıdır. C kanal sayısı ve a_1, a_2, a_3 üretici firma tarafından (μs birimiyle) verilen değişmezler olmak üzere, bir algılayıcının ölü zamanını hesaplamak için kullanılan eşitlik aşağıda görülmektedir (Knoll, 2009) :

$$\tau = a_1 + a_2 C + a_3 \qquad \textbf{(2.27)}$$

Çok kanallı analizörlerde bir ya da birkaç saat bulunur. Saatlerden biri gerçek zamanı gösterir (yıl, ay, gün, saat, dakika, saniye olarak) ve bu veriler spektrumun değerlendirilmesi için gerekli diğer verilerle birlikte saklanır. Diğer bir saat ölçüm (sayım) süresini ölçer ve seçilen süre sonunda ölçüm işlemini durdurur. Bu saat, ADC'nin bir darbe oluştururken, bir diğerini algılayamadığı süredeki, sayım kayıplarını dengeler. ADC "ölü" olduğu sürece saat durur, bu nedenle yalnızca "yaşanan" zaman ölçülmüş olur (live time) ve dolayısıyla geçerli zaman ayarlayıcı (live timer) olarak isimlendirilir. Ölü zaman düzeltmesi sistem tarafından otomatik olarak yapılır. Yaşam zamanı düzeltmesi yapılmayan ölçümlerde, yüksek sayım hızlarında ve düşük sayım hızlarında elde edilen sonuçlar karşılaştırılamaz (Haciyakupoğlu, 2007).

Ölü zaman, yaşam zamanı (ölü zaman da dahil olmak üzere geçen zaman, true time) ve geçerli zaman (ölçüm süresi, live time), arasında aşağıdaki bağıntı vardır.

% Ölü zaman = [(yaşam zamanı – geçerli zaman) / (yaşam zamanı)] · 100

Geçerli zaman (live time), yaşam zamanı (true time) ve ölü zaman arasındaki bağıntı aşağıdaki gibi de kullanılır (% ölü zaman ölü zaman kesri olarak da gösterilebilir (Haciyakupoğlu, 2007) :

Yaşam zamanı = geçerli zaman / (1- % ölü zaman) **(2.28)**

2.5.2. Gama spektrometri sisteminin kalibrasyonu

Enerji kalibrasyonu

Enerji kalibrasyonu, farklı emisyon çizgilerine sahip radyonüklit kaynaklar ya da çeşitli radyonüklitlerin karışımı olan kaynaklar kullanılarak uygulanır. Kalibrasyon, analizörün kanal numaraları ile fotonun bilinen enerjisi arasında ilişki kurar. Detektörün enerji kalibrasyonunun yapmak, detektöre giden partikül enerjinin hangi kanalda depolandığını belirleyen denklemi bulmakla mümkündür. Bu denklem şöyle yazılabilir.

$$E = a_1 + a_2 C + a_3 C^2 \qquad \textbf{(2.29)}$$

Denklemdeki a_1, a_2, a_3 sabitleri enerjisi bilinen radyoaktif kaynakların spektrumlarının ölçülmesi ile belirlenir. Birçok kaynaktan gelen sayımlar kaydedilir, böylece geniş bir enerji aralığında gelen radyasyonunun enerjisi ayırt edilebilir. Gelen pikin enerjisi ve o pikin algılandığı kanal numaraları kullanılarak, en küçük kareler yöntemi ile spektrumun enerji kalibrasyon denklemi belirlenir (Haciyakupoğlu, 2007).

Genellikle, bu işlem, standart spektrumu foton enerji skalasından çok kanallı analizörün kanal skalasına otomatik olarak dönüştüren ve gelecekteki analizler için yararlı bilgileri kaydeden uygun bir yazılım ile yürütülür. Enerji kalibrasyon spektrumu ile tüm enerji piklerinin FWHM'leri, gama enerjilerinin fonksiyonu olarak da belirlenebilir (ISO 18589-3, 2007; Tsoulfanidis, 1983)

Verim kalibrasyonu

Verim kalibrasyonu, transport teorisi ve Monte Carlo tekniği ile hesaplamalar ile ya da farklı emisyon çizgilerine sahip, çeşitli radyonüklit içeren kaynaklar ile detektör verimi, hesaplanarak uygulanır. Verim kalibrasyonu, detector veriminin radyasyon enerjisinin fonksiyonu olacak şekilde oluşturulmasını sağlar. Örnek ölçümlerinde,

gama spektrometri kalibrasyonu için kullanılan ölçüm koşulları uygulanmalıdır. Özellikle, elektronik donanımın, kazanç, yüksek voltaj gibi ayarları, ölçüm geometrisi, kaynağın detektör ve örnek ile olan geometrisi ve örnek ve standardın özdeş matrise sahip olmaları gerekir. Böylece kalibrasyon kaynağı, örnekle aynı fiziksel ve kimyasal özelliklere sahip olacaktır. Bu koşullarda E enerjisindeki verim aşağıdaki şekilde hesaplanır:

$$\varepsilon_E = \frac{P_E}{A.I.t_m} \qquad \textbf{(2.30)}$$

Bu denklemde, E enerjili pikin alanı P, E enerjili pikin sayım verimi ε, ölçüm süresi t_m, I ise gamma ışını yayınım olasılığıdır. Örneğin fiziksel ve kimyasal yapısı verim kalibrasyonunun koşullarından farklı olursa, gama radyasyonu öz soğurmasında düzeltme yapılır **(**Haciyakupoğlu, 2007).

2.5.3. Doğal radyoaktivite ölçümleri

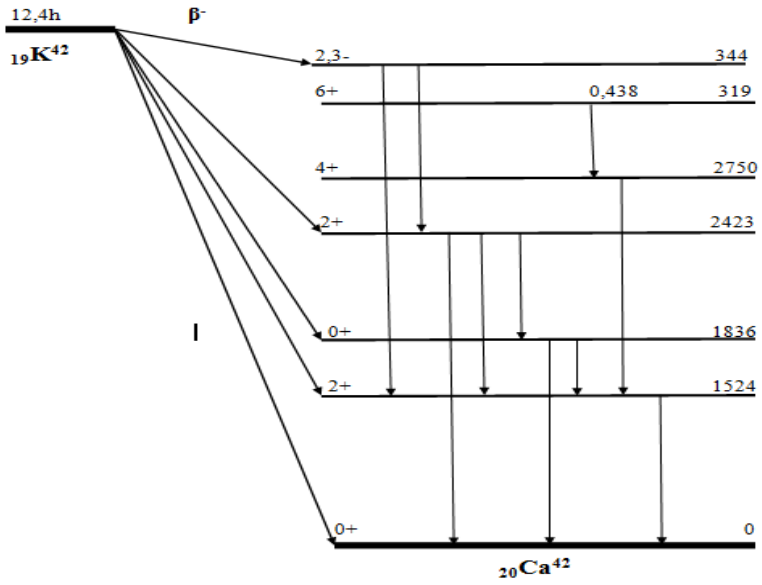
Bazı izotopların ve bunların ürün çekirdeklerinin alfa ya da beta bozunumu, sonucu uyarılmış çekirdekler oluşabilir ve bu çekirdekler temel seviyeye bir foton salarak inerler; bu fotonlar enerji analizini ve gama radyasyonlarının tam enerjili piklerinin, pik alanlarını baz alan spektroskopik sistemlerde ölçülerek, başlangıç çekirdeğinin varlığı ve miktarı belirlenir. Bu tür ölçümler, radyoaktivite seviyesi düşük olduğu için, yüksek verimli, yüksek ayırma güçlü gama spektrometri donanımlarını gerektirir.

Enerji ve verim kalibrasyonu yapılmış gama spektrometri sisteminde uygun nükleer analiz yazılımları kullanılarak elde edilen pik alan değerlerinden, denklem (2.30) kullanılarak radyoiziotopun aktivitesi hesaplanır.

2.5.4. Nötron aktivasyon analizi

Nötron aktivasyon analizi bir elementel analiz yöntemidir; örnek nötronlar ile bombardıman edilerek radyoaktif hale getirilir ve nükleer özellikleri ölçülerek, örneğin nitelik ve nicelik analizi yapılır. Nötron aktivasyon analiziyle, uygun ışınlama, bekleme ve ölçüm sürelerinin ve nötron akısının seçilmesiyle, belirlenme limiti 10^{-8} μg/g'a kadar iner (Alfassi, 1990).

Analizi yapılacak malzemeye belirli bir süre uniform ve kararlı bir nötron akısı uygulanırsa, malzemenin içerdiği elementlerin kararlı izotoplarının bazıları bir nötron yutarak yeni ve genellikle uyarılmış bir izotop oluştururlar. Bu durumdaki çekirdekler: 10^{-12} saniye civarında çeşitli enerjilerde karakteristik gamma fotonları salarak kararlı duruma geçerler ki, bu gamma ışınları ölçülmez. Ya da kararlı izotop oluşabilir, bu durumda gamma radyasyonu ve ölçme sözkonusu değildir. Ya da oluşan izotop, algılanabilir bir yarı ömürle β bozumunu yaparak yeni bir elemente dönüşürken γ-ışını verir. Bu ışınlar karakteristik enerji değerine sahip olup, o izotopum kimliğini belirler. Bu γ - ışınlarının enerjileri saptanarak, onları doğuran elementelerin varlığı nitelik olarak, ya da şiddetleri ölçülerek, nicelikleri belirlenebilir. Şekil 2.20 'de doğada bulunan ^{41}K izotopundan nötronlarla ışınlanma sonucu oluşan ^{42}K izotopunun bozunum şeması ve Çizelge 2.4'de nükleer özellikleri verilmektedir (Lederer ve Shirley, 1978).



Şekil 2.20 : ^{42}K izotopunun bozunum şeması (Lederer ve Shirley, 1978).

Çizelge 2.4 : ^{42}K radyoiztopu için nükleer özellikler (Lederer ve Shirley, 1978).

Radyonüklit	Yarı Ömür (saat)	Yayınlanma Olasılığı (%)	Enerji (keV)
^{42}K	12,36	17,90	1525,00

Nötron aktivasyon analizinde kullanılan nötron kaynakları nükleer reaktörler, hızlandırıcılar ve izotopik nötron kaynakları ile kendiliğinden fisyon yapan ^{252}Cf

izotopudur. Birçok elementin termal nötron tesir kesitinin, bu elementlerin (n, γ) reaksiyonu vermesine uygun olması, termal nötron sayısının fazla olduğu nükleer reaktörlerin, en çok kullanılan nötron kaynağı olmasının nedenidir.

2.5.4.1. Nötron aktivasyon analizi yöntemleri

Nükleer araştırma reaktörlerinde nötron aktivasyonu; reaktör kalbinin merkezi kanalında ya da çeşitli deneyler için boş bırakılmış yakıt çubuğu boşluklarında, yatay ve dikey ışınlama düzeneklerinde gerçekleştirilebilir. Reaktör nötron aktivasyon analizinde bu değerlendirme için üç yöntem kullanılır; mutlak yöntem, tek ya da çift monitör yöntemi ve karşılaştırma yöntemi (Soete, D. Ve diğ., 2002).

