

**ANKARA ÜNİVERSİTESİ
NÜKLEER BİLİMLER ENSTİTÜSÜ**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

**DÜŞÜK SEVİYELİ RADYOAKTİVİTE ÖLÇÜMÜ İÇİN KUYU-TİPİ Ge
DEDEKTÖRLÜ BİR GAMA SPEKTROMETRESİNİN 40-2000 keV ENERJİ
ARALIĞINDA VERİM KALİBRASYONUNUN YAPILMASI**

Ayşe Nur SOLMAZ

MEDİKAL FİZİK ANABİLİM DALI

**ANKARA
2008**

**ANKARA ÜNİVERSİTESİ
NÜKLEER BİLİMLER ENSTİTÜSÜ**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

**DÜŞÜK SEVİYELİ RADYOAKTİVİTE ÖLÇÜMÜ İÇİN KUYU-TİPİ Ge
DEDEKTÖRLÜ BİR GAMA SPEKTROMETRESİNİN 40-2000 keV ENERJİ
ARALIĞINDA VERİM KALİBRASYONUNUN YAPILMASI**

Ayşe Nur SOLMAZ

MEDİKAL FİZİK ANABİLİM DALI

**ANKARA
2008**

Her hakkı saklıdır

Prof. Dr. Dođan BOR danıřmanlıđında, Ayře Nur SOLMAZ tarafından hazırlanan '**Duřuk Seviyeli Radyoaktivite Oľcümü İin Kuyu-Tipi Ge Dedektörlü Bir Gama Spektrometresinin 40-2000 keV Enerji Aralıđında Verim Kalibrasyonunun Yapılması**' adlı tez alıřması 22 Mayıs 2008 tarihinde ařađıdaki jüri tarafından oy birliđi ile Ankara Üniwersitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü Medikal Fizik Anabilim Dalı'nda **YÜKSEK LİSANS TEZİ** olarak kabul edilmiřtir.

Başkan : Prof. Dr Yeter GÖKSU

İmza:

Üye : Prof. Dr. Dođan BOR

İmza:

Üye : Do. Dr. Haluk YÜCEL

İmza:

Yukarıdaki sonucu onaylım.

Prof.Dr. Dođan BOR

Enstitü Müdürü

ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

DÜŞÜK SEVİYELİ RADYOAKTİVİTE ÖLÇÜMÜ İÇİN KUYU-TİPİ Ge DEDEKTÖRLÜ BİR GAMA SPEKTROMETRESİNİN 40-2000 keV ENERJİ ARALIĞINDA VERİM KALİBRASYONUNUN YAPILMASI

Ayşe Nur SOLMAZ

Ankara Üniversitesi

Nükleer Bilimler Enstitüsü

Medikal Fizik Anabilim Dalı

Danışman: Prof. Dr. Doğan BOR

Bu tez çalışmasında kuyu tipi Ge dedektörler ile yapılan gama spektrometrik ölçümlerde, çoğu durumda örnek miktarları sadece dedektörün kuyusu içinde sayılacak bir tüpü dolduracak kadardır. Diğer durumlarda ise silindirik örnekler dedektör yüzeyinde “yakın geometri” koşullarında sayılır. Bu nedenle bu geometrilerde dedektör veriminin belirlenmesi gereklidir. Bu çalışmada %44,8 bağıl verimli bir kuyu tipi Ge dedektörün üç farklı örnek geometrisinde verim kalibrasyonu yapılmıştır. Verim kalibrasyonunun yapılmasında sertifikalı çoklu radyonüklit referans malzemesinin kullanıldığı mutlak verim kalibrasyonu yöntemi ve sertifikalı IAEA/RG referans malzemelerinin kullanıldığı radyonüklite özgü verim kalibrasyonu yöntemi denenmiştir. Verim sonuçlarına, nokta kaynaklar kullanılarak yapılan transmisyon deneyi ile ölçülen öz soğurma düzeltmesi ve kuramsal olarak hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanmıştır. Ancak yakın geometri sayım koşullarına bağlı olarak ortaya çıkabilecek gerçek koinsidens yığılması düzeltmesi bu çalışmanın kapsamı dışında tutulmuştur. Çeşitli çevresel örnekler, verim kalibrasyonunun yapıldığı üç ölçüm geometrisinde sayılarak, elde edilen aktivite sonuçları birbirleriyle karşılaştırılmıştır. Dedektör kuyusunda yapılan ölçümlerde, aktivite sonuçları bazı radyonüklitler için iki kat hatalı ölçülmüştür. Bunun temel nedeninin, gerçek koinsidens etkisinin baskın olduğu ^{60}Co , ^{88}Y gibi radyonüklitlerdeki art arda geçişler olduğu gözlenmiştir.

2008, 100 sayfa

Anahtar Kelimeler: Gama spektrometresi, kuyu tipi Ge dedektör, radyoaktivite, referans malzeme, öz soğurma, verim

ABSTRACT

Masters Thesis

THE EFFICIENCY CALIBRATION OF A GAMMA-RAY SPECTROMETER WITH A WELL-TYPE Ge DETECTOR IN THE 40-2000 keV ENERGY RANGE FOR LOW-LEVEL RADIOACTIVITY MEASUREMENTS

Ayşe Nur SOLMAZ

Ankara University

Institute of Nuclear Sciences

Department of Medical Physics

Supervisor: Prof. Dr. Doğan BOR

In gamma spectrometric measurements using well-type Ge detectors, in many cases, sample amounts are sufficient only to fill a vial to the full height at which the detector was calibrated. In other cases small cylindrical samples are, in general, counted on the close geometry conditions. Thus there is a need to determine the detection efficiency of the detector for such geometries. In this work, especially for the measurements of environmental samples, a 44.8% relative efficient well-type Ge detector was calibrated in three different voluminous sample geometries, i.e. one is a vial counted in the well of the detector, two other geometries are cylindrical boxes that are counted on the surface of end-cap. The models were tested by absolute full energy peak efficiency calibration with use of certified multinuclide reference material and by radionuclide-specific calibrations using IAEA/RG reference material sets. The detection efficiency results corrected for the experimentally obtained self-absorption factors from the simple photon transmission experiments by using point-gamma sources and theoretically calculated self absorption factors based on the database related to mass attenuation coefficients. However, possible true coincidence effects due to the chosen close counting geometry were not taken into the account. Then, few environmental samples such as soil, marble, vegetable were measured at these three different counting geometries. The activity results obtained with these models are compared with each other. The activity results were determined two times different for some radionuclides by the measurements were done in the detector well. The basic reason was considered true coincidence summing losses due to cascade transitions in some radionuclides such as ^{60}Co and ^{88}Y .

2008, 100 pages

Key Words: Gamma-ray spectrometry, well type Ge detector, radioactivity, reference material, self absorption, efficiency

TEŞEKKÜR

Bu tez çalışması Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü laboratuvar olanakları kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Bu nedenle çalışmalarında bana araştırma olanağı sağlayan, yönlendiren ve geniş hoşgörüsü ile destek veren danışman hocam Sayın Prof. Dr. Doğan BOR'a, çalışmamın her aşamasında engin bilgi, öneri ve yardımlarını esirgemeyen Sayın Doç. Dr. Haluk YÜCEL'e, çalışmalarım süresince desteklerinden dolayı Dr. Turan OLGAR ve Araş.Gör.Tolga İNAL'a, çalışmamda kullandığım bazı örneklerin XRF yöntemiyle elementel analizini yapan Sayın Dr. Abdullah ZARARSIZ'a (TAEK, Sarayköy Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi), Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü'nde birlikte çalıştığım tüm arkadaşlarıma, benden maddi ve manevi desteklerini esirgemeyerek her zaman beni destekleyen babam Sayın İsmail SOLMAZ'a, annem Sayın Filiz SOLMAZ'a, ağabeyim Sayın Ali Barbaros SOLMAZ'a ve her zaman yanımda olan Şükrü Burak ESEN'e sonsuz minnet ve teşekkürlerimi sunarım.

Ayşe Nur SOLMAZ

Ankara, Mayıs 2008

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT	ii
TEŞEKKÜR	iii
SİMGELER DİZİNİ	vii
ŞEKİLLER DİZİNİ	viii
ÇİZELGELER DİZİNİ	x
1. GİRİŞ	1
2. KURAMSAL TEMELLER.....	5
2.1 Radyoaktivite ve Radyoaktif Bozunma Yasası	5
2.2 Zincirleme Bozunum Süreci.....	6
2.3 Doğal Bozunma Serileri.....	8
2.3.1 Sürekli denge durumu	11
2.3.2 Geçici denge durumu	12
2.3.3 Dengenin oluşmadığı durum	13
2.4 Gama Spektrometresi	14
2.4.1 Yüksek saflıkta germanyum yarı iletken dedektörler	14
2.4.2 Önyükselteç.....	15
2.4.3 Yükselteç	16
2.4.4 Çok kanallı analizör	16
2.4.4.1 Analog-sayısal dönüştürücü	18
2.5 Fotopik Net Sayımının Belirlenmesi.....	21
2.5.1 Doğrusal fonksiyon kullanılarak Compton sürekliliğinin belirlenmesi.....	23
2.5.2 Basamak fonksiyonu kullanılarak Compton sürekliliğinin belirlenmesi	24
2.5.3 Ortamdaki doğal fonun fotopik sayımından çıkarılması	25
2.5.4 Net fotopik sayımındaki belirsizliğin hesaplanması	26
2.6 Ölçülebilir En Küçük Aktivitenin Hesaplanması	27
2.6.1 Kritik seviye.....	28
2.6.2 Belirleme sınırı	29
2.7 Dedektör Verimi.....	34
2.7.1 Mutlak fotopik veriminin ölçülmesi	35
2.8 Aktivite Ölçümü	36
2.8.1 Doğrudan aktivite ölçüm yöntemi	37

2.8.2 Standartla karşılaştırma yöntemi ile aktivite ölçümü	37
2.9 Fotopik Verimi ve Aktivite Ölçümünde Uygulanması Gereken Düzeltme Faktörleri	39
2.9.1 Radyoaktif bozunma düzeltme faktörü	39
2.9.2 Ölçüm süresi düzeltme faktörü.....	39
2.9.3 Rasgele yığılma düzeltme faktörü	40
2.9.4 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörü.....	41
2.9.4.1 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörünün hesaplanması.....	42
2.9.4.2 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörünün deneysel olarak ölçülmesi.....	43
2.9.5 Gerçek koinsidens düzeltme faktörü.....	43
2.10 Belirsizlik Hesabı.....	44
2.10.1 Fotopik veriminin belirsizliği.....	45
2.10.2 Aktivitenin belirsizliği.....	46
2.10.2.1 Doğrudan ölçme yöntemi ile ölçülen aktivitenin belirsizliği	46
2.10.2.2 Standartla karşılaştırma yöntemi ile ölçülen aktivitenin belirsizliği	46
2.10.3 Düzeltme faktörlerinin belirsizliği.....	47
3. MATERYAL ve YÖNTEM	49
3.1 Gama Spektrometre Sistemi	49
3.2 Standart Kaynakların ve Örneklerin Ölçüme Hazırlanmasında Kullanılan Cihazlar	50
3.3 Verim Kalibrasyonunda Kullanılan Sertifikalı Referans Standart Kaynaklar	50
3.4 Aktivite Ölçümü Uygulamaları.....	51
3.5 Standart Kaynakların ve Örneklerin Hazırlanması.....	51
3.5.1 Standart kaynakların hazırlanması	51
3.5.1.1 Standart kaynakların aktivitelerinin hesaplanması	52
3.5.2 Örneklerin hazırlanması	54
3.6 Doğal Fon Spektrumunun Ölçülmesi.....	55
3.7 Gama-ışını Öz Soğurma Düzeltme Faktörünün Belirlenmesi	55
3.7.1 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörünün deneysel olarak ölçülmesi	55
3.7.2 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörünün hesaplanması.....	56
3.8 Verim Kalibrasyonu	58
3.8.1 Radyonüklite özgü verim kalibrasyonu	58
3.8.2 Mutlak verim kalibrasyonu.....	59