Mutlak yöntem

Reaktörde Φ_{th} termal ve Φ_{epi} epitermal nötron akılarında t_i ışınlama süresince ışınlanan m miktardaki elementin ışınlama sonundaki bozunum hızı A_0,

$$A_0 = N_A . \frac{m.a}{M} \left(\Phi_{th} . \sigma_{th} + \Phi_{epi} \sigma_{epi} \right) \left[1 - \exp\left(-\lambda t_i \right) \right] \qquad \textbf{(2.31)}$$

denklemiyle hesaplanır. Bu denklemde:

N_A = Avagadro sayısı

M = Elementin atom ağırlığı

a = Ölçülen radyonüklide dönüşen izotopun bolluğu

$\sigma_{th}, \sigma_{epi}$ = Termal ve epitermal tesir kesitleri

λ = Radyonüklidin bozunum sabitidir.

m= Elementin kütlesi

Işınlanmış örnek gama ışını spektrometresinde gama ışını yayınım olasılığı I, detektörün pik algılama verimi ε olmak üzere; t_d bekleme süresinden sonra, t_m ölçüm süresince, pikte toplanan net sayım P kullanılarak, aktivite

$$A_0 = \frac{P.\lambda.\exp(\lambda t_d)}{I.\varepsilon.\left[1 - \exp\left(-\lambda t_m \right) \right]} \qquad \textbf{(2.32)}$$

denklemiyle hesaplanır. Zamana bağlı terimler için aşağıdaki kısaltmalar yapılabilir:

$$1-\exp(-\lambda t_i)=B \tag{2.33}$$

$$\frac{\lambda \exp(\lambda t_d)}{(1-\exp(-\lambda t_m))} = D \tag{2.34}$$

Aktivasyon sonunda oluşan aktivite ve spektrometri sisteminde gözlenen aktivite birbirine eşitlenerek, bilinmeyen element miktarı m hesaplanır (Alfassi, 1990).

$$m = \frac{P\,M\,D}{N_A.a.I.\varepsilon.(\Phi_{th}\sigma_{th}+\Phi_{epi}\sigma_{epi})B} \tag{2.35}$$

Tek ya da çift monitör yöntemi

Örnekteki bilinmeyen element miktarının hesaplanmasında, örnekle aynı anda akı monitörleri (altın, kobalt v.b.) de ışınlanır. Genel aktivasyon denklemi (2.31) monitör ve örnek için yazılıp birbirine eşitlenerek, bilinmeyen element miktarı hesaplanır (Soete, D. ve diğ., 2002).

Karşılaştırma yöntemi

Aktivasyon analiziyle element miktarının belirlenmesinde, mutlak yöntemde kullanılan nükleer datalardaki belirsizlikler nedeniyle, daha uygun sonuçlar veren karşılaştırma yöntemi tercih edilir. Yöntem, eğer doğru standart kullanılırsa, en doğru yöntemdir. Karşılaştırma yöntemi akı oranı ölçümü ve tesir kesitleri değerlerini gerektirmez. Verim kalibrasyonu da gerekli değildir. Uygun standart kullanarak, nötron öz zırhlama ve γ - ışını öz absorpsiyonu etkileri de önlenir.

Örnekteki i elementinin miktarını belirlemek için, i elementi içeriği doğru olarak bilinen bir standart kullanılır. Standart ve örnek aynı anda ışınlanıp, γ - spektrometrisinde aktiviteleri aynı koşullarda ölçülür. Örnek ve standart için genel aktivite denklemi yazılıp (Denklem 4.1) birbirine bölünürse, aynı olan parametreler düşerler (Soete, D. Ve diğ., 2002).

$$m_{i.örnek} = m_{i.std} \cdot \frac{A_{0.örnek}}{A_{0.std}} \cdot f_{abs,n} \cdot f_{abs,\gamma} \tag{2.36}$$

$m_{i.örnek}$ ve $m_{i.std}$ örnek ve standarttaki i elementinin miktarı, $f_{abs,n}$ ve $f_{abs,\gamma}$ örnek ve standart için farklı nötron öz zırhlama ve γ-ışını öz yutulması durumlarında gereken düzeltme faktörleridir. A_0 değerleri genellikle ışınlama sonundaki an için ya da bir

referans nokta için bulunan bozunum hızlarıdır. $P_{örnek}$ ve P_{std} i elementinin kaydedilen pik sayım değerleri, $t_{m.örnek}$ ve $t_{m.std}$ ölçüm süreleri olmak üzere,

$$\frac{A_{0.örnek}}{A_{0.std}} = \frac{P_{örnek} . B_{örnek} . D_{std}}{P_{std} . B_{std} . D_{örnek}} \qquad \textbf{(2.37)}$$

denklemi yazılır. Bu denklemdeki B, D değerleri 2.33 ve 2.34 denklemlerinde tanımlanmıştır. Karşılaştırma yöntemi; birçok elementin belirlendiği analizlerde uygun standartlarla, en doğru ve en çok kullanılan yöntemdir.

3. DENEYSEL ÇALIŞMALAR

Çalışma alanı olarak seçilen Sarımsaklı kıyı şeridi dünyanın en iyi kumunun özelliklerini taşıdığından ve turistik açıdan gelişmeye açık olduğundan, kıyı kumu ve deniz suyunun ^{40}K radyoizotopunun radyoaktivitesi açısından incelenmesi için gama spektroskopisi ile analizler yapılmıştır. Ayrıca, kıyı kumu ve deniz suyunun yoğunluğunun belirlenmesi, deniz suyunun radyoaktivite seviyesinin pH ve Eh (redoks potansiyeli) ile değişiminin incelenmesi ve temsili örneklerde nötron aktivasyon analizi ile ^{41}K radyoizotopunun ve potasyum elementi miktarının belirlenmesi çalışmaları da yapılmıştır.

3.1. Çalışma Alanı

Sarımsaklı, Ayvalık bölgesinde Küçükköy Belediyesi'ne bağlı bir yerleşim yeridir. Ayvalık ilçe merkezine 8 km uzaklıktadır. 7 km uzunluğunda 100 m eninde bir kumsala sahiptir, denizi sığdır, kumsalı ince kumdan oluşur (Şekil 3.1). Halk arasında, Küçükköy beldesine genel olarak Sarımsak / Sarımsaklı denilmektedir. Gerçekte Sarımsaklı Küçükköy Beldesi sınırları içerisinde yer alan yarımadanın ismidir. Yapılan araştırmalar neticesinde Sarımsaklı isminin zamanımıza gelişi ve dilimize yerleşmesine neden olan üç ayrı rivayet anlatılmaktadır. Zamanında taş ocağı olarak işletilen ve ev, kilise, çeşme gibi yapı duvarlarında kullanılan şu anda Badavut Jandarma Karakolunun bulunduğu kısımda yer alan taşların sarı-kırmızı renge benzemesinden dolayı “SARIMTIRAK” olarak adlandırıldığı ve günümüze “SARIMSAK” olarak geldiği rivayet edilmektedir. Diğer rivayete göre ise bir çobana aşık olan sarışın ağa kızının, babası tarafından evlenmesine izin verilmeyip, görüşmelerini engellemek için bu bölgedeki zeytinliklere saklanması neticesinde, sevdiği kızı arayan çobanın “SARIM” buralarda “SAKLI” diyerek bölgeyi dolaşmasından dolayı denildiğidir. Eski zamanlarda bölgede bolca yetişen yabani sarımsaktan dolayı “SARIMSAKLI” ismi ile anıldığı da yine rivayetler arasındadır.



Şekil 3.1 : Sarımsaklı Plajı.

Sarımsaklı bölgesinde 6 resmi kamp, 9 adet turizm işletme belgeli, 2 adet yatırım işletme belgeli, 59 adet de belediye belgeli konaklama tesisi ile 160a yakın restaurant, bar, kafeterya ve disko hizmet vermektedir. Toplam uzunluğu kesintisiz 5 km, eni ise 50 ile 100 metreye ulaşan plajların Türkiye'nin en güzel plajlarından biridir (Url 5, 2009).

Coğrafyası

Küçükköy, Ege bölgesi ile Marmara bölgesini birleştiren bir sınır kasabasıdır. Güneyinde ve batısında deniz, kuzeyinde Alibey adası, doğusu ve kuzey doğusunda Ayvalık yer almaktadır. Aynı zamanda içinde Sarımsaklı yarımadasını barındırmaktadır. Küçükköy ve Sarımsaklı`nın toplam yüzölçümü 25,000 hektardır. Arazinin % 40`ı ekime uygundur. Beldeyi saran tepeler ve sayfiye kesimleri çamlarla kaplı, diğer araziler göz alabildiğine, ayak yürüyebildiğine zeytin ağaçları ile kaplıdır (Url 4, 2009).

Ekolojik oluşumu

Sarımsaklı ve Küçükköy, Miyosen dönemindeki volkanik faliyetler sonucu oluşmuştur.Bu volkanik faliyetlerin ürünlerinden bir tanesi, yörede yapı malzemesi olarak kullanılan Sarımsak Taşı'dır. Sarımsaklı plajı ise Kozak ve çevresinde yaygın olarak bulunan granitik kayaçların fiziksel olarak çeşitli etmenlerle (rüzgar, akarsu, dalga gibi) parçalanıp ufalanmasıyla meydana gelmiştir.

İklimi

Sarımsaklı ve çevresinin en belirgin özelliği yazın Akdeniz ve Ege sıcak ve nemliyken, Sarımsaklı'nın batıdan esen imbat ile serin kalmasıdır. Rüzgar sörfü için ideal bir poyraz rüzgarına da sahiptir. İklimi kıyı iklimidir. Deniz sıcaklığı yaz aylarında 21 ºC ila 24 ºC arası değişmektedir.

3.2. Örneklerin Toplanması ve Hazırlanması

Genel olarak Sarımsaklı plajları ismi ile anılan bölge içerisinde 22 plaj bulunmaktadır. Plajlar, isimlerini en yakın kamp veya otelden aldığı için bu isimleri ile anılmaktadır. Tüm örnekler 19.09.2009 tarihinde Ayvalık Sarımsaklı Plajları' nda Temizel Oteli'nden Karayolları Kampı'na kadar olan plajın en çok kullanılan kısmı tercih edilerek 2,10 kilometrelik alandan toplanmıştır (Şekil 3.2). Toplanan kum örnekleri kıyıdan 2,5 m uzaklıktan alınmıştır, su örnekleri ise kıyıdan denize doğru 15 m mesafede deniz yüzeyinden alınmıştır.



Şekil 3.2 : Sarımsaklı örnek toplama alanı (Googleearth, 2009).

Örnekler 8 cm çapında 10 cm yüksekliğindeki silindirik plastik kaplar ile toplanmış ve kapakları kapatılarak bantla yapıştırılmıştır. Her noktadan ikişer örnek olmak üzere, toplam 14 adet deniz suyu ve 14 adet kum örneği alınmıştır.

Alınan denizsuyu ve kıyı kumu örnekleri Nükleer Kimya Örnek Hazırlama Laboratuvarında ölçüm için hazırlanmıştır. Her nokta için ortalama oluşturması amacıyla, bir noktadan alınan iki kum örneği birbirine eklenerek, ıslakken tartılmıştır (Sartorius L 2200 S Model), 105 C'de etüvde kurutulmuştur (Binder ED 53 Model). Şekil 3.3'de örneklerin toplandığı kaplar, tartılan ve kurutulan örnekler görülmektedir. Gama spektrometrik analiz için kurutulmuş kum örnekleri tartılıp, ölçüm kaplarına aktarılıp, kapatılmıştır.



Şekil 3.3 : Örneklerin toplandığı kaplar, tartılan ve kurutulan örnekler.

Su örnekleri denizden alındıkları kaplarda gama spektrometri sisteminde ölçüme alınmıştır.

3.3. Gama Spektroskopik Ölçüm Sistemi

Alınan denizsuyu ve kıyı kumu örneklerinde ^{40}K radyonüklitinin radyoaktivite ölçümleri İstanbul Teknik Üniversitesi Enerji Enstitüsü'ndeki Düşük Seviyeli Radyasyon Ölçümleri Laboratuvarındaki gama spektroskopik ölçüm sisteminde yapılmıştır (Şekil 3.4).



Şekil 3.4 : İTÜ Enerji Enstitüsü Düşük Seviyeli Radyasyon Ölçüm Laboratuvarı.

Çalışmada kullanılan gama spektroskopik ölçüm sistemi ORTEC firmasına ait kurşun zırh içindeki n-tipi, dikey kriyostatlı, koaksiyel saf germanyum gama detektörü (GAMMA-X HPGe), dijital sinyal üreten entegre gama spektrometresi

(DSPEC jr. 2.0), Gamma Vision-32 spektrum analiz yazılımı ve bilgisayardan oluşmaktadır (Şekil 3.5).