3.9 Çevresel Örneklerde Aktivite Ölçümü.....	61
3.9.1 Doğrudan aktivite ölçümü.....	62
3.9.2 Standartla karşılaştırma ile aktivite ölçümü	62
3.9.3 Çevresel örneklerde aktivitesi ölçülen nüklitler ve aktivite ölçümünde kullanılan gama-ışını enerjileri.....	62
3.9.4 Ölçülen aktivite değerleri kullanılarak hesaplanan nicelikler.....	65
3.9.4.1 Radyum eşdeğer aktivitesi.....	65
3.9.4.2 Soğurulan doz hızı.....	65
3.9.4.3 Gama aktivitesi derişim indisi	66
4. BULGULAR.....	67
4.1 Doğal Fon Spektrumu.....	67
4.2 Gama-ışını Öz Soğurma Düzeltme Faktörleri.....	69
4.2.1 Deneysel olarak ölçülen gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörleri.....	69
4.2.2 Hesaplanan gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörleri.....	69
4.3 Verim Kalibrasyonu Eğrileri	76
4.3.1 Mutlak verim kalibrasyonu eğrileri	76
4.3.2 Radyonüklite özgü verim kalibrasyonu eğrileri.....	82
4.4 Çevresel Örneklerde Ölçülen Aktivite Değerleri	87
5. SONUÇ ve TARTIŞMA	93
KAYNAKLAR	101
ÖZGEÇMİŞ.....	105

SİMGELER DİZİNİ

HPGe	Yüksek Saflıkta Germanyum
MDA	Ölçülebilir En Küçük Aktivite
ADC	Analog-Sayısal Dönüştürücü
DAC	Sayısal-Analog Dönüştürücü
MCA	Çok Kanallı Analizör
DT	Ölü Zaman
RT	Gerçek Süre
LT	Aktif Süre
BS	Büyük Silindir Kap
KS	Küçük Silindir Kap
ST	Silindirik Tüp
XRF	X-ışını Floresans
A_{Ra-cq}	Radyum Eşdeğer Aktivitesi
ED	Etkin Doz Hızı
D	Soğurulan Doz Hızı
I	Gama Aktivitesi Konsantrasyon İndisi

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1 Neptinyum (^{237}Np) serisi	9
Şekil 2.2 Uranyum (^{238}U) serisi	10
Şekil 2.3 Aktinyum (^{235}U) serisi	10
Şekil 2.4 Toryum (^{232}Th) serisi	11
Şekil 2.5 ^{238}U - ^{234}Th nüklitleri için sürekli denge durumuna erişilmesi.....	12
Şekil 2.6 ^{214}Pb - ^{214}Bi nüklitleri için geçici denge durumuna erişilmesi.....	13
Şekil 2.7 Radyoaktif dengenin oluşmadığı durum.....	13
Şekil 2.8 Yüksek saflıkta germanyum dedektörlü gama spektrometresi.....	14
Şekil 2.9 Yüke hassas önyükseltecin şematik görünümü	15
Şekil 2.10 Çok kanallı analizörde kanal numarası ve puls yüksekliği arasındaki ilişki .	17
Şekil 2.11 Analog-sayısal dönüştürücünün şematik görünümü.....	18
Şekil 2.12 Wilkinson tipi ADC	20
Şekil 2.13 Sabit dönüşüm zamanlı ADC	20
Şekil 2.14 Sabit dönüşüm zamanlı ADC'nin işleyişi.....	21
Şekil 2.15 Doğrusal süreklilik hesabı	23
Şekil 2.16 Basamak süreklilik hesabı	24
Şekil 2.17 Kritik seviyenin ve belirleme sınırının tanımı	30
Şekil 3.1.a. Büyük silindir (BS) kap geometrisi	
b. Küçük silindir (KS) kap geometrisi	
c. Silindir tüp (ST) geometrisi.....	51
Şekil 3.2 Deneysel gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörü ölçüm geometrisi.....	56
Şekil 4.1 Doğal fon spektrumu (100000 s)	68
Şekil 4.2 BS geometrisinde ölçülen öz soğurma düzeltme faktörleri.....	69
Şekil 4.3 KS geometrisinde ölçülen öz soğurma düzeltme faktörleri.....	70
Şekil 4.4 BS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi....	77
Şekil 4.5 KS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi....	77
Şekil 4.6 BS geometrisinde EGML-1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi....	78

Şekil 4.7 BS geometrisinde EGML-1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi	79
Şekil 4.8 KS geometrisinde EGML-1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi...	80
Şekil 4.9 KS geometrisinde EGML-1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi	80
Şekil 4.10 ST geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan dedektör kuyusu için elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi	81
Şekil 4.11 ST geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak dedektör kuyusu için elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi	82
Şekil 4.12 BS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi.....	83
Şekil 4.13 BS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi	84
Şekil 4.14 KS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi.....	85
Şekil 4.15 KS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi	85
Şekil 4.16 ST geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan dedektör kuyusu için elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi.	86
Şekil 5.1 ST geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklitin ölçülen aktivitesinin sertifikalandırılmış aktivitesine oranı.....	96
Şekil 5.2 BS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklitin ölçülen aktivitesinin sertifikalandırılmış aktivitesine oranı.....	97
Şekil 5.3 KS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklitin ölçülen aktivitesinin sertifikalandırılmış aktivitesine oranı.....	97

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 2.1 Doğal bozunma serileri.....	9
Çizelge 3.1 HPGe dedektörün özellikleri	49
Çizelge 3.2 Sertifikalı standart kaynakların özellikleri.....	50
Çizelge 3.3 Sertifikalı EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardının özellikleri	50
Çizelge 3.4 Örnek kaplarının fiziksel özellikleri	52
Çizelge 3.5 Hazırlanan standart kaynakların miktarları.....	52
Çizelge 3.6 ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U ve ^{235}U nüklitlerinin izotopik bollukları, yarı ömürleri ve özgül aktiviteleri	53
Çizelge 3.7 Standart kaynakların içerdiği nüklitlerin aktiviteleri	54
Çizelge 3.8 Örneklerin miktarları	55
Çizelge 3.9 IAEA-375 standardının, K-1 ve D-2 örneklerinin XRF yöntemi ile belirlenmiş kimyasal bileşimleri	57
Çizelge 3.10 IAEA/RGU-1 standardının sertifikasında verilen yaklaşık kimyasal bileşimi.....	57
Çizelge 3.11 Aktivitesi ölçülen nüklitlerin özellikleri.....	64
Çizelge 4.1 Doğal fon spektrumunda gözlenen fotopiklerin sayım hızları.....	67
Çizelge 4.2 BS geometrisinde standart kaynakların, deneysel olarak ölçülen (K_o^d) ve hesaplanan (K_o^h) öz soğurma düzeltme faktörleri.....	71
Çizelge 4.3 BS geometrisinde örneklerin, deneysel olarak ölçülen (K_o^d) ve hesaplanan (K_o^h) öz soğurma düzeltme faktörleri	72
Çizelge 4.4 KS geometrisinde standart kaynakların, deneysel olarak ölçülen (K_o^d) ve hesaplanan (K_o^h) öz soğurma düzeltme faktörleri.....	73
Çizelge 4.5 KS geometrisinde örneklerin, deneysel olarak ölçülen (K_o^d) ve hesaplanan (K_o^h) öz soğurma düzeltme faktörleri	74
Çizelge 4.6 ST geometrisinde standartların ve örneklerin hesaplanan (K_o^h) öz soğurma düzeltme faktörleri	75
Çizelge 4.7 BS ve KS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim değerleri	76
Çizelge 4.8 BS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim değerleri.....	78
Çizelge 4.9 KS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim değerleri.....	79

Çizelge 4.10 ST geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile dedektör kuyusu için elde edilen verim değerleri	81
Çizelge 4.11 BS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile elde edilen verim değerleri	83
Çizelge 4.12 KS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile elde edilen verim değerleri	84
Çizelge 4.13 ST geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile dedektör kuyusu için elde edilen verim değerleri	86
Çizelge 4.14 BS geometrisinde K-1 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	88
Çizelge 4.15 KS geometrisinde K-1 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	88
Çizelge 4.16 ST geometrisinde K-1 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	88
Çizelge 4.17 K-1 tuf örneği için soğurulan ve etkin doz hızları	89
Çizelge 4.18 BS geometrisinde D-2 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	89
Çizelge 4.19 KS geometrisinde D-2 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	89
Çizelge 4.20 ST geometrisinde D-2 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	90
Çizelge 4.21 D-2 tuf örneği için soğurulan ve etkin doz hızları	90
Çizelge 4.22 BS geometrisinde E-1 toprak örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	90
Çizelge 4.23 KS geometrisinde E-1 toprak örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	91
Çizelge 4.24 ST geometrisinde E-1 toprak örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	91
Çizelge 4.25 BS geometrisinde M-1 mermer örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	91
Çizelge 4.26 KS geometrisinde M-1 mermer örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	92
Çizelge 4.27 ST geometrisinde M-1 mermer örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	92
Çizelge 4.28 BS geometrisinde I-1 ıspanak ve F-1 kurufasulye örneklerindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg ⁻¹)	92
Çizelge 5.1 Başlıca belirsizlik kaynakları (±1 güven aralığında)	95
Çizelge 5.2 Çevresel örneklerin ortalama aktiviteleri	98
Çizelge 5.3 K-1 ve D-2 örneklerinin mutlak verim kalibrasyonu ve radyonüklite özgü verim kalibrasyonuna göre elde edilen aktivitelerinin karşılaştırılması	99

1. GİRİŞ

Son yıllarda, yarı iletken teknolojisindeki hızlı gelişmelere paralel olarak, dedektör teknolojisinde, yüksek saflıktaki HPGe kristallerin büyük hacimli olarak üretilmesi ve bunlarında oldukça düşük doğal fon aktivitesi içeren malzemelerden yapılan kriyostat içerisine konularak dedektör yapılabilir olması sonucu, yüksek çözme güçlü gama spektrometrisi tekniği, çok düşük aktiviteler içerebilen çevresel örneklerin ölçümünde geniş bir uygulama alanı bulmuştur. 1963 yılında, ilk defa, sıvı azotla soğutulan Ge(Li) dedektörlerin kullanılmasından (Tavendale *et al.* 1963) bu yana, modern radyoaktivite ölçme laboratuvarlarında düşük doğal fonlu sayım sistemlerinin dedeksiyon sınırları önemli derecede düşürülmüştür (Hult *et al.* 2006). Teknolojik geliştirmeler sonucu, sürekli sıvı azot soğutulması gereksinimi olan Ge(Li) dedektörlerin yerine, safsızlığı 10^{10} atomdan daha yüksek olan HPGe kristallerin yaygınlaşması ile birlikte 1980'li yıllarda, %10-20 bağıl verime sahip olan Ge kristaller, günümüzde %120-200 (~550-900 cm³ HPGe) bağıl verimi sağlayacak büyüklükte üretilebilmektedir. Bilindiği gibi, gama spektrometri tekniği, bileşimi ve yoğunluğu bilinmeyen herhangi bir örnekte çoğunlukla tahribatsız olarak ve kimyasal bir işlem uygulamayı gerektirmeksizin, aynı anda tek bir spektrum değerlendirmesinden bir çok sayıda gama-yayınlayıcı radyonüklitin tanımlanmasına ve nicel olarak aktivitelerinin ölçülmesine imkan veren, hassas ve hızlı bir tekniktir. Bu teknikte, HPGe dedektörler kullanıldığında ölçülebilir enerji aralığının (<10 keV-10 MeV) ve çözünürlüğün oldukça yüksek olmasından dolayı, örneğin 1 MeV enerjide yaklaşık %1'lik yüksek bir çözünürlük söz konusudur. Buna karşılık, geleneksel yüksek verimli NaI sintilatörlü dedektörler kullanıldığında ise, aynı ölçülebilir enerji aralığında sağlanabilen çözünürlük ancak %7-10 civarındadır. Bu nedenle HPGe dedektörler, NaI dedektörlere kıyasla daha çok izotopu aynı anda analiz etmek için uygundur. Diğer yandan, düşük verim sorununu giderecek ve NaI kristallerin verimlerine hemen hemen yakın bir dedeksiyon verimi sağlayan büyüklükte HPGe kristaller artık günümüzde üretilebilmektedir. Bu nedenle, HPGe dedektörlü gama spektrometre tekniği “düşük” seviyeli radyoaktivitenin (low level radioactivity) ölçülmesinde oldukça önemli bir yer tutmaktadır. Günümüzde, rutin ölçümlerde bir kriter olarak, herhangi bir örnekteki ölçülebilir en küçük aktivite (MDA), katıda veya sıvıda 1 Bq kg⁻¹ (veya 1 Bq L⁻¹) düzeyindedir. Ortam doğal fonunun oldukça düşük