Şekil 3.5 : Detektör zırhı, detektör ve dijital spektrometre.

Detektör, içi ince bakır tabakayla kaplı 10cm kalınlığında kurşun zırh içine yerleştirilmiştir. Detektörün boyutları ve soğurucu yüzeyleri ile ilgili veriler Çizelge 3.1'de, detektörün performans özellikleri ise Çizelge 3.2'de verilmiştir.

Çizelge 3.1 : Detektörün boyutları ve soğurucu yüzeyleri.

Boyutları			Soğurucu Yüzeyler	
Detektör Çapı (mm)	Detektör Uzunluğu (mm)	Detektor-çeper uzaklığı (mm)	Karbon Fiber (mm)	İnaktif Germanyum (µm)
61,5	71,1	4	0,76	0,3

Çizelge 3.2 : Detektörün performans özellikleri.

Özellik	Ölçülen değer	Darbe Şekillendirme Süresi (µs)
Göreceli Verim 1,33MeV ^{60}Co	%45,7	6
Çözünürlük (FWHM) 1,33MeV ^{60}Co	1,84 keV	6
Pik Şekli (FWTM/FWHM) ^{60}Co	1,90	6
Pik Şekli (FWFM/FWHM) ^{60}Co	2,58	6
Pik-Compton Oranı	66:1	6

Sisteme elektrik kesintilerinden etkilenmemesi için kesintisiz güç kaynağı bağlanmıştır. Klima sistemi ile laboratuar ortam sıcaklığı sabit tutulmaktadır.

Gama spektrumlarının analiz edilmesi için gama spektroskopi sisteminde kullanılan Gamma Vision-32 yazılımı net pik alanı, sayım belirsizlikleri, FWHM ve spektrumdaki tüm pikler için net sayım değerleri için bir liste üretir. Program kütüphanesinde her gama ışını enerjisi için bir radyonüklit aktivitesi ve her enerji piki için minimum ölçülebilir aktivite (MDA) mevcutsa, örnekteki radyonüklitlerin ortalama aktivitesi de listelenir; uygun olmayan pikler aktivite hesaplamalarında

kullanılmamaktadır. Program analiz parametrelerini, kullanıcı girişlerini, pik listesini ve spektrumda bulunan radyonüklitleri spektrum dosyası ile raporlamaktadır. Ek Şekil A.2'de Gamma Vision-32 yazılımının akış şeması gösterilmektedir. Program sonucu .RPT uzantılı rapor dosyası ve .UFO uzantılı binary çıktı üretilmektedir. Ek Çizelge A.1'de .RPT uzantılı rapor dosyası çıktısı gösterilmektedir.

3.4. Radyoaktif Standartlar

Spektrumlarda ^{40}K radyoaktivitesini belirleyebilmek ve gama spektroskopik sistem için gereken enerji ve verim kalibrasyonunu yapabilmek için standart kullanılmıştır. Standart kaynak Isotope Production Laboratories (IPL) tarafından toprak malzemeden hazırlanmış olup, 500 mL'lik Marinelli geometrisindedir; 1,0 g cm^{-3} yoğunluğa sahiptir. 1µCi aktivite şiddetindeki EG-ML tipi çoklu gama ışını yayıcı geniş hacimli standard kaynak Pb-210, Am-241, Cd-109, Co-57, Ce-139, Hg-203, Sn-113, Sr-85, Cs-137, Co-60, Y-88 radyoizotoplarını içermektedir. Çizelge 3.3'de standardın içerdiği radyonüklitlerin nükleer özellikleri yer almaktadır (DKD-K-36901, 2006).

Çizelge 3.3 : IPL standardı içindeki radyonüklitler ve özellikleri.

Gama-Işını Enerjisi (keV)	Nüklitin Adı	Yarı-Ömrü	Gama Işını Şiddeti (%)	Aktivitesi (kBq)
47	^{210}Pb	22,3 yıl	4,18	11,5
60	^{241}Am	432,17 yıl	36,0	1,01
88	^{109}Cd	462,6 gün	3,63	16,6
122	^{57}Co	271,79 gün	85,6	0,598
166	^{139}Ce	137,640 gün	79,9	0,769
279	^{203}Hg	46,595 gün	81,5	2,23
392	^{113}Sn	115,09 gün	64,9	3,22
514	^{85}Sr	64,849 gün	98,4	3,77
662	^{137}Cs	30,17 yıl	85,1	2,63
898	^{88}Y	106,630 gün	94,0	6,12
1173	^{60}Co	5,272 yıl	99,86	3,08
1333	^{60}Co	5,272 yıl	99,98	3,08
1836	^{88}Y	106,630 gün	99,4	6,12

Ölçüm kabının geometrisinin, ölçüm sonuçlarını etkilemesini gösteren geometri faktörünü hesaplamak için Uluslararası Atom Enerjisi Kurumunun (IAEA) ürettiği toz haldeki topraktaki radyonüklidler standardından (IAEA Soil-6) yararlanılmıştır. Standartla ilgili özellikler Çizelge 3.4'de verilmektedir.

Çizelge 3.4 : IAEA Soil-6 standardı ile ilgili özellikler.

Radyonüklit	Önerilen Değer (Bq kg^{-1})	%95 Güvenilir Aralık (Bq kg^{-1})	N*
^{90}Sr	30,34	24,20 – 31,67	20
^{137}Cs	53,65	51,43 – 57,91	21
^{226}Ra	79,9	69,6 – 93,4	23
$^{239+240}$Pu	1,04	0,96 – 1,11	6

*Ölçüm sonucunu elde eden laboratuar sayısı.

Standart Avustralya'nın kuzeyinde deniz seviyesinden 1100 m yüksekteki Ebensee yakınlarından 10cm derinlikten toplanmış toprak örneğinden hazırlanmıştır; bozunum doğrulaması referans tarihi 30 Ocak 1983'dür. Önerilen aktivite değerleri, 1983-1984 yılları arasında uluslararası ölçüm karşılaştırmaları çalışmasında, katılımcı laboratuarlar tarafından yapılan çalışmalar temel alınarak elde edilen, istatistiki olarak doğru sonuçlardır. Bu standart, toprak örneklerindeki radyonüklitlerin ölçülmesi amacı ile, referans materyal olarak kullanım için hazırlanmıştır. Bu nedenle aynı zamanda bir laboratuarın analitik çalışmasının kalite kontrolü için de kullanılabilmektedir. (IAEA-Soil-6, 1984).

Karşılaştırma yöntemiyle nötron aktivasyon analizi uygulanarak deniz suyu ve kum örneklerindeki ^{41}K ve ^{39}K radyoizotopunun miktarının belirlenmesi için IAEA-Soil-5 toprak standardı kullanılmıştır (IAEA-Soil-5, 1978). Çizelge 3.5'de standart ile ilgili özellikler verilmektedir.

Çizelge 3.5 : IAEA-Soil-5 standardı ile ilgili özellikler.

Element	İçerik %	Standart Sapması
Alüminyum	8,19	0,28
Potasyum	1,86	0,15
Sodyum	1,92	0,11

IAEA tarafından çeşitli analitik çalışmalarda kullanılmak üzere üretilen Soil-5 standardı, Peru'da 20 cm derinlikten alınıp elenerek hazırlanmıştır. Dönen silindirlerde karıştırılarak paketlenip kullanıma verilmiştir.

3.5. pH ve Eh-metre

pH ve Eh ölçümleri için cam pH/sıcaklık kombine elektrodu ve kombine ORP elektrodundan oluşan (WTW Sentix 81 Model) Şekil 3.6'da görülen pH-eH metre kullanılmıştır. Cihazın kalibrasyonunda buffer solüsyonu olarak pH 4, 7, 10 (Merck) çözeltiler kullanılmıştır.



Şekil 3.6 : pH/sıcaklık kombine elektrodu ve kombine ORP.

4. DENEY SONUÇLARI

4.1. Yoğunluk Tayini

Gama spektroskopi sisteminin kalibrasyonunda kullanılan standart ile örneklerin yoğunluklarının karşılaştırılabilmesi amacı ile yoğunluk tayini yapılmıştır. Örnekler dış çapı 11 cm, iç çapı 8 cm olan Marinelli kabına 7 cm yüksekliğinde olacak şekilde ilave edilmiştir. Çizelge 4.1'de kum ve su örneklerinden alınan iki örnek için kütle, hacim ve yoğunluk değerleri verilmektdir.

Çizelge 4.1 : Yoğunluk tayini için değerler.

Örnekler	1K	2K	1S	2S
Kütle (g)	416,24	416,6	315,01	315,8
Hacim (cm^3)	313,215	313,215	313,215	313,215
Yoğunluk ($g\ cm^{-3}$)	1,329	1,330	1,006	1,008

Ortalama kum yoğunluğu 1,329 g cm^-3 ve ortalama su yoğunluğu ise 1,007 g cm^{-3} olarak bulunmuştur.

4.2. Ölçüm Sisteminin Kalibrasyonu

Gama spektrometri sisteminin, radyoaktivite ve miktarları belirlenecek elementlerin nükleer özellikleri dikkate alınarak enerji ve verim kalibrasyonları yapılmıştır; geometri ve doğal ortam radyasyonu etkisi de belirlenmiştir.

4.2.1. Enerji Kalibrasyonu

Gama spektroskopik ölçümlerde kanal aralığı 8K ve istatistiksel güvenli seviye 2 σ olmak üzere ölçümler alınmıştır. Ölçülen örnek radyoaktiviteleri düşük olduğu için ölçümler sırasında ölü zaman %2'yi geçmemiştir.

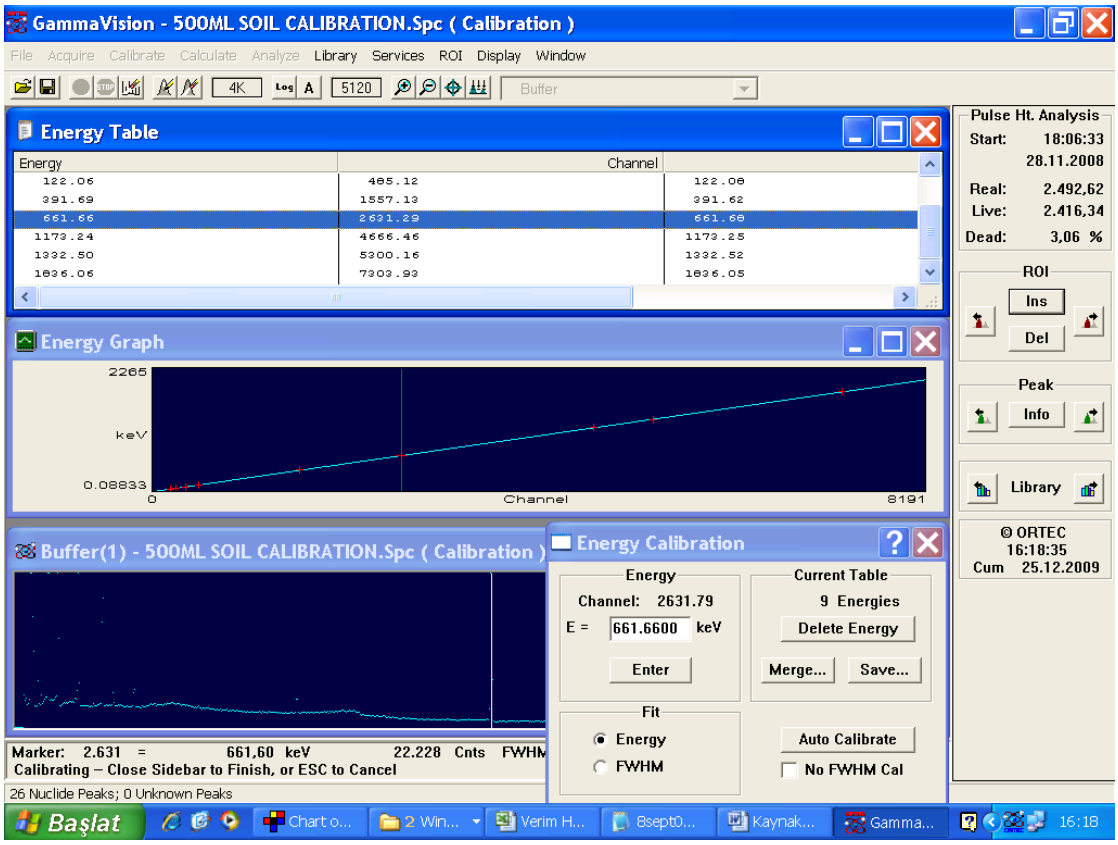
Gama spektroskopik ölçüm sisteminde ^{40}K radyoizotopunun belirlenmesi için, örneklerdeki ^{40}K radyonüklidinin $1{,}25 \times 10^9$ yıl yarı ömürlü, 1460,81keV enerjili

fotopikinden yararlanılmıştır. ^{40}K'ın nükleer özelliklerini içeren bozunum enerji seviyeleri diyagramı Şekil 2.2'de görülmektedir (Lederer ve Shirley, 1978).

Enerji kalibrasyonu için IPL EG-ML (DKD-K-36901, 2006)) standardı kullanılmıştır. Spektrumda gözlenen pik kanal değerleri ve pik enerjilerinden yararlanarak, Bölüm 2'deki 2.29 denklemine göre yapılan hesaplamalarla

$$E = 4{,}849 + + 0{,}2492\,C + 2E - 07\,C^2 \qquad \textbf{(4.1)}$$

enerji kalibrasyonu denklemi elde edilmiştir. Şekil 4.1'de Gamma Vision-32 yazılımıyla gama spektrometresinde işlenen veriler ve elde edilen kalibrasyon denkleminin eğrisi ve standardın spektrumu verilmektedir.



Şekil 4.1 : Gama spektrometresinde enerji kalibrasyonu için veriler, enerji kalibrasyonu eğrisi ve standardın spektrumu.

4.2.2. Verim Kalibrasyonu

Verim kalibrasyonu, K-40 radyonüklitinin 1460,81 keV gama enerjisine yakın değerde gama radyasyonu yayınlayan IPL EG-ML toprak standardındaki Cs-137 ve Co-60 radyonüklitlerinin Çizelge 3.3'deki özelliklerinden yararlanılmıştır. Bölüm 2'deki 2.30 denklemine göre enerjilere karşılık gelen detektör verimleri

hesaplamaları yapılmıştır. Çizelge 4.2'de radyonüklit enerjileri için elde edilen verim değerleri yer almaktadır.

Çizelge 4.2 : Radyonüklit enerjileri için elde edilen verim değerleri..

Radyonüklit	Enerji (keV)	Verim (ε)
Cs-137	661,66	0,02653
Co-60	1173,24	0,01535
Co-60	1332,50	0,01398

Bu kapsamda detektör için önerilen kuadratik logaritmik fonksiyonuna göre hesaplanan sabitler Çizelge 4.3'de verilmektedir.

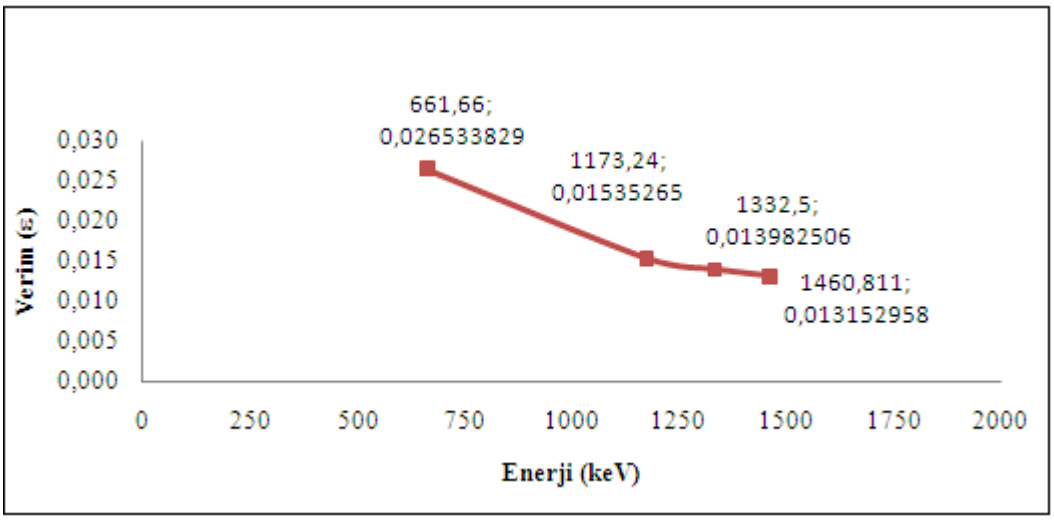
Çizelge 4.3 : Hesaplanan a_1, a_2, a_3 sabitleri.

a_1	a_2	a_3
17,05395	-5,23332	0,31544

Belirlenen sabitler kullanılarak incelenen enerji aralığı için verim kalibrasyonu denklemi

$$\ln \varepsilon = 17{,}05395 - 5{,}23332\,(\ln E) + 0{,}31544\,(\ln E)^2 \qquad \textbf{(4.2)}$$

olarak elde edilmiştir. Şekil 4.2'de verim kalibrasyonu eğrisi görülmektedir.



Şekil 4.2 : İncelenen enerji aralığı için elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi.

Çizelge 4.3.'de hesaplanmış olan sabitler 4.2 denklemi için kullanılarak, K-40 radyoiziotopunun 1460.81 keV gama piki için detektör verimi Çizelge 4.4'deki gibi hesaplanmıştır .

Çizelge 4.4 : Detektör verimi ve yayınlanma olasılığı.

Detektör verimi	Yayınlanma olasılığı (%)
1,3151E-02	10,67

4.2.3. Doğal ortam radyasyonu etkisi

Ortam radyasyonunun etkisini ortadan kaldırmak amacıyla, boş Marinelli kabı örneklerle aynı sürede, aynı koşullarda ölçülmüş ve ^{40}K için pik alanları belirlenmiştir; Çizelge 4.5'de gama spektroskopi sisteminde elde edilen ölçüm sonuçları verilmektedir.

Çizelge 4.5 : Ortam radyasyonunun ^{40}K için ölçüm sonuçları.

Ortam radyasyonu	Pik alanı (bozunum/ 86400s)	Belirsizlik (%)	Pik alanı (bozunum/s)
24 saatlik ölçüm	385	8,92	4,4560E-03

Ortam radyasyonundan gelen ^{40}K katkısı, geometri faktörünün belirleneceği standart ölçüm sonuçlarından ve radyoaktivitesi belirlenecek deniz suyu ve kum örnekleri için elde edilen sonuçlardan, çıkartılmıştır.

4.2.4. Geometri etkisi

Örnekler standardın geometrisi olan Marinelli geometrisi yerine silindirik kaplarda ölçülmüştür. Şekil 4.3' de silindirik kap ve Marinelli kabının geometrisinin farklılığı görülmektedir.



Şekil 4.3 : Silindirik kap ve Marinelli kabı.

Geometri farklılığından gelen hatayı düzeltmek için gereken geometri faktörünü hesaplamak amacıyla, IAEA-Soil-6 toprak standardı, örneklerin ölçüldüğü silindirik kaba, örneklerle aynı yükseklikte olacak şekilde ilave edilmiş ve tartılmıştır. Diğer taraftan aynı standardın aynı miktarı Marinelli kabına ilave edilmiş ve tartılmıştır. Çizelge 4.6'da toprak standardının silindirik kaptaki ve Marinelli kabındaki tartım bilgileri verilmektedir.

Çizelge 4.6 : Geometri faktörü için toprak standardı tartımları.

Kütle	Silindirik kap(g)	Marinelli kabı (g)
IAEA Soil-6	261,16	260,83

Daha sonra her iki örnek geometrisi ile, 24 saat ölçüm süresinde ^{40}K izotopu için pik alanları gama spektroskopik sistemde belirlenmiş ve ölçüm sonuçlarından doğal ortam radyoaktivtesi çıkartılmıştır. Çizelge 4.7'da IAEA- Soil-6 toprak standardı için elde edilen gama spektroskopik ölçüm sonuçları verilmektedir.

Çizelge 4.7 : IAEA-Soil-6 standardı için gama spektroskopik ölçüm sonuçları.

IAEA Soil-6	Pik alanı (bozunum/86400s)	Belirsizlik (%)	Pik alanı (bozunum/s)	Pik alanı ortam radyasyonu farkı ile (bozunum/s)
Marinelli kabı	15156	0,91	1,7542E-01	1,7096E-01
Silindirik kap	6518	1,44	7,5440E-02	7,0984E-02

Çizelge 4.8'de ölçüm sonuçlarından, ölçüm zamanı ve örnek kütlesine göre birim kütle için hesaplanan sonuçlar verilmektedir.

Çizelge 4.8 : IAEA Soil-6 standardı için belirlenen aktiviteler.

IAEA Soil-6	Aktivite (Bq)	Kütle (kg)	Aktivite (Bq/kg)
Marinelli kabı	121,8352	0,26083	467,106
Silindirik kap	50,5867	0,26116	193,700

Birim kütle için hesaplanan aktivitelerin oranlanmasıyla, geometri faktörü 2,41 olarak hesaplanmıştır.

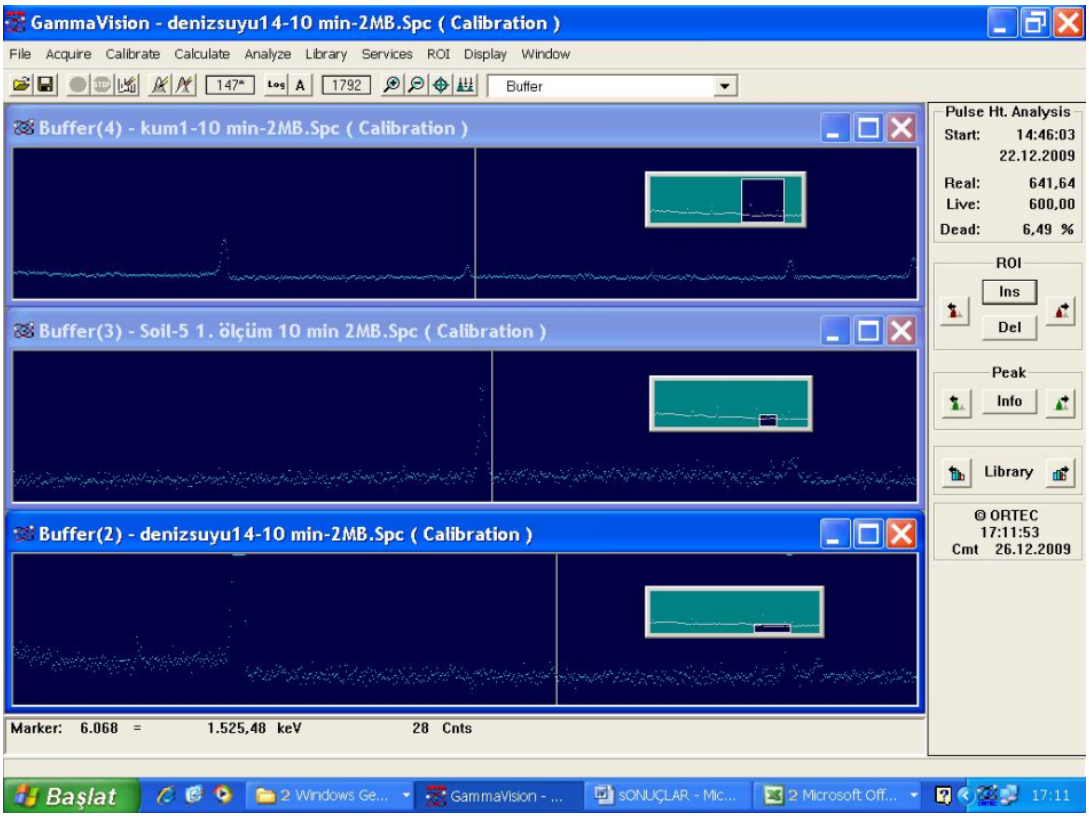
4.2.5. Nötron aktivasyon analizi ile ^{41}K tayini

Deniz suyu örneğinden otomatik mikropipetle 200 µL alınarak filtre kağıdına (Whatman 40) emdirilmiş ve ışınlanmak üzere naylon folyo ile paketlenmiştir. Kum örneği ve standart olarak kullanılan IAEA- Soil-5 örnekleri, tartılıp, aluminyum folyo ile paketlenmiştir; Çizelge 4.9'da örneklerin tartım miktarları verilmektedir.