olduğu yer düzeyindeki laboratuarlarda, düşük radyoaktivite ölçme amaçlı kurulan sayım sistemleri ile ölçülen çevresel örneklerde, MDA değerinin ^{226}Ra (^{238}U) ve ^{228}Ra (^{232}Th) için $0,37 \text{ Bq kg}^{-1}$ (Bq L^{-1}) düzeyine indirilebildiği ifade edilmektedir (Bandong *et al.* 2005). Yer altında kurulan laboratuarlarda ise, radyonüklitin türüne ve zırlama etkinliğine göre değişmekle birlikte MDA değerleri ($\sim\text{mBq kg}^{-1}$) düzeyine inmiştir (Laubenstein *et al.* 2004). Radyoaktivite ölçümü için kullanılan ölçüm cihazlarındaki hassasiyeti artıracak yeni iyileştirmeler yapmanın temel nedeni, sosyal ve ekonomik etkileri bakımından en büyük sayılan 1986 yılındaki Çernobil nükleer reaktör kazasından edinilen deneyimlerdir. Bunlardan başlıcası, düşük seviyede radyoaktivite bulaşmış maddeler için kamuoyunda en üst düzeyde korunma önlemlerinin istenmesi ve bu maddelerin kullanımlarının kısıtlanarak, çevreden uzaklaştırılması taleplerinin ortaya çıkmasıdır (Yücel 1992). Bilindiği gibi radyasyon güvenliği konusundaki temel prensip (ALARA) ekonomik ve sosyal faktörleri göz önünde bulundurarak makul düzeyde ulaşılabilen en düşük radyasyon dozunun sağlanmasını öngörmektedir (Anonymous 1977). Bu amaçla bireylerin tükettiği gıdaların, içinde yaşadığı binalarda kullanılan malzemelerin, yaşadığı çevredeki çok çeşitlilik gösteren çevresel örneklerin (örneğin toprak, plaj kumu, kömür külü, uçucu küller,v.b.), sanayi ürünleri (örneğin kömür, mermer, seramik ve granit kaplamalar, tuğla, çimento, beton gibi yapı malzemeleri v.b.) ve doğal olarak her zaman bulunabilen radyonüklitleri (^{40}K , ^{238}U , ^{226}Ra , ^{232}Th) içeren maddeler (NORM) ile teknolojik işlem görmüş (örneğin fosfat kayalarından üretilen gübre yan ürünleri (fosfojips), mineral-cevher ve petrol artıkları ve atık çamurları, v.b.) maddelerin (TENORM), insani tüketim amaçlı kullanılan suların, kaplıca ve maden sularının ve sanayi tesisleri yakınındaki riskli bölgelerde solunan hava örneklerinin içerdiği düşük seviyedeki radyoaktivitenin belirlenmesi gerekmektedir. Bu radyoaktivitenin kaynağı, içinde yaşadığımız çevrede her zaman bulunabilen doğal radyonüklitler (^{40}K , ^{235}U , ^{238}U , ^{232}Th ve kozmik orijinli ^7Be gibi) ve bunların çok sayıdaki bozunma ürünleri (^{224}Ra , ^{226}Ra , ^{228}Ra , ^{220}Rn , ^{222}Rn , ^{212}Pb , ^{214}Pb v.b.) veya nükleer silah denemeleri ve reaktör kazaları sonucu oluşabilen radyoaktif serpintilerle çevreye bulaşabilen bazı fisyon ürünleri (^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{131}I), tıpta teşhis ve tedavi amaçlı olarak kullanılan genelde kısa ömürlü radyonüklitler (^{123}I , ^{131}I , ^{75}Se , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{99}Mo , ^{201}Tl gibi) olarak sıralanabilir. Çeşitli maddelerde bulunabilecek bu radyonüklitlerin içerdiği radyoaktivitenin yüksek doğruluk ve duyarlılıkla belirlenmesi, toplumun radyasyon

sağlığının risk derecesinin değerlendirilmesi açısından, iç ve dış ışınlamadan kaynaklanan sağlık indislerinin (internal and external health hazard index) hesaplanması için de kullanılabilir. Bu değerlerin bilinmesi, çevre ve insan yaşam kalitesinin artırılmasında alınacak önlemler için en temel bilimsel nicelikler olarak ifade edilebilir. Böylelikle toplumun yaşadığı çevreden, tükettiği gıdalardan ilave alınabilecek doz değerleri hesaplanmaktadır. Örneğin bir çevreden alınan toprak örneklerinde doğal olarak her zaman bulunabilen radyonüklitler (^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K) ve olası başka radyonüklitler nedeniyle havada meydana gelen doz hızının (nGy h^{-1}) hesaplanması için bunların aktivitelerinin ölçülmesi gerekir. Daha sonra o çevrede yaşayan toplum için yıllık etkin doz hızının (mSv y^{-1}) hesabı mümkün olur (Anonymous 2000). Gıda örneklerinde ve çeşitli maddelerde radyoaktivite ölçme gereksinimi, ulusal mevzuatımızda her bir radyonüklit için belirlenen sınır değerlerine göre yurda ithal edilen ve yurt dışına ihraç edilen tüm ürünlerin, halkın radyasyon sağlığı açısından sertifikalandırılması için de bir zorunluluktur. Bu nedenle deneysel olarak belirlenen radyoaktivite değerleri esas alınarak, her türlü ürün için rapor edilen aktivite değerleri ve bunların ölçüm hassasiyetleri ticari anlam ifade etmektedir. Çernobil kazasından sonra, çeşitli gıdaların ve malların radyoaktivite değerleri, artık tüm ülkelerin ulusal laboratuvarlarında sıkı bir şekilde denetlenmektedir. Gerçeğinden farklı ölçülen veya hatalı rapor edilen radyoaktivite değeri ticari kayıplara ve bu kayıp nedeniyle de yasal sorumluluklara ve yaptırımlara yol açabilmektedir.

Bu nedenle bu tez çalışmasında, çeşitli maddelerin içerdiği düşük seviyeli radyoaktivitenin yüksek doğrulukla ölçülmesi için kullanılacak olan kuyu tipi bir HPGe dedektörlü gama spektrometresinin kalibrasyonlarının yapılması amaçlanmıştır. Özellikle gıda ve çevresel örneklerden ölçülebilecek gama spektrumlarının çok zayıf şiddetli (sayım hızları oldukça düşük) fotopikleri içermeleri nedeniyle, genelde doğal olarak bulunan radyonüklitlerin yayınladığı gama ışını enerjilerini kapsayan 40-2000 keV enerji aralığında, sistemin hem çok radyonüklitli standartla (absolute full-energy peak efficiency) hem de radyonüklite özgü verim kalibrasyonu yöntemi (radionuclide specific efficiency calibration) ile farklı sayım geometrileri için verim kalibrasyonları yapılmıştır. Düşük seviyeli radyoaktivite ölçümünün çevresel örneklere uygulanabilecek olması hedeflendiğinden kalibrasyon, “yakın geometri” koşullarında

yapılmıştır. Bu amaçla örnek kabının, dedektör uç kabı üzerinde ve kuyusu içinde olduğu silindirik geometriler seçilmiştir. Ancak “yakın geometri” koşullarında sayım durumunda, kaçınılmaz olarak gama-gama gerçek eş zamanlı yığılma (true coincidence) olasılıkları artacağından verim kalibrasyonunda kullanılan belirli fotopiklerin verdiği sayımlarda kayıplar ve artışlar (summing in/summing out) olacaktır (McFarland 1991). Özellikle dedektörün kuyusunda yapılan ölçümlerde, beklendiği gibi gama-gama koincidens piklerinin aktivite sonuçlarına belirgin etkisi de incelenmiştir.

Düşük seviyeli radyoaktivite ölçümü için kullanılacak bir verim kalibrasyonunun yapılması amaçlandığında “düşük” aktivite seviyesine kantitatif bir anlam vermek için sistemin ölçülebilir en küçük aktivite (minimum detectable activity, MDA) değerleri farklı sayım geometrilerinde belirlenmiştir. Düşük seviyeli radyoaktivite ölçümünde “öz-soğurma” etkisi özellikle 200 keV’in altında daha baskın olduğundan, bunun düzeltilmesi ile ilgili çeşitli kuramsal ve deneysel yöntemler uygulanmıştır.

2. KURAMSAL TEMELLER

2.1 Radyoaktivite ve Radyoaktif Bozunma Yasası

Radyoaktif parçalanma (bozunma) atomun çekirdeğinden, parçacıklar veya elektromanyetik radyasyon yayınlanmasıyla kendiliğinden anlık olarak gerçekleşen çekirdekteki bir değişimdir. Bozunma sonucu oluşan ürünler ana çekirdekten kütleye daha küçüktür. Oluşan ürünler başka kararlı veya kararsız çekirdeklere dönüşebilirler. Radyoaktif bozunma temel olarak alfa, beta, gama yayınıyla birlikte kendiliğinden fisyon şeklinde olabilir. Kararlı veya kararsız nükleonların herhangi bir mekanizma ile dışarıdan verilen bir uyarımla (parçacık/radyasyon bombardımanı), yapay olarak radyoaktif hale getirilmesi de mümkündür. Bu durumla oluşan ürünler genelde radyoizotop olarak adlandırılır.

Radyoaktif bozunma olayında radyonükleonların sayısı üstel bir fonksiyona göre azalır. Bozunma rasgele bir olaydır ve istatistiksel bir doğası vardır. Yani tüm atomların içinde özellikle bir çekirdek göz önüne alınırsa, bu çekirdeğin tam olarak ne zaman bozunacağı bilinemez.

Bir radyonükleonun birim zamandaki bozunma sabiti λ ile gösterilir ve radyonükleonun temel özelliğidir, zaman içinde değişmez. Bir t anında N tane radyonükleon varsa, dt süresinde bozunacak radyonükleon sayısı, dN

$$A = \left| -\frac{dN}{dt} \right| = \lambda N \quad (2.1)$$

ile verilir. Burada A , aktiviteyi göstermektedir ve zamanla azalan bir niceliktir. dt süresi içindeki bozunma sayısı, bozunmamış radyonükleon sayısı, N , ile orantılıdır ve orantı sabiti $\lambda = \ln 2 / t_{1/2}$, radyonükleona özgü $t_{1/2}$ yarı ömrüne bağlı değişmez bir niceliktir.

Eşitlik 2.1

$$-\frac{dN}{N} = \lambda dt \quad (2.2)$$

şeklinde yazılıp integrali alınırsa

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (2.3)$$

üstel radyoaktif bozunma yasası elde edilir. Burada N_0 , $t=0$ 'da henüz bozunmamış radyonüklitlerin sayısıdır. Buna göre aktivite, $A(t)$, birim zamandaki bozunma sayısı, yani bozunma hızı olarak tanımlıdır. t anındaki aktivite, $t=0$ anındaki A_0 aktivitesi ile

$$A(t) = \lambda N(t) = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = A_0 e^{-\lambda t} \quad (2.4)$$

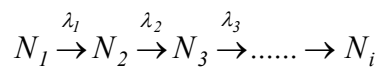
şeklinde ilişkilidir. Aktivitenin SI birim sisteminde birimi Becquerel (Bq) olup saniyede bir parçalanmaya eşittir. Aktivitenin eski birimi Curie (Ci)'dir ve $1\text{Ci} \approx 3,7 \times 10^{10}$ Bq (bozunma/s) olarak tanımlanır. Özgül aktivite, A_{sp} (Bq g^{-1} veya Ci g^{-1}) bir radyonüklitin birim ağırlığının aktivitesidir.

$$A_{sp} = \frac{A}{m} = \frac{\lambda N}{m} = \frac{\lambda}{m} \cdot \frac{m N_{AV}}{M} = \frac{\lambda N_{AV}}{M} \quad (2.5)$$

Burada M , atom ağırlığıdır. Bu ifade özgül aktivitenin gerçek kütlede bağımsız sabit bir değer olduğunu göstermektedir.