Çizelge 4.9 : Işınlanan örnek miktarları.

Kum (1K) (g)	Deniz suyu (1S) (g)	IAEA-Soil-5 (g)
0,1477	0,3092	0,1520
0,2476	0,5176	0,2522
0,0999	0,2084	0,1002

Örneklere ITU TRIGA Mark II Nükleer Reaktörü Tavşan Sisteminde 10 dakikalık kısa ışınlama uygulanmıştır. Örneklerin radyoaktivitesi ışınlama sonrası çok yüksek olduğundan, gama spektroskopik ölçümler detektörden yaklaşık 20cm (2 Marinelli kabı) uzaklıktan yapılmıştır. Soil-5, kum ve deniz suyu analiz spektrumlarındaki ^{42}K radyoizotopu piklerinin karşılaştırılması Şekil 4.4'de görülmektedir.



Şekil 4.4 : IAEA-Soil-5, kum ve deniz suyu spektrumlarında ^{42}K radyoizotopu.

Aktivitedeki değişime göre piklerdeki değişimi izlemek için 1525,00 keV enerjili ^{42}K radyonükliti için ölçüm süresi 600s olmak üzere, 2 gün ardarda ölçümler yapılmıştır. Deniz suyu örneklerinde yazılım ile analizlenen spektrumda ^{42}K belirlenemediğinden, spektrumda integral pik alanı değerleriyle de işlem yapılmıştır. Bekleme süresi sonunda gama spektrometri sisteminde Gamma Vision-32 yazılımıyla elde elden sonuçlar Çizelge 4.10'da verilmektedir.

Çizelge 4.10 : Bekleme süresi sonunda yazılımla gama spektrometri sisteminde ^{42}K ölçüm sonuçları.

Malzeme	Malzeme kütlesi (g)	Bekleme süresi (s)	Program pik alanı (bozunum/ 600 s)	Belirsizlik (%)	Integral pik alanı (bozunum/ 600 s)	Belirsizlik (±)
Soil 5	0,1002	14813	1188	6.91	972	75
Kum	0,0999	11542	858	16.01	820	59
Deniz suyu	0,2084	12303	-	-	110	52

Nötron aktivasyon analiziyle karşılaştırmalı analizde, deney koşulları aynı olduğunda spektrumda elde edilen pik alan değerleri aktiviteye eşit kabul edilebilir. Ölçülen pik

alan değerlerinde, ışınlama bitiş anındaki radyoaktiviteyi belirlemek için, Bölüm 2de denklem 2.10 ile verilen radyoaktif bozunum denklemi kullanılarak, bekleme zamanı düzeltmesi yapılmıştır. Elde edilen sonuçlar ile, Bölüm 2'de verilen (2.36) numaralı nötron aktivasyon analizi karşılaştırma yöntemi denkleminden yararlanarak, örneklerdeki ^{42}K miktarları belirlenmiştir. Bulunan pik alanlarındaki zaman düzeltmesi yapılmış ölçüm sonuçları ve belirlenen ^{42}K miktarları Çizelge 4.11 ve 4.12'de verilmektedir.

Çizelge 4.11 : ^{42}K için yazılım ile elde edilen ölçüm sonuçları.

Malzeme	**Zaman düzeltmesi ile pik alanı (bozunum/s)**	**^{42}K miktarı (g)**	**^{42}K miktarı (%)**
Soil 5	1496,34	0,00186	1,86
Kum	1027,01	0,00128	1,28
Deniz suyu	*	*	*

*belirlenmedi.

Çizelge 4.12 : ^{42}K için integral ile elde edilen ölçüm sonuçları.

Malzeme	**Zaman düzeltmesi ile pik alanı (bozunum/s)**	**^{42}K miktarı (g)**	**^{42}K miktarı (%)**
Soil 5	1224,28	0,00186	1,86
Kum	981,52	0,00149	1,49
Deniz suyu	133,24	0,0002	0,097

^{42}K radyoizotopu Ek Şekil A.1'de görüldüğü gibi, potasyumun doğal izotopu ^{41}K'in nötronlarla ışınlanması sonucu oluşan nükleer reaksiyon ile, oluşmaktadır; bu nedenle belirlenen ^{42}K izotopunun değeri, örneklerde mevcut ^{41}K doğal izotopunu temsil etmektedir. Doğal potasyum % 6,7302 ^{41}K içerdiğinden, hesaplama ile bulunan, örneklerdeki potasyum elementi miktarları Çizelge 4.13'de verilmektedir.

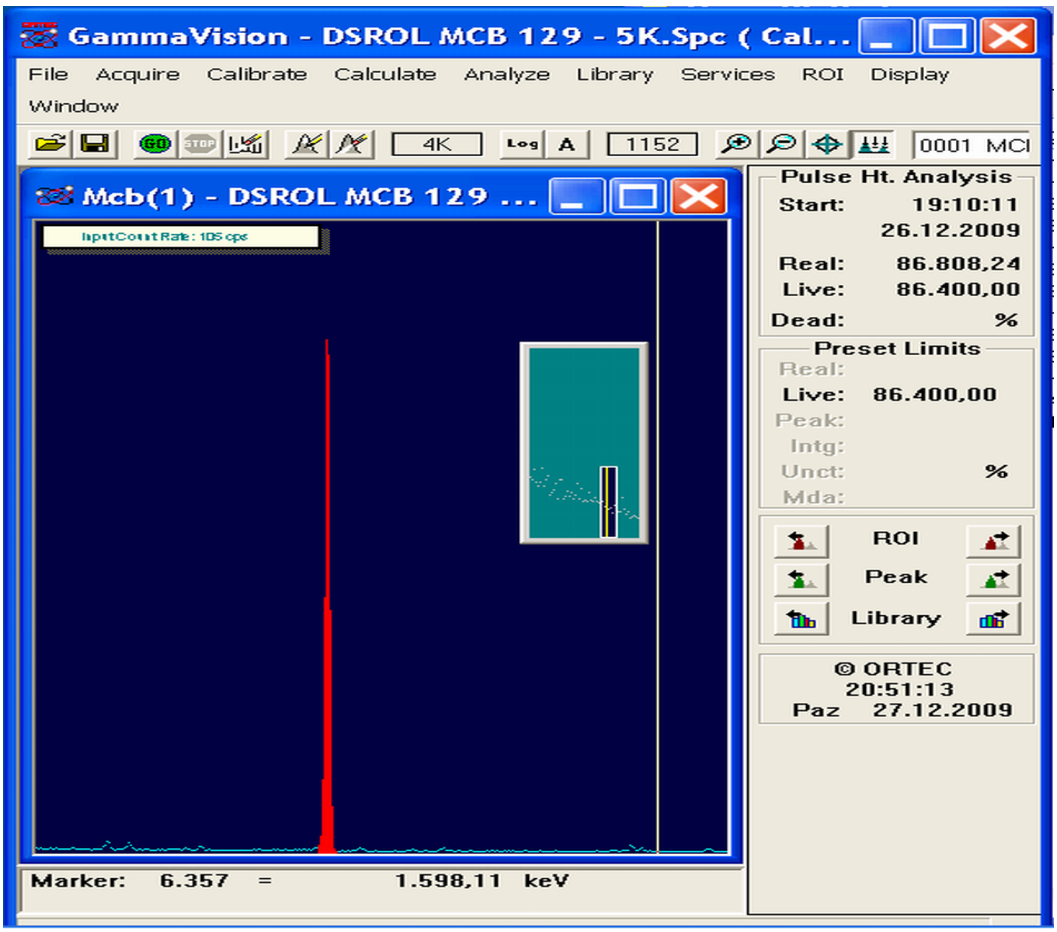
Çizelge 4.13 : Kum ve deniz suyu örneklerindeki K elementi miktarları.

Malzeme	Yazılım ile K miktarı (%)	Integral alan ile K miktarı (%)	Ortalama K miktarı (%)
Kum	19,02	22,14	20,58
Deniz suyu	*	1,44	

*belirlenmedi.

4.2.6. Deniz suyu örneklerinin gama spektroskopik ölçüm ve analizleri

Çalışmada kullanılan örneklerin miktarı ve gama spektroskopik sistemin algılama verimi dikkate alınarak, ölçüm için hazırlanmış örnekler bir gün (86400s) süre ile ölçülmüşlerdir. Su örnekleri net 500 g olacak şekilde tartılmıştır. Yüksek çözünürlükteki gama spektroskopik ölçüm sisteminde Gamma Vision-32 yazılımının analiziyle elde edilen K-40 spektrumunun örneği Şekil 4.5'de görülmektedir.



Şekil 4.5 : Gamma Vision-32 programı ile analizi yapılmış ^{40}K piki.

Çizelge 4.14'de deniz suyu örnekleri için spektroskopi sisteminden elde edilen sonuçlar verilmektedir.

Çizelge 4.14 : Deniz suyu örnekleri için spektroskopi sisteminden elde edilen sonuçlar.

Örnek	Pik alanı (bozunum/86400s)	Belirsizlik (%)	Pik alanı (bozumum s^{-1})	Ortam radyasyonu farkı ile
$1S_1$	613	6,60	7,0949E-03	2,6389E-03
$1S_2$	604	5,91	6,9907E-03	2,5347E-03
$2S_1$	*	*	*	*
$2S_2$	707	5,71	8,1829E-03	3,7269 E-03
$3S_1$	702	5,07	8,1250E-03	3,6690E-03
$3S_2$	642	6,38	7,4306E-03	2,9745E-03
$4S_1$	653	6,16	7,5579E-03	3,1019E-03
$4S_2$	682	5,19	7,8935E-03	3,4375E-03

*gözlenmedi.

Çizelge 4.15'de deniz suyu örneklerinin birim kütlesi için belirlenen aktivite değerleri görülmektedir. ^{40}K'ın yarı ömrü çok uzun olduğu için, ölçümlerde zaman düzeltmesi yapılmamıştır.

Çizelge 4.15 : Deniz suyu örneklernin birim kütlesi için belirlenen aktivite değerleri.

Örnek	Aktivite (Bq)	Aktivite (Bq kg^{-1})	Geometri faktörü düzeltilerek aktivite (Bq kg^{-1})
$1S_1$	1,88061	3,76121	9,070
$1S_2$	1,80637	3,61274	8,712
$2S_1$	*	*	*
$2S_2$	2,65594	5,31189	12,810
$3S_1$	2,61470	5,22941	12,611
$3S_2$	2,11981	4,23961	10,224
$4S_1$	2,21054	4,42107	10,661
$4S_2$	2,44974	4,89947	11,815

*gözlenmedi

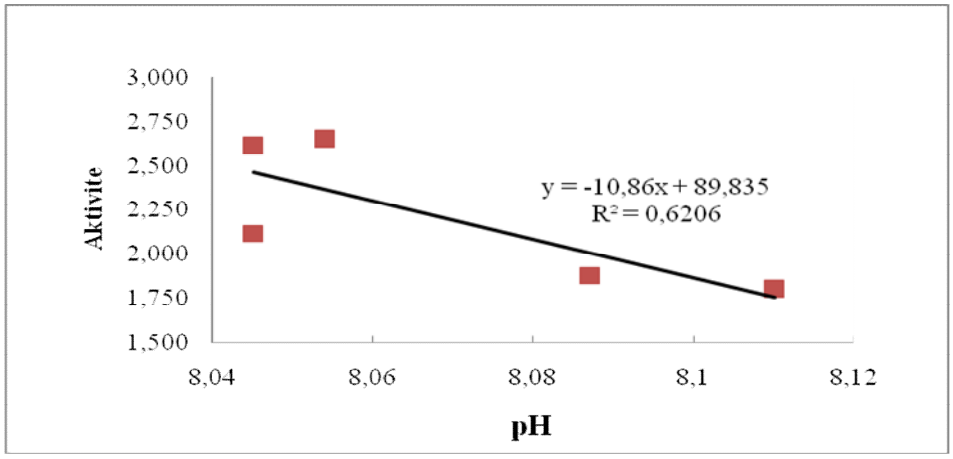
4.2.7. pH ve Eh (redoks potansiyeli) ölçümleri

Deniz suyu örneklerinin pH ve Eh değerleri WTW Sentix 81 Model pH-Eh metre ile ölçülmüştür. Çizelge 4.16'de ölçüm sonuçları verilmiştir.

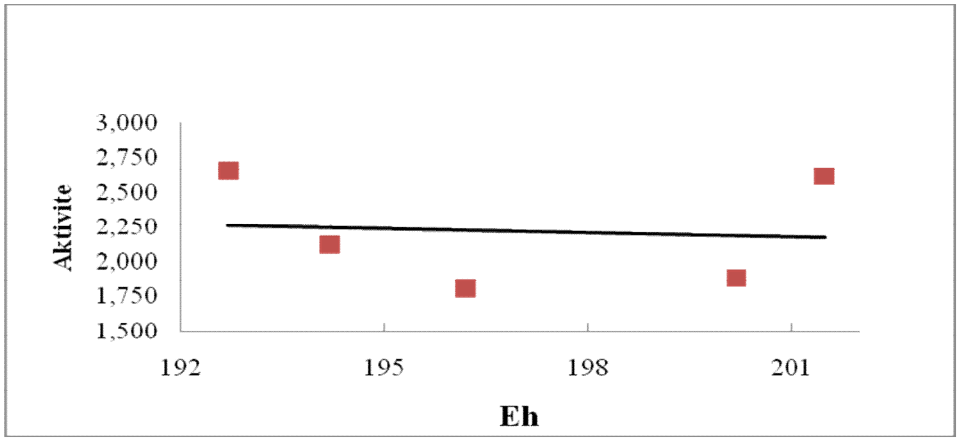
Çizelge 4.16 : Deniz suyu örnekleri için pH ve eH ölçümleri.

Örnek İsmi	$1S_1$	$1S_2$	$2S_1$	$2S_2$	$3S_1$	$3S_2$
Sıcaklık (^{0}C)	19,2	18,9	18,5	18,8	18,7	18,7
pH	8,087	8,110	8,080	8,054	8,045	8,045
Eh (mV)	200,2	196,2	193,7	192,7	201,5	194,2

Şekil 4.6 ve Şekil 4.7"de deniz suyu örneklerinin radyoaktivitelerinin pH ve eH ile değişimi görülmektedir.



Şekil 4.6 : Deniz suyu örneklerinin aktivitelerinin pH ile değişimi.



Şekil 4.7 : Deniz suyu örneklerinin aktivitelerinin redoks potansiyeli (Eh) ile değişimi.

4.2.8. Kıyı kumu örneklerinin gama spektroskopik ölçüm ve analizleri

Çalışmada kullanılan örneklerin miktarı ve gama spektroskopik sistemin algılama verimi dikkate alınarak ölçüm için hazırlanmış örnekler bir gün (86400s) süre ile sayılmışlardır. Çizelge 4.17 ve 4.18'de ölçüme hazırlanma amacıyla tartılan ıslak ve kuru kum miktarları görülmektedir.

Çizelge 4.17 : Islak kum için tartım sonuçları.

	1K	**2K**	**3K**	**4K**	**5K**	**6K**	**7K**
Cam Kap Kütlesi (g)	287,75	290,75	293,65	286,62	231,10	229,33	242,48
Brüt (g)	1569,20	1706,45	1839,35	1872,30	1842,65	2093,02	2053,64
Net (g)	1281,45	1415,7	1545,7	1585,68	1611,55	1863,69	1811,16
Kurutulmuş Kütle (g)	995,45	1123,25	1269,75	1300,45	1358,30	1389,03	1311,81

Çizelge 4.18 : Ölçüm için yapılan kuru kum tartım sonuçları.

	1K	**2K**	**3K**	**4K**	**5K**	**6K**	**7K**
Silindirik Kap Kütlesi (g)	42,25	42,16	42,21	42,15	42,15	42,16	42,15
Brüt (g)	542,30	542,66	542,50	544,66	542,56	553,14	601,56
Net (g)	500,05	500,5	500,29	502,51	500,41	510,98	559,41

Çizelge 4.19'da kum örnekleri için spektroskopi sisteminden elde edilen sonuçlar verilmektedir.

Çizelge 4.19 : Kum örnekleri için spektroskopi sisteminden elde edilen sonuçlar.

Örnek	**Pik alanı**	**Belirsizlik**	**Pik alanı (bozumum s^{-1})**	**Ortam radyasyonu farkı ile**
1K	19617	0,90	2,7822E-01	2,7376E-01
2K	23908	0,67	2,7671E-01	2,7226E-01
3K	21958	0,74	2,9434E-01	2,8988E-01
4K	25766	0,65	3,4585E-01	3,4139E-01
5K	28025	0,73	3,2436E-01	3,1991E-01
6K	23985	0,68	3,0870E-01	3,0425E-01
7K	22740	0,75	2,9881E-01	2,9436E-01

Çizelge 4.20'de kum örneklernin birim kütlesi için belirlenen aktivite değerleri görülmektedir.

Çizelge 4.20 : Kum örneklerinin birim kütlesi için belirlenen aktivite değerleri.

Örnek	Aktivite (Bq)	Aktivite (Bq kg^{-1})	Geometri faktörü ile düzeltilerek aktivite (Bq kg^{-1})
1K	195,098	390,157	940,861
2K	194,024	387,661	934,841
3K	206,586	413,932	995,782
4K	243,293	484,156	1167,538
5K	227,982	455,591	1098,655
6K	216,822	424,326	1023,259
7K	209,774	374,992	904,290

5. TARTIŞMA VE YORUM

Canlıların hayatını sağlıklı bir şekilde sürdürebilmesi için yaşadığı ortamdaki radyoaktivite seviyesi büyük önem taşımaktadır. Bu nedenle, TAEK, ICRP, UNSCEAR gibi ulusal ve uluslararası kuruluşlar tarafından insanların doğal kaynaklardan aldıkları radyasyon dozlarını belirlemeye ve biyolojik etkilerini incelemeye yönelik çalışmalar yapılmaktadır. Seçilen alanda gerçekleştirilen bu çalışma ile, Ege denizi sahilindeki Sarımsaklı kumsalı için deniz suyu ve kıyı kumu için ilk veriler elde edilmiştir.

Bu çalışmada, Ayvalık Sarımsaklı kumsalının belirli bir kısmından alınan deniz suyu ve kum örnekleri incelenmiştir. Yapılan yayın taramasında, seçilen alan için bu yöntemle gerçekleştirilmiş bir çalışmanın olmadığı görülmüştür, tez çalışmasının özgünlüğü buradan kaynaklanmaktadır.

Deniz suyu ve kum örneklerindeki ^{40}K radyoizotopunun radyoaktivitesi, düşük seviyeli radyoaktivite ölçümleri için uygun, gama spektroskopi sisteminde tayin edilmiştir.

Deniz suyu örnekleri için elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları Çizelge 4.15'de görülmektedir. Ayvalık Sarımsaklı kumsalından alınan deniz suyu örneklerindeki ^{40}K izotopunun radyoaktivitesinin 8 Bq kg^{-1} ile 13 Bq kg^{-1} arasında değiştiği gözlenmiştir. Deniz suyu örnekleri için ortalama radyoaktivite konsantrasyonu 10,84±1,5 Bq kg^{-1} olarak bulunmuştur.

Ayrıca, ITU TRIGA MARK II Nükleer Araştırma reaktöründe kısa süreli nötron aktivasyon analizi ile deniz suyu ve kum örneklerinden alınan temsili örneklerde gerçekleştirilen ^{42}K radyoizotopu analiz sonuçları Çizelge 4.11- 4.12'de verilmektedir. Örnekler için ortalama K elementi miktarları deniz suyu ve kum örnekleri için sırasıyla % 1,44 ve % 20,58 olarak belirlenmiştir.

Türkiye'de TAEK tarafından yapılan çalışmalarda 1980 ile 2003 yılları arasında Marmara denizinde en yüksek 7,75 Bq kg^{-1} ve en düşük 2,75 Bq kg^{-1} değerleri arasında ^{40}K izotopunun radyoaktivite seviyeleri belirlenmiştir (İncefidan, 2005).

Papadopoulos ve diğerlerini (2007) Ege denizi çevresinde yaptığı çalışmalarda alınan su örnekleri ölçümlerinde ^{40}K izotopu için ortalama aktivite değeri 6,037±0,12 Bq kg^{-1} elde edilmiştir. ^{40}K radyonükliti için dünya genelindeki deniz suyu ve okyanuslardaki aktivite konsantrasyonu 11,84 Bq kg^{-1} değeri (Ek Çizelge A.2) ile bu çalışmada hesaplanan değer gözönüne alındığında, Sarımsaklı sahili deniz suyunun ^{40}K radyoaktivitesinin, Marmara deniz suyuna ve Papadopoulos'un çalışmalarına göre yüksek, dünya ortalamasında deniz suyu ve okyanus değerleri ile uygun olduğu ortaya çıkmıştır (Ek Çizelge A.3).

Sarımsaklı sahili deniz suyunun radyoaktivite seviyesinin pH ve redoks potansiyeli ile değişiminin incelenmesi sonuçları Çizelge 4.16'da verilmiştir. Sudaki H^+ iyonlarının konsantrasyonunu belirlemekte kullanılan pH değerlerinin, farklı su örnekleri için ters orantılı değiştiği gözlenmiştir. Örneklerin pH ve radyoaktivite değişimini gösteren grafik (Şekil 4.6) incelendiğinde, pH azalırken radyoaktivitenin arttığı görülmektedir.

Deniz suyu örneklerinde, radyoaktivite ile, kimyasal bileşiklerin elektron alarak indirgenmesinin bir ölçüsü olan redoks potansiyeli Eh'nın değişimi incelendiğinde (Şekil 4.7), radyoaktivite seviyeleri ile Eh arasında bir ilişki olduğu gözlenmemiştir.

Kıyı kumu örnekleri için elde edilen radyoaktivite konsantrasyonları Çizelge 4.20'de görülmektedir. Ayvalık Sarımsaklı kumsalından alınan kıyı kumu örneklerindeki ^{40}K izotopunun radyoaktivitesinin 934 Bq kg^{-1} ile 1168Bq kg^{-1} arasında değiştiği gözlenmiştir. Kıyı kumu örnekleri için ortalama radyoaktivite konsantrasyonu 1026,82 ±88,35 Bq kg^{-1} olarak bulunmuştur.

Türkiye'de Örgün ve diğerleri tarafından (2007) Çanakkale Ezine bölgesinde kıyı kumları ile yürütülen bir araştırmada, kıyı kumu örneklerinde ^{40}K izotopu aktivite konsantrasyonunun 687,1 ve 1421,2 Bq kg^{-1}arasında değiştiği belirlenmiştir; bu sonuçlar dikkate alındığında, Sarımsaklı sahilinin kıyı kumundaki ^{40}K radyoaktivitesinin bu değerler ile uyumlu olduğu ortaya çıkmıştır.