2.2 Zincirleme Bozunum Süreci

Radyoaktif bozunma radyoaktif bir ürünle sonuçlandığı zaman, radyoaktif bozunmalar kararlı bir nüklite ulaşmaya kadar devam eder ve bir bozunma dizisi



şeklinde meydana gelir. Burada N_1 ana radyonüklit, N_2 ve N_3 ürün radyonüklitlerdir. N_1 , λ_1 bozunum sabitiyle N_2 radyonüklitine ve N_2 'de λ_2 bozunum sabitiyle başka bir radyonüklite bozunacaktır. ^{232}Th , ^{235}U ve ^{238}U bozunma serileri için genel bir eşitlik H.Bateman tarafından geliştirilmiştir. Başlangıçta $t=0$ anında ürünlerin hiç bulunmadığı (yani $i>1$ için $N_i(0)=0$) varsayılarak i 'nci radyonüklitin atom sayısı

$$N_i(t) = \lambda_1 \cdot \lambda_2 \cdot \dots \cdot \lambda_{i-1} N_{10} \sum_{j=1}^i \frac{e^{-\lambda_j t}}{\prod_{\substack{k=1 \\ k \neq j}}^i (\lambda_k - \lambda_j)} \quad (2.6)$$

eşitliğinden bulunabilir. İkinci bir yolda her durum için diferansiyel bozunma denklemlerinin yazılarak çözülmesidir. Örneğin ilk üç radyonüklit için ($N_1 \xrightarrow{\lambda_1} N_2 \xrightarrow{\lambda_2} N_3$), $t=0$ anında N_{10} tane ana radyonüklit bulunduğu ve diğer bozunma ürünlerinin hiç bulunmadığı kabul edilirse aşağıdaki bozunma eşitlikleri yazılabilir.

$$\frac{dN_1(t)}{dt} = -\lambda_1 N_1(t) \quad (2.7)$$

$$\frac{dN_2(t)}{dt} = \lambda_1 N_1(t) - \lambda_2 N_2(t) \quad (2.8)$$

$$\frac{dN_3(t)}{dt} = \lambda_2 N_2(t) - \lambda_3 N_3(t) \quad (2.9)$$

Eşitlik 2.7 ana radyonüklitin bozunma hızını verirken, Eşitlik 2.8 ve Eşitlik 2.9 ürün radyonüklitlerin oluşma hızını verir. Eşitlik 2.7'nin $t=0$ 'da $N_1=N_{10}$ iken integrali alınırsa

$$N_1(t) = N_{10} e^{-\lambda_1 t} \quad (2.10)$$

bulunur. Bu değer Eşitlik 2.8'de yerine yazılırsa

$$\frac{dN_2(t)}{dt} = \lambda_1 N_{10} e^{-\lambda_1 t} - \lambda_2 N_2(t) \quad (2.11)$$

elde edilir. Eşitlik 2.11 t=0'da $N_2=N_{20}=0$ varsayımı ile çözümlerse

$$N_2(t) = N_{10} \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) \quad (2.12)$$

olarak bulunur. Aynı şekilde Eşitlik 2.9'un çözümü

$$N_3(t) = N_{30} + N_{20}(1 - e^{-\lambda_2 t}) + N_{10} \left[1 + \frac{\lambda_2}{\lambda_1 - \lambda_2} e^{-\lambda_1 t} - \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} e^{-\lambda_2 t} \right] \quad (2.13)$$

ile verilir. Eşitlik 2.13 t=0'da $N_2=N_{20}=0$ ve $N_3=N_{30}=0$ sınır değerleri ile çözümlerse

$$N_3(t) = N_{10} \left[1 + \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\lambda_2 t} - \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\lambda_1 t} \right] \quad (2.14)$$

bulunur.

2.3 Doğal Bozunma Serileri

Bazı radyoaktif elementlerin (örneğin toryum gibi; ^{232}Th , $1,405 \times 10^{10}$ yıl) yarı ömrü, dünyanın yaşına göre çok uzundur ve bugün hala radyoaktiflikleri gözlenebilmektedir. Çevremizdeki doğal radyoaktifliğin kaynağını temelde ^{238}U ($4,468 \times 10^9$ yıl), ^{235}U ($7,038 \times 10^8$ yıl), ^{232}Th ($14,05 \times 10^9$ yıl), ^{40}K ($1,277 \times 10^9$ yıl) gibi radyonüklitler oluşturmaktadır.

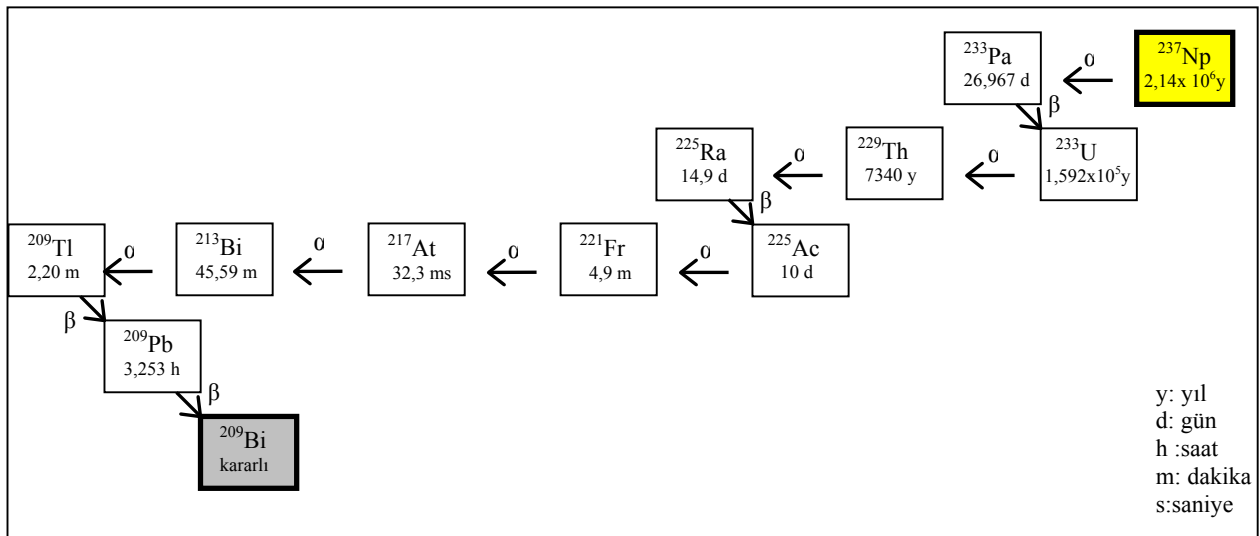
Günümüzde gözlenen doğal radyoaktif elementlerin çoğu çok ağır elementlerden oluşur. Bu radyonüklitler genellikle alfa (α), beta (β^-), pozitron (β^+), elektron yakalaması (EC) ve kendiliğinden fisyon (SF) bozunumları ile kütle numarası (A) ve atom numarasını (Z), sonuçta kararlı ve hafif bir çekirdeğe ulaşıncaya kadar azaltırlar. Çizelge 2.1'de

görüldüğü gibi doğal dört seriden doğada gerçekte bulunan üç radyoaktif seri toryum, ^{232}Th ($1,405 \times 10^{10}$ yıl) \rightarrow ^{208}Pb (kararlı); uranyum, ^{238}U ($4,468 \times 10^9$ yıl) \rightarrow ^{206}Pb (kararlı) ve aktinyum, ^{235}U ($7,038 \times 10^8$ yıl) \rightarrow ^{207}Pb (kararlı) doğal radyoaktivitenin bulunmasının nedenidir.

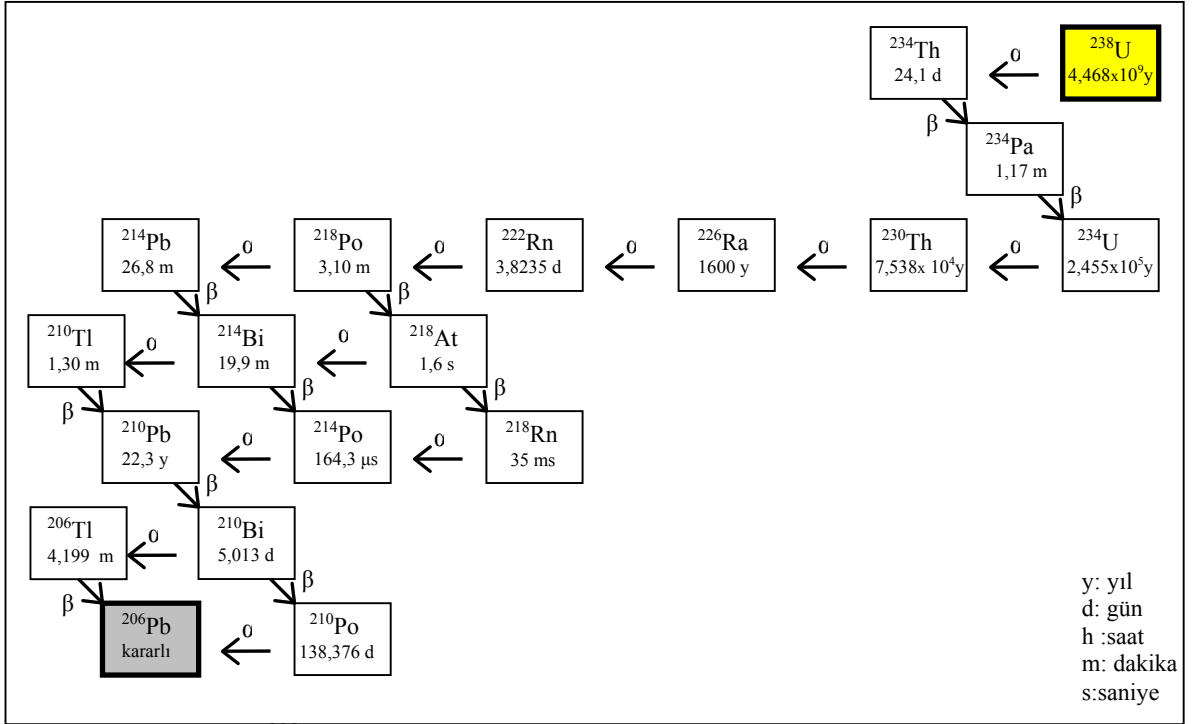
Çizelge 2.1 Doğal bozunma serileri

Seri	Bozunma Zinciri	Ana nükleit	Ana nükleitin yarı ömrü (yıl)	Kararlı son ürün
(4n+0)	Toryum	$^{232}_{90}\text{Th}$	$1,405 \times 10^{10}$	$^{208}_{82}\text{Pb}$
(4n+1)	Neptinyum	$^{237}_{93}\text{Np}$	$2,14 \times 10^6$	$^{209}_{83}\text{Bi}$
(4n+2)	Uranyum	$^{238}_{92}\text{U}$	$4,468 \times 10^9$	$^{206}_{82}\text{Pb}$
(4n+3)	Aktinyum	$^{235}_{92}\text{U}$	$7,038 \times 10^8$	$^{207}_{82}\text{Pb}$