Uluslararası çalışmalar incelendiğinde ^{40}K radyoaktivitesinin inceleme alanına göre değişiklik gösterdiği ortaya çıkmaktadır. Aquino ve Pecequilo (2009) tarafından Brezilya'da 7 kumsaldan alınan kıyı kumu örneklerinde yüksek çözünürlüklü gama ışını spektrometresi ile yapılan çalışmalarda, ^{40}K aktivite konsantasyonlarının 13 ile 142 Bq kg^{-1} arasında değiştiği ve yine Brezilya'da turistik otellerin bulunduğu 43

farklı kumsalda, Veiga ve diğerleri tarafından (2006) yapılan çalışmalarda ^{40}K aktivite konsantasyonlarının 24 ile 888 Bq kg^{-1} arasında değiştği belirlenmiştir. Harb'ın (2008) Mısır'da Kızıldeniz'de yaptığı çalışmalarda ^{40}K radyoizotopunun aktivite konsantasyonu 930 ± 32 Bq kg^{-1} ve yine Mısır'da Abel-Ghany ve diğerlerinin (2007) kum örneklerinde yaptığı incelemede 572.24 ile 807.13 Bq kg^{-1} , Çin'de kıyı kumlarından alınan örneklerde Lu ve Zhang (2006; 2008) yaptığı çalışmalarda Rizhao sahilinde 15,2 ile 1079,2 Bq kg^{-1} aralığında, Baoji WeiheSand Park'da ise 635 ile 1126,7 Bq kg^{-1} olarak tayin edilmiştir. Reginaldo ve diğerleri (2009) tarafından Brezilya'da 7 kumsaldan alınan kıyı kumu örneklerinde, yüksek çözünürlüklü gama ışını spektrometresi ile ^{40}K konsantasyonları belirlenmiştir. Elde edilen ^{40}K aktivite konsantrasyonları 13 ile 142 Bq kg^{-1} arasında bulunmuştur. Veiga ve diğerleri tarafından (2006) Brezilya'da turistik otellerin bulunduğu 43 farklı kumsalda ^{40}K radyoaktivite konsantasyonunun 24 ile 888 Bq kg^{-1} arasında değiştiği belirlenmiştir. UNSCEAR (2000) raporunda Çizelge 5'de dünyada topraktaki ortalama ^{40}K radyoaktivite konsantrasyonu 400 Bq kg^{-1} olarak verilmektedir. Bu çalışma ile Sarımsaklı sahilinin kıyı kumundaki ^{40}K radyoaktivitesinin, toprak örnekleri için oluşturulmuş olan dünya ortalaması değerinden daha yüksek olduğu ortaya çıkmıştır.

KAYNAKLAR

Abdi, M.R., Faghihian, H., Mostajaboddavati, M., Hasanzadeh, A., Kamali, M., 2006: Distribution Of Natural Radionuclides and Hot Points in Coasts of Hormozgan, Persian Gulf, Iran. University of Isfahan, Isfahan. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol. 270, No.2, 319–324.

Abel-Ghany, H.A., El-Zakla, T., Hassan, A.M., 2007: Envıronmental Radioactivity Measurements Of Some Egyptian Sand Samples. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol. 243, No.2 , 543-550.

Alfassi Z.B., 1990**.** *Activation Analysis*, CRC Press, Boca Raton, Fla.

Aquino, R.R., Pecequilo, B. R. S. 2009: ^{226}Ra, ^{232}Th and ^{40}K analysis in sand samples from some beaches of Great Vitória, Espírito Santo, Brazil: Preliminary results. *2009 International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2009,*Rio de Janeiro,RJ, Brazil, September27 to October 2, 2009.

Choppin, G.R., Liljenzin J., and Rydberg J., 2002. *Radiochemistry and Nuclear Chemistry,* Woburn, MA : Butterworth-Heinemann.

Debertin K., Helmer , R. G. 1988. *Gamma- and X-Ray Spectrometry with Semiconductor Detectors,* North-Holland, Amsterdam.

Delaney C.F.G, Finch,E.C, 1992. *Radiation Detectors : Physical Principles and Applications,* Clarendon, Oxford.

DKD-K-36901, 2006. *Calibration Certificate.* Isotope Products Laboratory, Valencia, CA.

Draganic, I.G., Adloff, J.P., 1993. *Radiation and Radioactivity on Earth and Beyond*, CRC Press, Boca Raton.

Ehmann, W.D., Vance, D.E., 1991. *Radiochemistry and Nuclear Methods of Analysis*, Wiley**,** New York.

Földiak, G., 1986. *Industrial Application of Radioisotopes,* Elsevier,Amsterdam.

Googleearth, 2009, 29.10.2009.

Hacıyakupoğlu, S, 2007. Nuclear Analytical Techniques in Environmenatl Analyses Ders Notları, İstanbul Teknik Üniversitesi, İstanbul.

Harb, S., 2008. Natural radioactivity and external gamma radiation exposure at the coastal Red Sea in Egypt, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 130, No.3 (2008), 376.

Harrison, R.M., 2001. *Pollution: Causes, Effect and Control*, The Royal Society of Chemistry, UK.

IAEA, 2008. *Soils Newsletter Vol. 31*, No. 1, Retrieved December 7, 2009, from http://www-pub.iaea.org/ MTCD/publications/PDF/Newsletters/SNL -31-1.pdf.

IAEA-Soil-5, 1978. *International Atomic Energy Agency Analytical Quality Control Services Catalogue*, Vienna.

IAEA-Soil-6, 1984. *International Atomic Energy Agency Analytical Quality Control Services Report on the Intercomparison Run Catalogue*, Vienna, Austria.

ISO 18589-3, 2007. International Standard, Measurement of radioactivity in the environment Soil, Part 3: *Measurement of gamma-emitting radionuclides*, ISO 18589-3:2007(E). ISO Copyright Office, Switzerland.

İncefidan, S., 2005. Gama Işını Ve X-Işını Spektroskopiyle Sularda Radyoizotop Tayin Etmenin Basit Metotları, Yüksek Lisans Tezi, Niğde Üniversitesi, Niğde.

Karahan, G., 1997. İstanbul'un Çevresel Doğal Radyoaktivitesinin Tayini ve Doğal Radyosyonların Yıllık Etkin Doz Eşdeğeri, Doktora Tezi, İsatanbul Teknik Üniversitesi, İstanbul.

Knoll, G.F., 2000. *Radiation Detection and Measurement*, Wiley, New York.

Külahçı, F., 2005. Keban Baraj Gölü Uluova Kesminin Doğal Radyoaktivitesinin Belirlenmesi, Doktora Tezi, Fırat Üniversitesi, Elazığ.

L'Annunziata, M.F., 1998. *Handbook of Radioactivity Analysis*, Academic Press, San Diego.

Lederer, R.B., Shirley, V.S., 1978. *Table of Isotopes (Sevent Edition),* New York, USA.

Lu, X., Zhang, X., 2006: Measurement of natural radioactivity in sand samples collected from the Baoji Weihe Sands Park, China. *Environmental Geology.* Vol. 50, No.7 , 977.

Lu, X., Zhang, X., 2008: Measurement of natural radioactivity in beach sands from Rizhao bathing beach, China, *Radiation Protection Dosimetry.* Vol. 130, No.3 , 385.

ORTEC, 2003. Gamma Vision-32 A66-B32 Software Users Manual.

Örgün, Y., Altınsoy, N., Şahin S. Y., Güngör, Y., Gültekin, A. H., Karahan, G., Karacık, Z., 2007: Natural and anthropogenic radionuclides in rocks and beach sands from Ezine region (Canakkale), Western Anatolia, Turkey. *Applied Radiation and Isotopes*, 65, 739-747, 2007.

Papadopoulos, C.T. , Vlastou, R., Kokkoris, M., Ntziou, I.Th., Tsabaris, C., 2007: Monte Carlo Simulation of Radioactivity Gama Ray Spectra Recorded by a NaI detector in Marine environment, *THALES project* 62/1205, Greece.

Pfennig, H., Klewe-Nebenius, H., Seelmann-Eggebert,W., 1995. *Karlsruher Nuklidkarte*, 6.Auflage.

Soete, D., Gijbels, R., Hoste J., 2002. *Neutron Activation Analyses,* London, Wiley-Interscience.

Tanyel, B., 1994. *Nükleer Fizik,* Ege Üniversitesi Fizik Bölümü, İzmir.

Theodórsson, P., 1996. *Measurement of Weak Radioactivity,* World Scientific, Singapore.

Tsoulfanidis, N., 1983. *Measurement and Detection of Radiation,* Hemisphere Pub. Corp, Washington.

Turner, J.E., 1995. *Atoms, Radiation, and Radiation Protection***,** J. Wiley, New York.

Url-1< *http://www.taek.gov.tr/bilgi-kosesi.html*>, 28.10.2009.

Url-2< *http://atom.kaeri.re.kr/cgi-bin/nuclide?nuc=K40*>, 23.12.2009.

Url-3< http://www.physics.isu.edu/radinf/natural.htm>, 26.12.2009.

Url-4< http://www.ortec-online.com/detectors/photon/detectors.htm>, 20.10.2009

Url-5 < *http://kucukkoy.com.tr/*>, 29.10.2009.

Url-6 < *http://www.unscear.org/docs/reports/annexb.pdf, 11.11.2009.*

Valkovic, V., 2000. Radioactivity in the Environment, Elsevier Science B.V, New York.

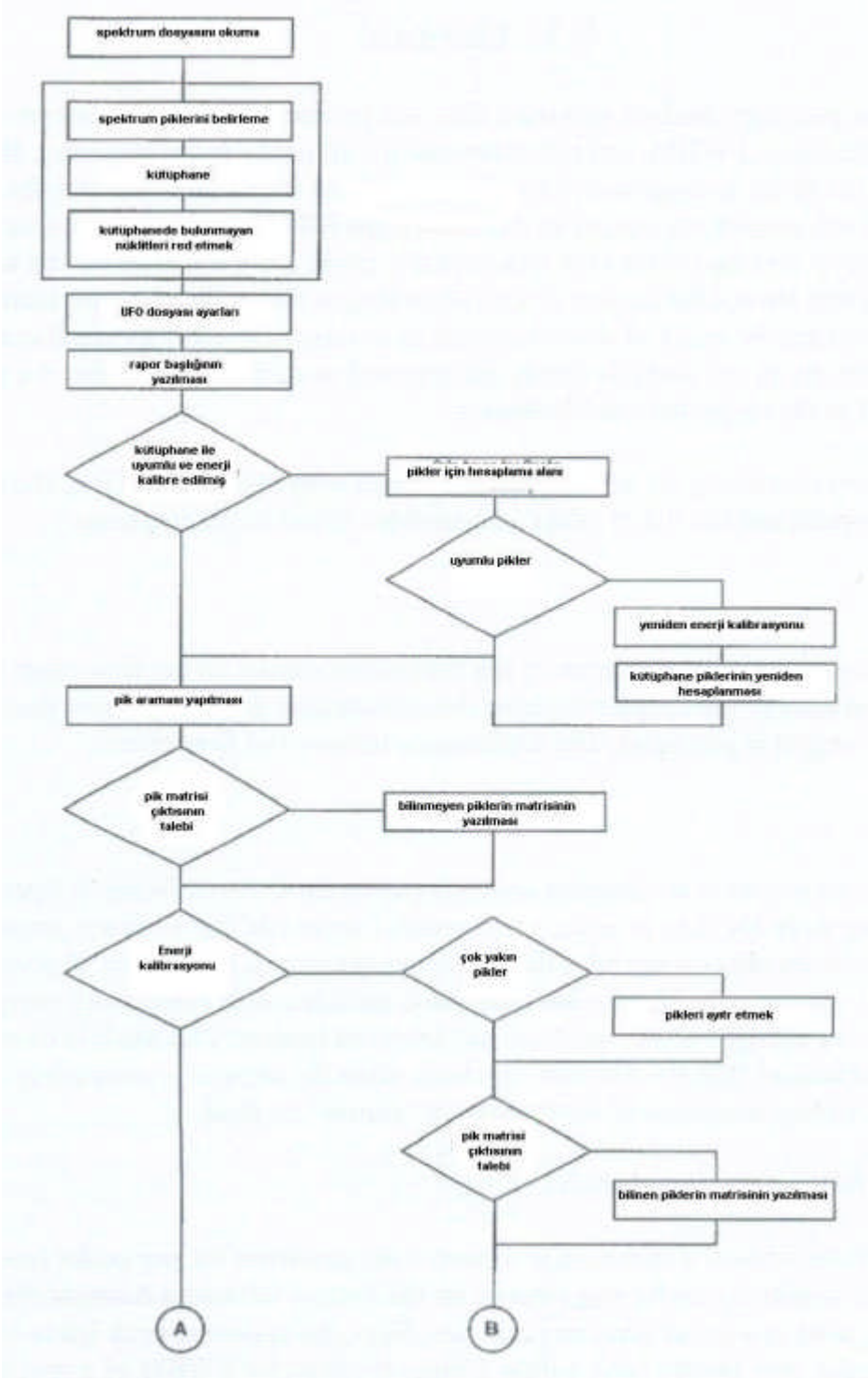
Veiga, R., Sanches, N., Anjos, R.M.,, Macario, K., Bastos, J., Iguatemy, M., Aguiar, J.G., Santos, A.M.A., Mosquera, B., Carvalho, C., Baptista Filho, M.,. Umisedo, N.K, 2006: Measurement of natural radioactivity in Brazilian beach sands. *Radiation Measurement,* 189-196.