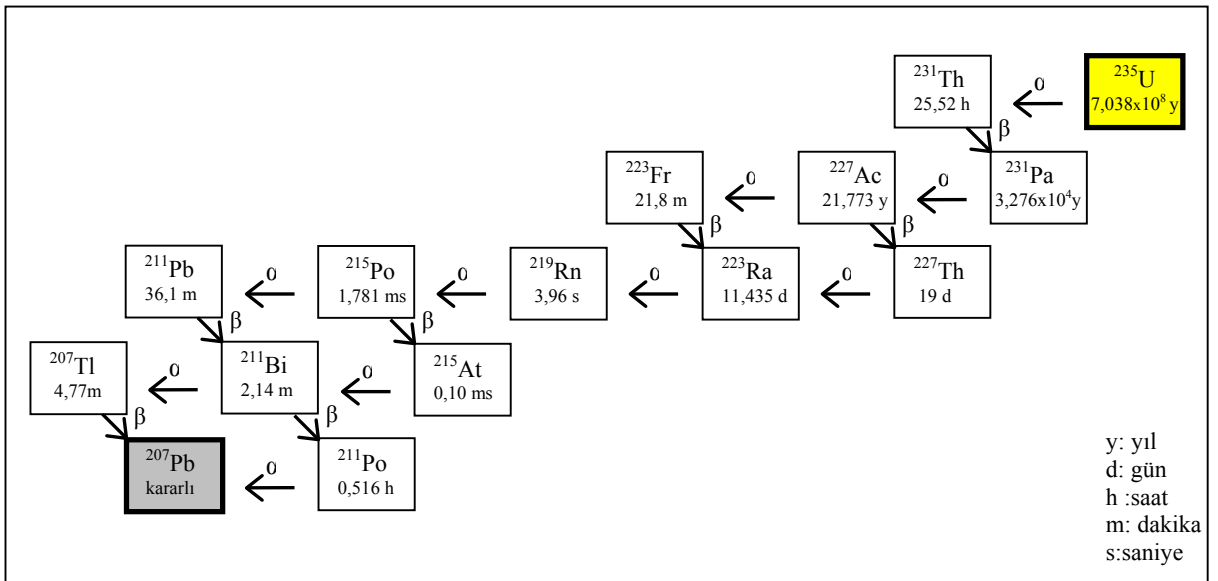
Genellikle reaktörlerde yapay olarak üretilen neptinyum izotopunun, ^{237}Np ($2,14 \times 10^6$ yıl) \rightarrow ^{209}Bi (kararlı) serisinin ana nükleiti ^{237}Np 'nin yarı ömrü, dünyanın oluşumundan bugüne geçen süreye göre daha kısa olduğundan doğal olarak bulunmaz (Şekil 2.1). Doğal radyoaktif serilerin dışında doğada %0,0117 bollukta, potasyumun radyoaktif izotopu ^{40}K ($1,277 \times 10^9$ yıl) bulunur. ^{40}K , β^- bozunumu (%89,28 olasılıkla) yaparak ^{40}Ca 'a ve küçük bir kesrde elektron yakalama (EC) ile ^{40}Ar 'a dönüşür (%10,67 olasılıkla) ve bu sırada 1460,8 keV enerjili bir gama ışını yayınlanır.



Uranyum doğada %99,2745 bollukta ^{238}U ($4,468 \times 10^9$ yıl), %0,72 bollukta ^{235}U ($7,038 \times 10^8$ yıl) ve %0,0055 bollukta ^{234}U ($2,455 \times 10^5$ yıl) olarak bulunur. Uranyum, ^{238}U ($4,468 \times 10^9$ yıl) \rightarrow ^{206}Pb (kararlı) ve Aktinyum, ^{235}U ($7,038 \times 10^8$ yıl) \rightarrow ^{207}Pb (kararlı) bozunma serileri Şekil 2.2 ve 2.3’de gösterilmiştir.

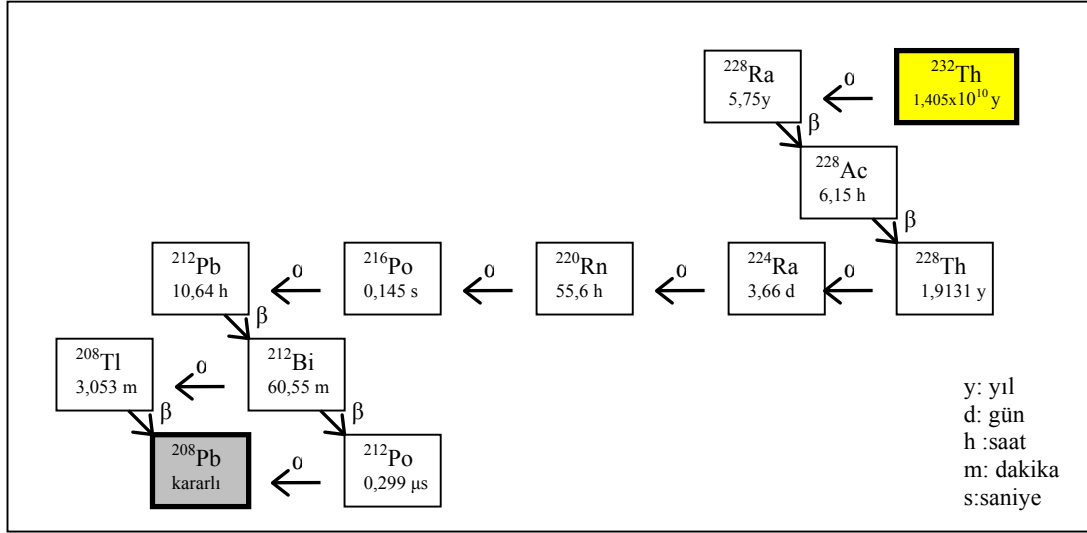


Şekil 2.2 Uranyum (^{238}U) serisi



Şekil 2.3 Aktinyum (^{235}U) serisi

Toryum doğada ^{232}Th ($1,405 \times 10^{10}$ yıl) olarak bulunur ve serisinin kararlı nükliti ^{208}Pb 'dir (Şekil 2.4).



Şekil 2.4 Toryum (^{232}Th) serisi

Ana ve ürün nüklitlerin bozunma sabitlerine bağlı olarak bozunma serilerinde farklı durumlar ortaya çıkar.

2.3.1 Sürekli denge durumu

Doğal üç serinin radyonüklitlerinin, jeolojik ve çevresel örneklerde yaklaşık olarak sürekli denge durumunda olması beklenir. Sürekli dengenin oluşması için ana nüklitin yarı ömrü, ürün nüklitin yarı ömründen çok çok büyük olmalı, yani $\lambda_1 \ll \lambda_2$ ve dengeye ulaşması için yeteri kadar uzun bir süre geçmiş olmalıdır. Sürekli denge durumu Eşitlik 2.12'den türetilir.

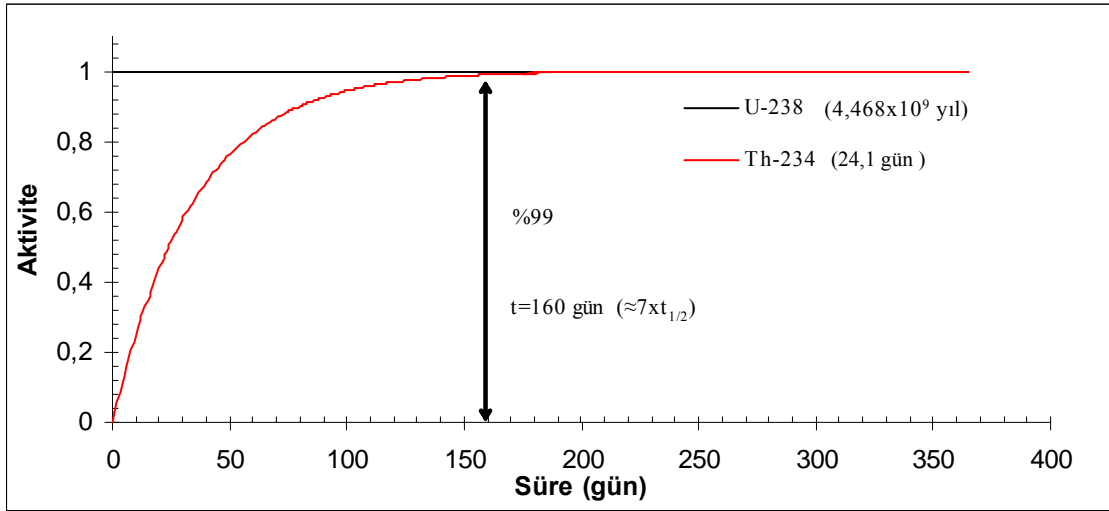
$$A_2 = A_{10}(e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) \quad (2.15)$$

$\lambda_1=0$ için

$$A_2 = A_{10}(1 - e^{-\lambda_2 t}) \quad (2.16)$$

ile verilir. $t \rightarrow \infty$ olduğunda, ürün nüklitin aktivitesi, ana nüklitin aktivitesine eşit olur (Şekil 2.5).

$$A_2(t) \cong A_1(t) \quad (t \gtrsim 7 \times t_{1/2} \text{ için}) \quad (2.17)$$



Şekil 2.5 ^{238}U - ^{234}Th nüklitleri için sürekli denge durumuna erişilmesi

Şekil 2.5'de sürekli dengeye örnek olarak ^{238}U 'in ürün çekirdeği ^{234}Th 'e bozunumu gösterilmektedir. Yaklaşık 160 gün sonra %99 oranında sürekli dengenin oluştuğu görülmektedir.

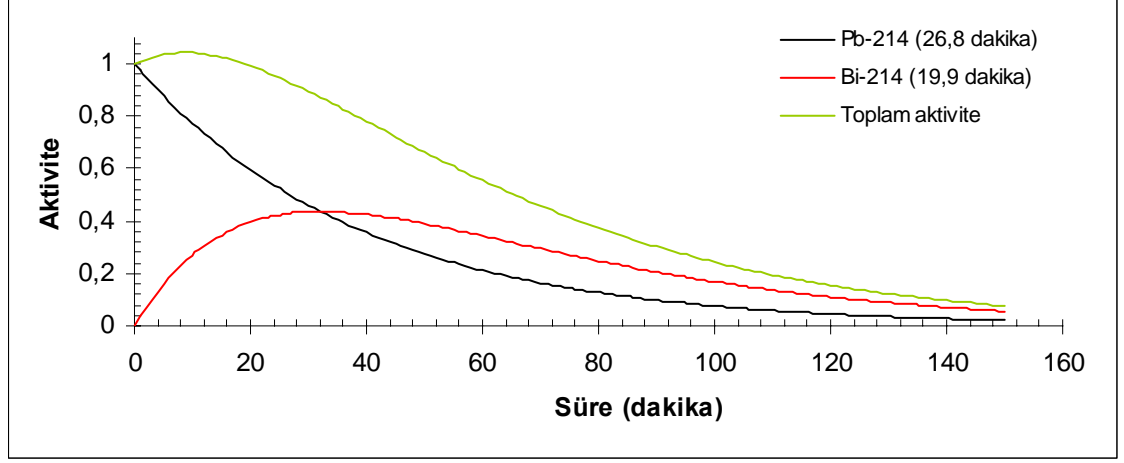
2.3.2 Geçici denge durumu

Ana çekirdeğin yarı ömrü ürün çekirdeğin yarı ömründen büyükse, yani $\lambda_1 < \lambda_2$ ise, geçici denge oluşur ve Eşitlik 2.12 aşağıdaki gibi yazılabilir.

$$N_2(t) \cong N_{10} \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t}) \quad (2.18)$$

Burada t arttıkça üstel terim azalır ve aktivite oranı artar. Bir süre sonra aktivite oranı $\lambda_2 / (\lambda_2 - \lambda_1)$ sabit değerine yaklaşır ve ürün nüklitin aktivitesi ana nüklitin aktivitesinden büyük olur. Yaklaşık 7 yarı ömür sonra geçici denge oluşur. Toplam aktivite, ana nüklit ile aynı hızda bozunur (Şekil 2.6).

$$A_2(t) \cong \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} A_1(t) \quad (t \gtrsim 7 \times t_{1/2} \text{ için}) \quad (2.19)$$

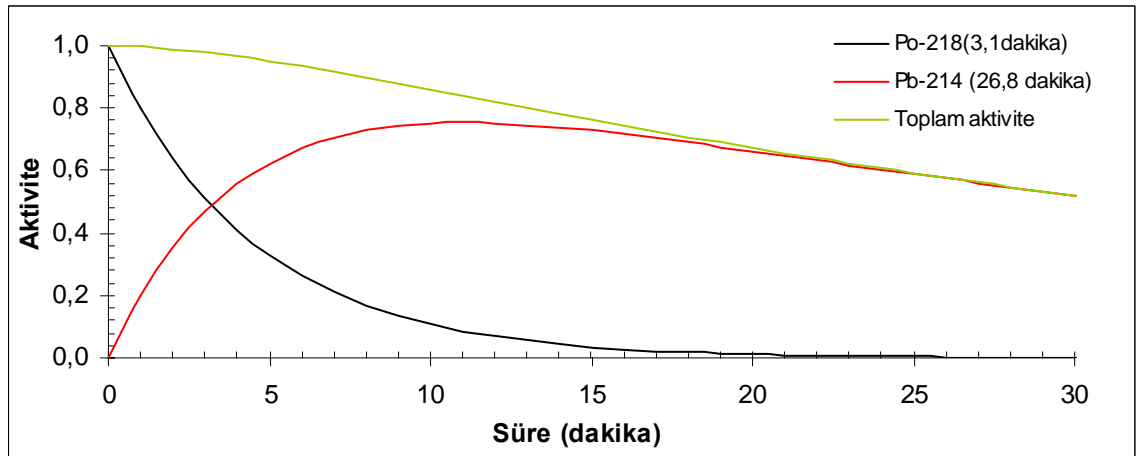


Şekil 2.6 ^{214}Pb - ^{214}Bi nüklitleri için geçici denge durumuna erişilmesi

2.3.3 Dengenin oluşmadığı durum

Ürün nüklitin yarı ömrü ana nüklitin yarı ömründen büyükse, yani $\lambda_1 > \lambda_2$ ise radyoaktif denge oluşmaz. Ana nüklit hızlı bir şekilde bozunduğu için yeterince uzun bir süre sonra ürün nüklitin aktivitesi en büyük değerine ulaşır ve daha sonra kendi bozunma sabiti ile azalır (Şekil 2.7).

$$A_1 + A_2 \cong A_2 \quad (2.20)$$

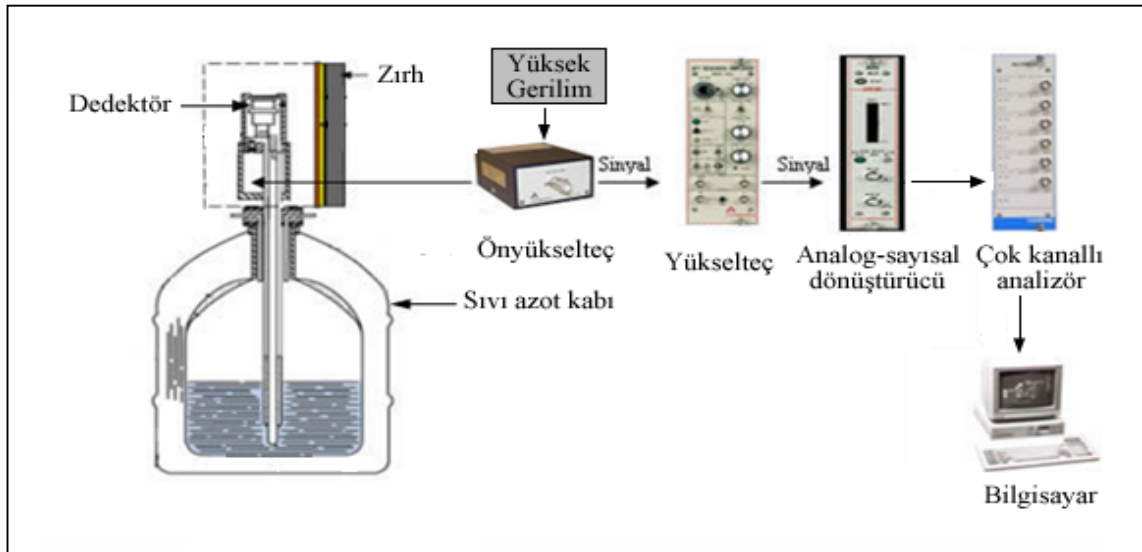


Şekil 2.7 Radyoaktif dengenin oluşmadığı durum

Radyoaktif dengenin oluşmadığı durum genellikle kimyasal olarak açık sistemlerde, bir veya daha fazla radyonüklitin seriden tamamen veya kısmen çıkarılması durumunda meydana gelir. Toryum doğada nadiren radyoaktif dengede bulunmaz. Potasyumda da bu problem gözlenmez. Fakat uranyumun bozunma serisinde radyoaktif dengenin bozulması yaygındır.

2.4 Gama Spektrometresi

Gama spektrometresi, dedektör kristaline ulaşan gama ışınlarının enerjisiyle orantılı olarak oluşan pulsların bir önyükselteç ve yükselteçte işlendikten sonra elde edilen sinyalin analog sayısal dönüştürücüde (ADC) sayısal hale getirilmesi ve çok kanallı analizörün (MCA) hafızasında spektrum olarak kaydedilmesine imkan veren bir sistemdir (Şekil 2.8).



Şekil 2.8 Yüksek saflıkta germanyum dedektörlü gama spektrometresi

2.4.1 Yüksek saflıkta germanyum yarı iletken dedektörler

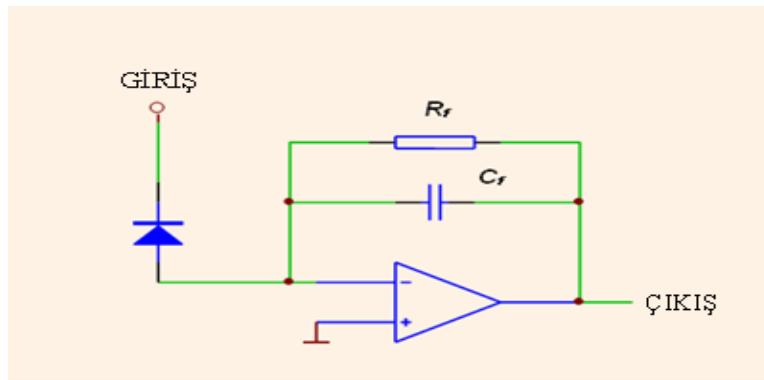
P-i-N yapısında yarı iletken diyotlardır. Gelen gama ışınlarının germanyum kristali ile etkileşerek oluşturduğu elektron-deşik çiftleri uygulanan elektrik alanın etkisiyle p ve n elektrotlarına hareket ederek sinyal oluştururlar. Germanyum kristalinde bir elektron deşik çifti oluşturmak için gerekli ortalama enerji 77 K'deki sıvı azot sıcaklığında

2,96 eV'dur. Oluşan yüklerin (elektron-deşik çiftlerinin) en az tuzaklandığı (yapısal kusurların en az olduğu) germanyumun bant aralığı enerjisi 0,67 eV'dur. Uygun elektron-deşik mobilitelerine (elektronlar için $3.6 \times 10^4 \text{ cm}^2 \text{V}^{-1} \text{s}^{-1}$ ve deşikler için $4.2 \times 10^4 \text{ cm}^2 \text{V}^{-1} \text{s}^{-1}$) ve yeterli foton soğurma katsayısı, atom numarası (32) ve yoğunluğa ($5,32 \text{ g.cm}^{-3}$) sahiptirler. Ancak sızıntı akıma bağlı oluşan gürültü sinyalinin önlenmesi için HPGe dedektörler sıvı azot sıcaklığında (77 K) çalıştırılır.

HPGe dedektörler p-tipi (pozitif alıcı safsızlıklara sahip) veya n-tipi (negatif verici safsızlıklara sahip) düzlemsel (planar) ve eş-eksenli (coaxial) olarak tasarımlanabilirler. Eş eksenli geometrinin avantajı gama spektrometresinde ihtiyaç duyulan geniş aktif hacmin sağlanmasıdır. Eş eksenli HPGe dedektörler aynı zamanda kuyu tipi olarak da kullanılır. Kaynağın bu kuyu içine yerleştirilmesiyle kaynak neredeyse tamamen kristal tarafından sarılmış olur ve dedeksiyon verimi artar.

2.4.2 Önyükselteç

Gama-ışınlarının dedektör ile etkileşmesi sonucunda oluşan yük önyükselteç ile toplanır. Önyükselteçte puls şekillendirmesi yapılmaz. Dedektöre yüksek empedans vererek yükselteç ve dedektör arasında bir empedans uyuşturucu olarak görev yapar. Önyükselteçler akıma hassas, gerilime hassas ve yüke hassas olmak üzere farklı şekilde tasarımlanabilirler. Yüksek çözünürlüklü gama spektrometresinde, genellikle kazancın dedektör kapasitansından bağımsız olmasından dolayı **yüke hassas önyükselteçler** kullanılır (Şekil 2.9).



Şekil 2.9 Yüke hassas önyükseltecin şematik görünümü

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

2.4.3 Yükselteç

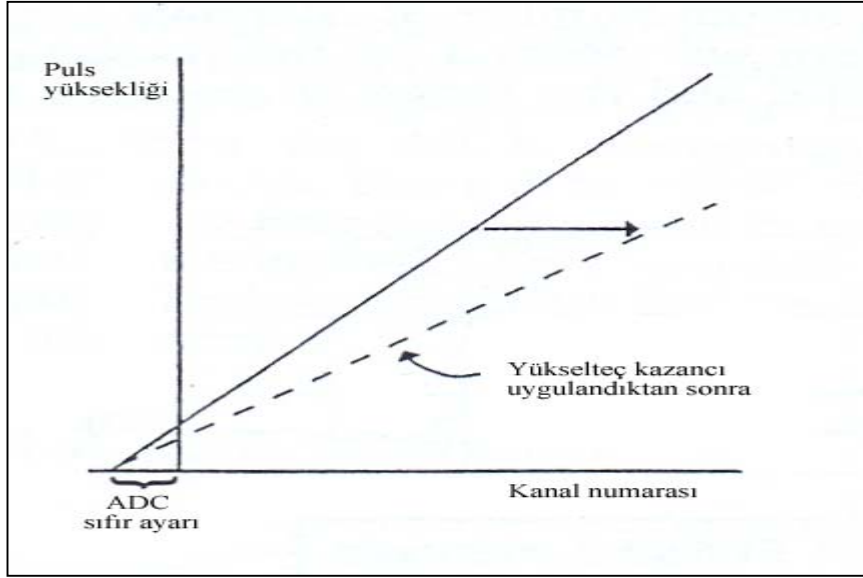
Önyükselteçten çıkan kuyruklu pulslar, puls yüksekliğinin ölçülmesi için uygun değildir. Bu kuyruklu pulslar yükselteç tarafından büyütülerek daha kısa doğma zamanlı ve çok daha hızlı azalım zamanı olan pulslara dönüştürülürler (Knoll 2000). Şekillendirmenin istenmeyen etkilerini düzeltmek için, yüksek çözünürlüklü gama spektrometresinde kullanılan yükselteçlerde sıfır-kutup düzeltmesi ve taban seviye düzeltmesi sağlanır.

2.4.4 Çok kanallı analizör

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

Prensipite çok kanallı analizöre gelen pulsun yüksekliği ve bu puls yüksekliğine karşılık gelen kanal numarası arasındaki ilişki doğrusal olmalıdır (Şekil 2.10). Küçük genlikli gürültü pulslarının engellenmesi için, analog-sayısal dönüştürücü sıfır ayarı yapılmasına imkan verir. Çok kanallı analizörde integral ve difeansiyel olmak üzere iki farklı

doğrusallık tanımlanır. İntegral doğrusallık, puls yüksekliği ve kanal numarası arasındaki doğrusallıktan sapmanın ölçüsüdür. Diferansiyel doğrusallık ise kanal genişliklerinin kararlılığını gösterir ve integral doğrusallığa göre daha hassastır.