Zapata, F., 2002. *Handbook For The Assessment Of Soil Erosion And Sedimentation Using Environmental Radionuclides*, Kluwer Academic Publishers, Boston.

EKLER

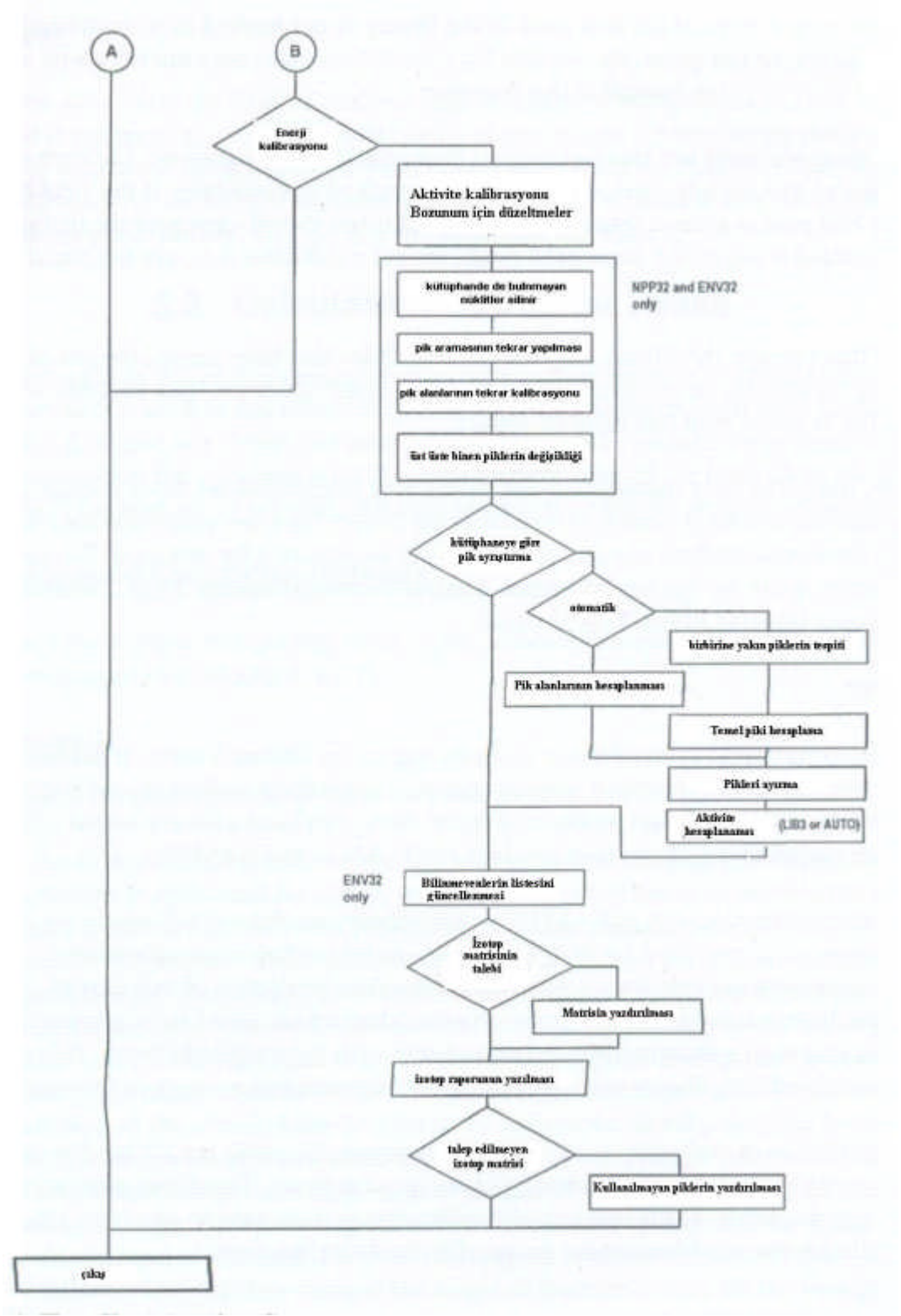


Şekil A.1 : Nötron ve proton sayısına göre sıralanarak oluşturulan nüklit kartından bir kesit (Url-2, 2009).



Şekil A.2 : Gamma Vision-32 programının akış şeması (ORTEC, 2003).

Şekil A.2 (devamı)



Çizelge A.1 : Program sonucu .RPT uzantılı rapor dosyasından kesit.

********** U N I D E N T I F I E D P E A K S U M M A R Y **********

Peak Channel	Centroid Energy	Background Counts	Net Area Counts	Intensity Cts/Sec	Uncert 2 Sigma %	FWHM keV	Suspected Nuclide	
52.65	13.33	3203.	6913.	0.080	3.95	1.017	TH-234	s
95.50	24.10	4917.	410.	0.005	49.36	0.871	SN-113	D
196.54	49.48	3541.	360.	0.004	47.99	0.892	EU-155	D
210.79	53.09	3168.	283.	0.003	68.00	0.531	LU-177	s
251.40	63.31	5194.	736.	0.009	36.51	0.882	PA-234	sM
296.91	74.77	6484.	6264.	0.072	4.43	0.913	PB-214	D
306.10	77.08	6658.	10653.	0.123	2.91	0.915	PB-214	D
314.78	79.26	6421.	166.	0.002	137.51	0.917	TH-227	c
333.37	83.94	5910.	1214.	0.014	18.80	0.921	TA-182	D
345.94	87.10	6092.	3688.	0.043	6.83	0.923	PB-214	D
356.83	89.84	5777.	2038.	0.024	11.44	0.926	PB-214	D
369.15	92.94	6120.	2065.	0.024	11.58	0.928	TH-234	D
384.94	97.09	3507.	169.	0.002	100.25	0.931	U-237	D
394.50	99.49	4637.	376.	0.004	52.19	0.933	NP-239	D
512.30	128.90	4888.	934.	0.011	22.15	0.958	AC-228	D
571.68	143.84	4407.	517.	0.006	44.14	1.142	U-235	
612.22	154.04	5347.	736.	0.009	36.14	0.910	XE-138	s
739.04	185.93	8113.	6744.	0.078	5.72	1.166	RA-226	s
786.49	197.86	2490.	115.	0.001	128.72	0.293	KR-89	sc
830.90	209.02	4531.	1608.	0.019	16.08	1.035	AC-228	
936.46	235.55	3887.	653.	0.008	28.10	1.045	J-134	D
947.70	238.38	4139.	19958.	0.231	1.68	1.047	PB-212	D
960.49	241.60	4835.	7977.	0.092	3.33	1.049	PB-214	D
1017.16	255.82	3329.	350.	0.004	47.88	1.061	TH-227	D
1028.14	258.58	3067.	512.	0.006	31.84	1.063	XE-138	D
1073.19	269.94	4797.	2205.	0.026	13.75	1.576	AC-228	sM
1101.90	277.16	3579.	868.	0.010	27.24	1.330	TL-208	sM
1172.34	294.88	4583.	16707.	0.193	2.34	1.154	PB-214	
1191.48	299.69	3278.	1353.	0.016	17.44	1.131	TH-227	
1302.60	327.63	2500.	832.	0.010	22.49	1.116	AC-228	
1343.75	337.97	2670.	3942.	0.046	4.89	1.127	AC-228	D
1355.51	340.93	2752.	164.	0.002	92.02	1.129	CS-136	D
1397.82	351.57	4223.	28107.	0.325	1.57	1.183	PB-214	
1435.63	361.11	1501.	102.	0.001	109.51	1.145	KR-88	D
1608.41	404.52	1928.	249.	0.003	64.12	0.838	J-134	sM
1626.98	409.19	1963.	618.	0.007	26.75	1.076	CS-138	M
1840.14	462.78	2691.	1307.	0.015	16.09	1.242	CS-138	M
1950.39	490.50	1286.	140.	0.002	94.81	0.426	CE-143	sM
2027.68	509.93	1943.	208.	0.002	61.58	1.262	J-133	D
2030.09	510.48	2306.	2902.	0.034	5.97	1.262	TL-208	D
2066.09	519.59	602.	45.	0.001	163.26	0.414	-	c

Çizelge A.2 : Deniz suyundaki izotopların aktivite konsantrasyonları (Roy M. Harrison, 2001).

Radionuclide	*Concentration* (Bq kg^{-1})
Potassium-40	11.84
Tritium	0.022–0.11
Rubidium-87	1.07
Uranium-234	0.05
Uranium-238	0.04
Carbon-14	0.007
Radium-228	$0.0037–0.37 \times 10^{-2}$
Lead-210	$0.037–0.25 \times 10^{-2}$
Uranium-235	0.18×10^{-2}
Radium-226	$0.15–0.17 \times 10^{-2}$
Polonium-210	$0.022–0.15 \times 10^{-2}$
Radon-222	0.07×10^{-2}
Thorium-228	$0.007–0.11 \times 10^{-3}$
Thorium-230	$0.022–0.05 \times 10^{-4}$
Thorium-232	$0.004–0.29 \times 10^{-4}$

Çizelge A.3 : Okyanuslardaki doğal radyoaktivite konsantrasyonları (Url-3, 2009).

Nuclide	**Activity used in calculation**	**Activity in Ocean**		
		Pacific	Atlantic	All Oceans
Uranium	0.9 pCi/L (33 mBq/L)	6×10^8 Ci (22 EBq)	3×10^8 Ci (11 EBq)	1.1×10^9 Ci (41 EBq)
Potassium 40	300 pCi/L (11 Bq/L)	2×10^{11} Ci (7400 EBq)	9×10^{10} Ci (3300 EBq)	3.8×10^{11} Ci (14000 EBq)
Tritium	0.016 pCi/L (0.6 mBq/L)	1×10^7 Ci (370 PBq)	5×10^6 Ci (190 PBq)	2×10^7 Ci (740 PBq)
Carbon 14	0.135 pCi/L (5 mBq/L)	8×10^7 Ci (3 EBq)	4×10^7 Ci (1.5 EBq)	1.8×10^8 Ci (6.7 EBq)
Rubidium 87	28 pCi/L (1.1 Bq/L)	1.9×10^{10} Ci (700 EBq)	9×10^9 Ci (330 EBq)	3.6×10^{10} Ci (1300 EBq)

ÖZGEÇMİŞ



Ad Soyad:	Şeyda Tezsezer
Doğum Yeri ve Tarihi:	İstanbul - 20/09/1980
Adres:	İTÜ Enerji Enstitüsü Ayazağa Kampüsü, 34469 Maslak İSTANBUL
Lisans Üniversite:	Ege Üniversitesi / Fizik Bölümü