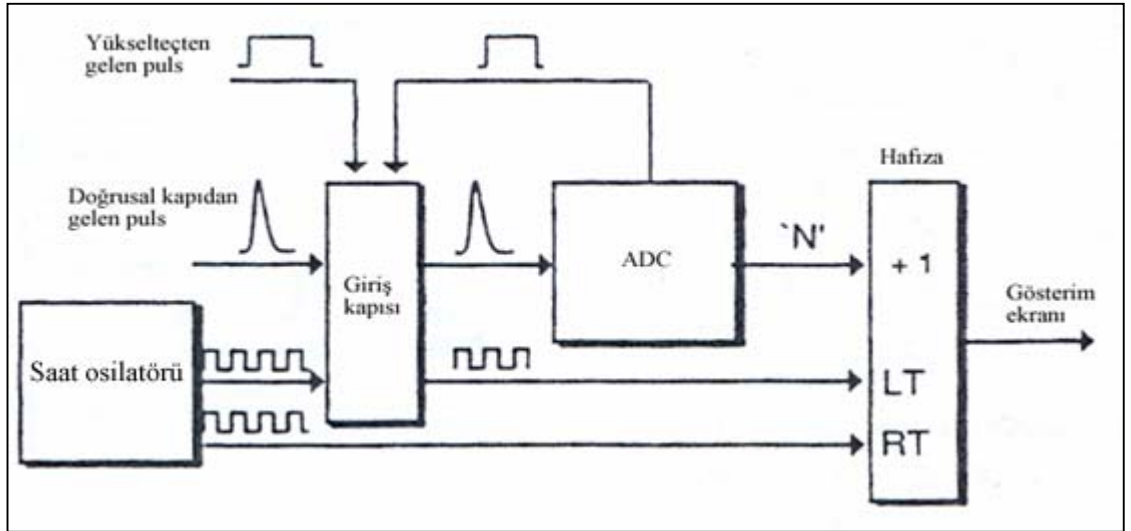
Şekil 2.10 Çok kanallı analizörde kanal numarası ve puls yüksekliği arasındaki ilişki

Spektrum kaydetme hafızası olarak da nitelenen çok kanallı analizörün kanal sayısı 16K'ya kadar çıkmaktadır. Bu hafıza aynı anda veya bölünerek kullanılabilir. Spektrumun elde edilmesinde kullanılacak kanal sayısı dedektörün ayırma gücüne ve ilgilenilen enerji aralığına bağlı olarak seçilir. Genellikle germanyum dedektörlerde yarı yükseklikteki tam genişliğin, YYTG=4 kanala eşit olduğu durum uygun kabul edilir. Germanyum dedektörlerde 1000 keV-1500 keV enerji aralığında YYTG=2 keV olduğundan kanal başına 0,5 keV enerji karşı gelmektedir. Bu nedenle ilgilenilen enerji aralığı 2000 keV'den daha yüksek ise pratikte 4096 veya 8192 kanal seçilmesi gerekmektedir. Bu kanal sayısı , $[\text{İlgilenilen enerji aralığı (keV)}/\text{YYTG(keV)}] \times \text{YYTG (kanal)}$ ifadesinden belirlenir.

- **Dönüşüm aralığı** (conversion range), çok kanallı analizörün kabul edebileceği puls yükseklik aralığını belirler. Spektroskopi yükselteçleri 0-10 V aralığında puls yüksekliği verebilecek şekilde tasarımılandığından, çok kanallı analizörün dönüşüm kazancı bu aralık ile uyuşmalıdır.

2.4.4.1 Analog-sayısal dönüştürücü

Enerji spektroskopisinde yükselteçten gelen çıkış pulsu (analog sinyal) ADC’de eşdeğer bir sayıya dönüştürülür. Her puls yüksekliklerine göre sıralanır ve uygun bir kanala gönderilir (Şekil 2.11). ADC tarafından kontrol edilen bir giriş kapısı bir önceki pulsun sayısallaştırılması sırasında ADC’ye puls gelmesini engeller. ADC, meşgul olmadığı süre boyunca giriş kapısını açık tutacak mantık pulsu sağlar. Giriş kapısının açık olduğu süre, bu kapiya yönlendirilen saat osilatörü pulsları ile ölçülür. Bu pulsların sayısı sistemin aktif kaldığı sürenin (live time, LT) ölçüsüdür. Giriş kapısına gönderilmeyen saat osilatörü pulslarının sayısı ise geçen gerçek süreyi (real time, RT) belirler. Şekil 2.11’deki sistemin puls işlemediği süreye ise ölü zaman (DT) denilir ve $DT = RT - LT$ ifadesinden hesaplanır.



Şekil 2.11 Analog-sayısal dönüştürücünün şematik görünümü

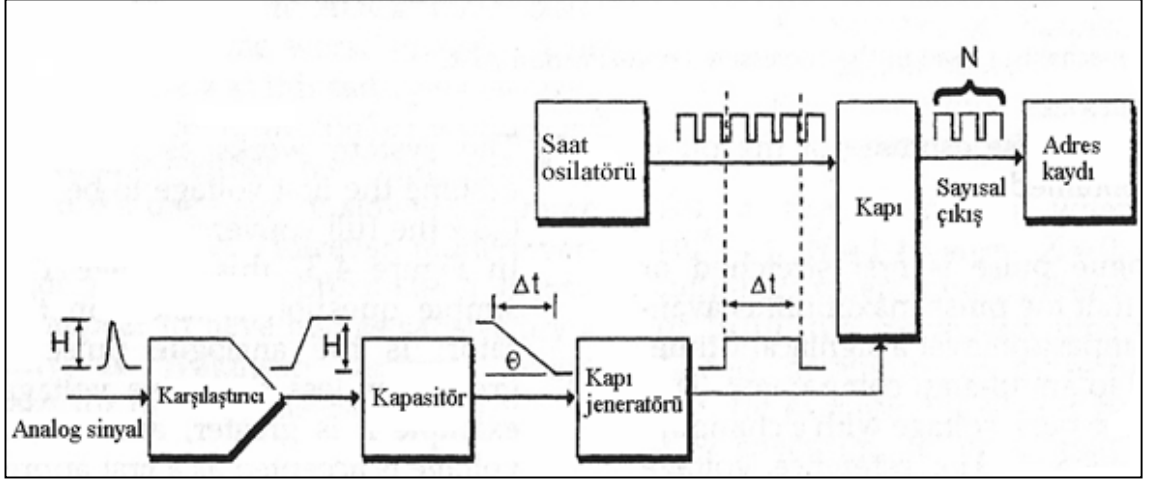
- **ADC ayırma gücü**, kullanılabilir toplam kanal sayısıdır. Genelde m-bit ADC, 2^m tane kanalı ifade eder. Örneğin 13 bit ADC, 8192 kanalı kaplayacak şekilde bir dönüşüm yapar. Germanyum dedektörlerle kullanılan sistemlerde genellikle 16384 (16K), 8192 (8K) veya 4096 (4K) kanal bulunur. Ayırma gücü, [İlgilenilen enerji aralığı (keV)/ ADC kanal sayısı] ifadesinden hesaplanır.

- **ADC dönüşüm kazancı** (conversion gain), herhangi bir spektrumun elde edilmesinde kullanılan kanal sayısıdır. Sistemin ayırma gücü 16384 kanal olmasına rağmen, sadece 4096 kanal spektrumda kullanılabilir, bu durumda dönüşüm kazancı 4096 olacaktır ve 0-10V aralığındaki pulslar 1-4096 arasındaki kanallarda kaydedilecektir.

Spektroskopi uygulamalarında üç tip ADC kullanılır. Bunlar 1) Wilkinson tipi ADC, 2) Sabit dönüştürme zamanlı ADC ve 3) Ayraçları paralel bağlı (flash tipi) ADC'dir. Nükleer spektroskopi uygulamalarında yaygın olarak ilk iki tip ADC tercih edilir.

- **Wilkinson tipi ADC**

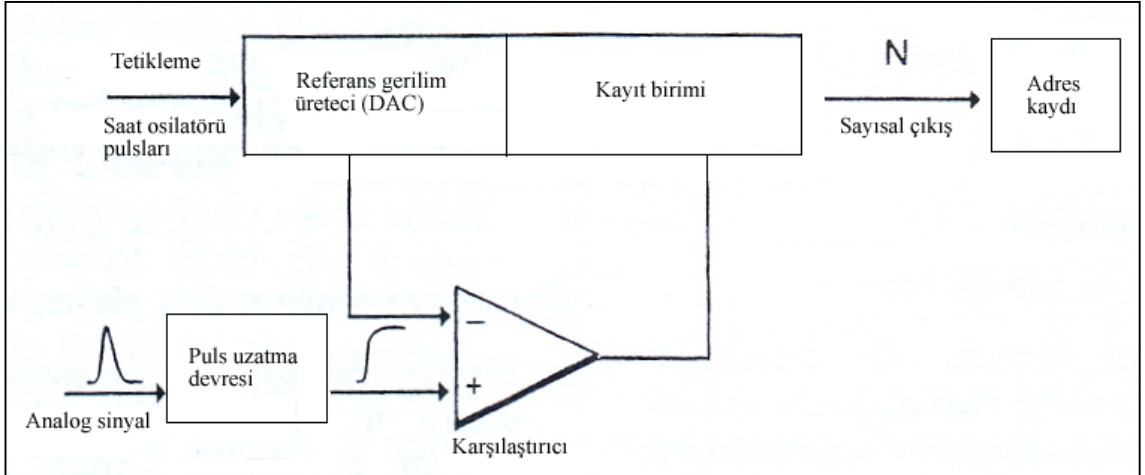
Şekil 2.12'de gösterilen Wilkinson tipi ADC'de, analog sinyal belirli bir eşik değeri geçtiğinde, karşılaştırıcı devre tarafından belirlenen pulsun maksimum yüksekliğine ulaşmaya kadar kapasitör yüklenir ve kapasitördeki yük puls yüksekliği ile orantılı olur. Daha sonra kapasitör doğrusal-yokuş gerilimi oluşturarak düzgün bir hızda ve sabit bir akımda boşalır. Bu boşalmada doğrusal yokuş gerilimi oluşur. Doğrusal-yokuş geriliminin eğimi sabittir ve puls yüksekliğinden bağımsızdır. Bu doğrusallıktan dolayı, kapasitörün boşaldığı Δt süresi, puls yüksekliği ile orantılıdır. Δt süresi kapı pulsu ile ölçülür. Yani Δt süresinde, yüksek frekanslı saat osilatörü giriş kapısını açık tutar. Kapı doğrusal-yokuş ile aynı anda açılır ve yokuş gerilimi taban seviyeye ulaştığında kapanır. Kapıya gelen Δt pulsu, kapıyı açmak ve kapamak için kullanılır. Kapıya, açık kaldığı sürede saat osilatöründen periyodik pulslar gelmektedir. Kapının açık olduğu süre boyunca bu periyodik pulslar kapıdan geçerek sayılır ve adres kaydında kaydedilir. Kapı, giriş pulsunun genliğiyle orantılı bir süre boyunca açık olduğu için adreste kaydedilen puls sayısı giriş genliğiyle orantılıdır. Wilkinson tipi ADC'de, pulsun bir sayıya dönüştürülme zamanı adres kaydında kaydedilen puls sayısı ile orantılıdır. Geniş pulslar için dönüşüm zamanı, küçük pulslar için gerekli dönüşüm zamanından daha fazladır. Wilkinson tipi ADC'nin doğrusallığı çok iyidir.



Şekil 2.12 Wilkinson tipi ADC

- **Sabit dönüşüm zamanlı ADC**

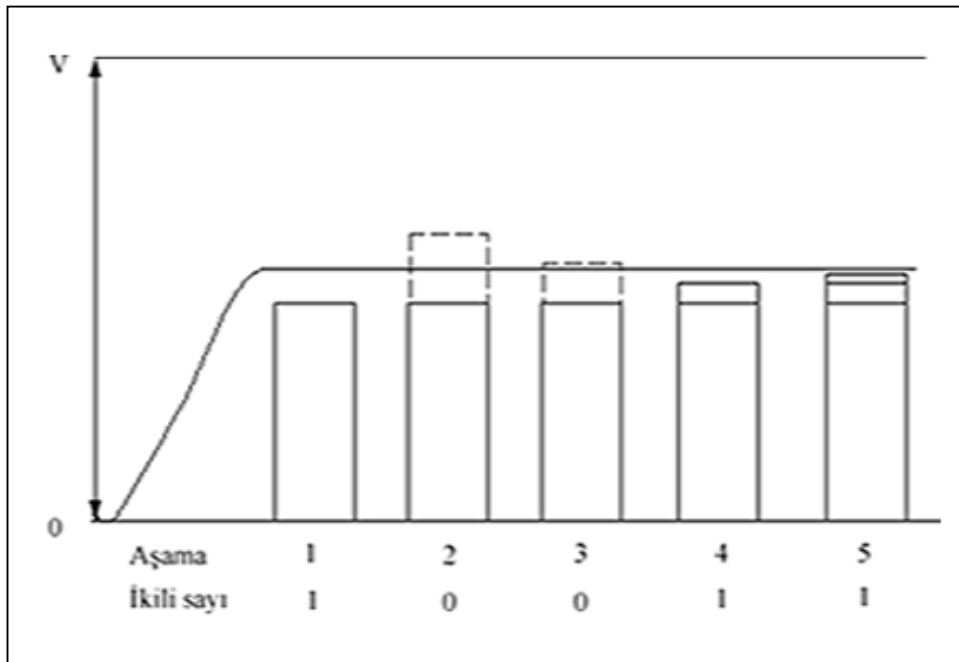
Sabit ölü zamanı olan bu ADC tipi ölçülecek puls yüksekliğinin çok aşamalı bir referans gerilimi ile karşılaştırılması prensibine dayanır. Analog sinyal uzatılarak karşılaştırıcı devreye uygulanır. Bu devrede puls gerilimi değişken bir referans gerilim ile karşılaştırılır. Referans gerilimi, gerilimdeki değişimin saat osilatörü pulsarı ile tetiklendiği sayısal-analog dönüştürücüden (DAC) sağlanır (Şekil 2.13).



Şekil 2.13 Sabit dönüşüm zamanlı ADC

Gelen pulsun yüksekliği referans geriliminden büyükse ikili sayı biçiminde (binary number) '1', küçükse '0' yazılır. Şekil 2.14'de verilen örnekte sistemin dönüşüm aralığının V olduğu durumda, ilk karşılaştırma gerilimi $V/2$ olduğu varsayılırsa

(1.aşama) gelen analog sinyalin yüksekliği $V/2$ 'den büyük olduğu için ikili sayı '1' yazılır. 2. aşamada karşılaştırma gerilimi $V/2+V/4$ değerine eşit olacaktır. Analog sinyal bu değerden küçük olduğu için ikili sayı '0' yazılır. 3. aşamada karşılaştırma gerilimi $V/2+V/8$ değerine eşit olacaktır. Analog sinyal bu değerden küçük olduğu için yine ikili sayı '0' yazılır. 4. aşamada karşılaştırma gerilimi $V/2+V/16$ olur ve bu değer analog sinyalden küçük olduğu için ikili sayı '1' yazılır. Karşılaştırma bu şekilde devam eder. Karşılaştırmanın yapıldığı aşama sayısı kanal sayısı ile belirlenir. Örneğin 12 aşama varsa (12 bit), ADC'nin ayırma gücü 2^{12} (4096) kanal olur.



Şekil 2.14 Sabit dönüşüm zamanlı ADC'nin işleyişi

Gelen her puls, yüksekliği küçük ya da büyük olsun aynı sayıdaki aşamadan geçeceğinden dönüşüm zamanı sabittir. Özellikle yüksekliği büyük pulslar için Wilkinson tipi ADC'ye göre daha hızlıdır. Ancak doğrusallığı Wilkinson tipi ADC'den daha kötüdür.

2.5 Fotopik Net Sayımının Belirlenmesi

Enerji amaçlı kullanılan bir gama spektrometresinde esas amaç enerji soğurulmasına karşılık gelen puls yükseklik spektrumundaki fotopiklerin analizidir. Dedektörden gelen

sinyallerin işlenmesiyle elde edilen gama ışını spektrumlarında gözlenen fotopiklerin her birinin altında kalan net alan, gama ışınlarının fotoelektrik etkileşmeleri ile orantılı bir nicelik olarak net sayım verdiğiinden, belirlenme yöntemleri özellikle önemlidir. Çünkü fotopikin net alana karşılık gelen sayım değeri, diğer tüm hesaplanacak büyüklüklerde kullanılan, gözlenen bir niceliktir. Bu nedenle spektrumlardaki fotopik alanlarının belirlenme yöntemlerinden elde edilecek net sayım; fotopikin şekline (kuyruklanma olması ve çoklu piklerin birbirine girişim yapması), kullanılan dedektör tipine (NaI, HPGe, CZT) göre değişebildiği gibi kullanılan yazılımda seçilen algoritma farklılıklarına veya analizcinin gözlemine göre de değişebilmektedir. En yaygın ve standartlaşmış yaklaşım gözlenen gama spektrumlarında, pratikte 3xYYTG (yarı yükseklikteki tam genişlik) kriterine uygun yakınlıktaki fotopikler için sıkça kullanılan hemen hemen Gauss eğrisi şeklindeki bir fotopikin temel alınmasıdır (Anonymous 1986). Son yıllarda, yamuk (trapezoid) fotopik şekline uygun net sayım belirlenmesi de yaygın olarak kullanılmaktadır (Anonymous 2003).

Bir fotopikteki toplam sayım, G , fotopiki oluşturan kanallardaki her bir sayımın toplanmasıyla elde edilir (Şekil 2.15).

$$G = \sum_{i=l}^u y_i \quad (2.21)$$

Burada y_i , herhangi bir i 'nci kanaldaki sayım, l ve u ise sırasıyla fotopikin sol ve sağ ucundaki kanal sayısını gösterir.

Net fotopik sayımı, N_p , fotoelektrik etkileşmeler sonucu elde edilen sayımları ifade eder ve toplam sayımdan ilgilenilen enerjideki Compton saçılmaları nedeniyle oluşan sürekliliğin, B , çıkarılması ile hesaplanır.

$$N_p = G - B \quad (2.22)$$

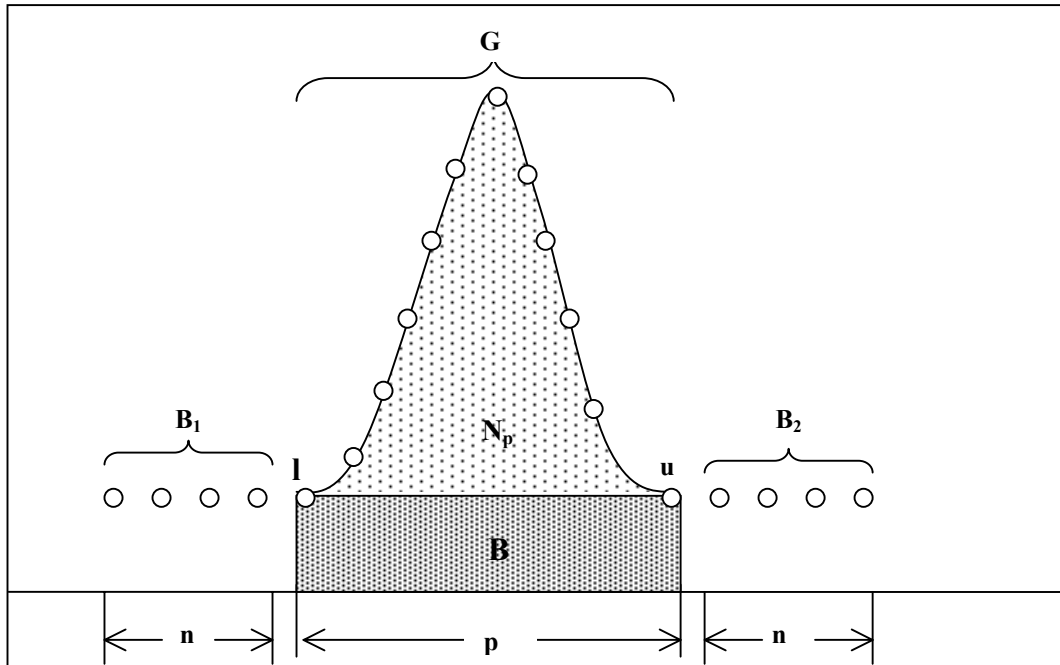
Compton sürekliliğinin hesabında çeşitli yaklaşımlar kullanılabilir. Bu yaklaşımlardan en yaygın olanları, doğrusal (linear) veya basamak (step) azalımı şeklindeki sürekli fonksiyondur.

2.5.1 Doğrusal fonksiyon kullanılarak Compton sürekliliğinin belirlenmesi

Fotopikin altındaki, Compton platosunda kuyruklanma yoksa genellikle doğrusal fonksiyon tercih edilir ve Compton sürekliliği, B, yamuk alanı formülünden basitçe hesaplanır (Şekil 2.15).

$$B = \left(\frac{P}{2 \cdot n} \right) \cdot (B_1 + B_2) \quad (2.23)$$

Burada p, ilgilenilen fotopikteki kanal sayısı; n, fotopikin sağındaki ve solundaki Compton sürekliliği kanallarının sayısı; B₁, fotopikin solundaki; B₂ ise fotopikin sağındaki süreklilik bölgesindeki toplam sayıdır.



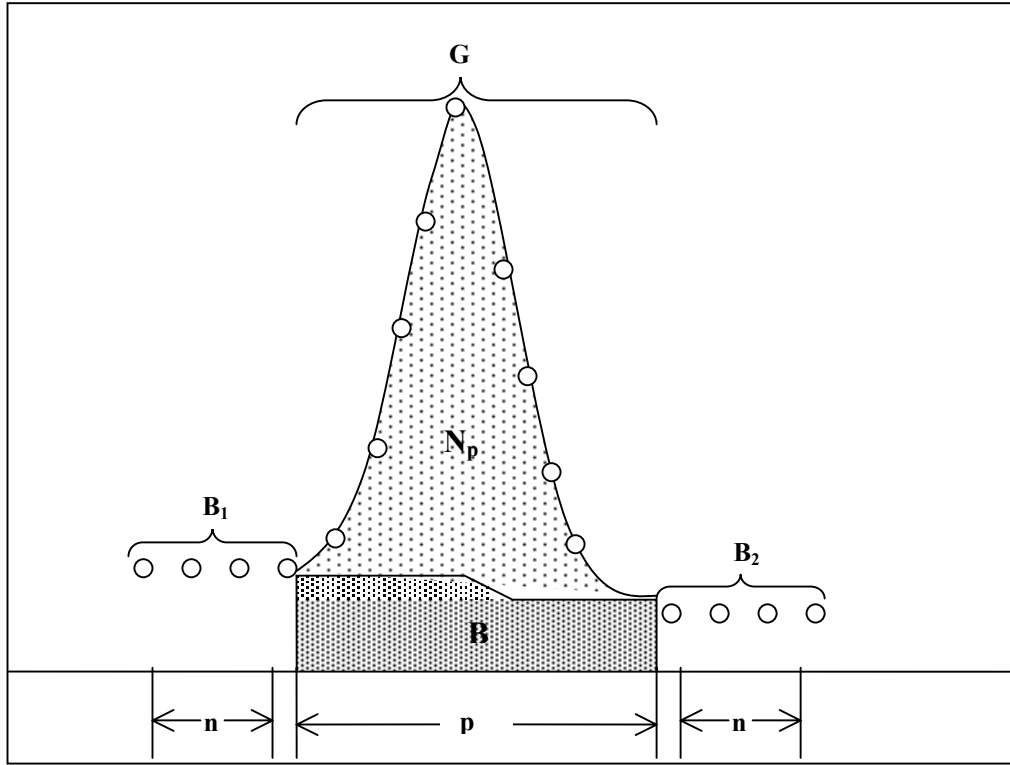
Şekil 2.15 Doğrusal süreklilik hesabı

2.5.2 Basamak fonksiyonu kullanılarak Compton sürekliliğinin belirlenmesi

Fotopikin sol tarafındaki Compton sürekliliği sayımı, sağ tarafındaki Compton sürekliliği sayımından daha fazla ise (yani fotopikin sol tarafında uzayan kuyruklanma etkisi söz konusu ise) genellikle basamak fonksiyonu tercih edilir (Şekil 2.16). Buna göre Compton sürekliliği

$$B = \sum_{i=1}^p \left(\frac{p \cdot B_1}{n} + \frac{(B_2 - B_1)}{n \cdot G} \sum_{j=1}^i y_j \right) \quad (2.24)$$

ile hesaplanır. Burada y_i , i 'nci kanaldaki sayıdır.



Şekil 2.16 Basamak süreklilik hesabı

Eşitlik 2.24'deki toplam operatörü uygulanarak, basamak fonksiyona göre Compton sürekliliği

$$B = \frac{p}{n} \cdot B_1 + \frac{(B_2 - B_1)}{n \cdot G} \sum_{i=1}^p \sum_{j=1}^i y_j \quad (2.25)$$

şeklinde de ifade edilebilir. Burada $P_i = \sum_{j=1}^i y_j$ değişkeni kullanılarak, Compton sürekliliği

$$B = \frac{p}{n} \cdot B_1 + \frac{(B_2 - B_1)}{n \cdot G} \cdot \sum_{i=1}^p P_i \quad (2.26)$$

eşitliğinden bulunabilir.

2.5.3 Ortamdaki doğal fonun fotopik sayımından çıkarılması

Dedektörde kaynak yok iken laboratuvar ortamında var olan doğal fon spektrumu ölçülmelidir. Doğal fon spektrumundan her bir radyonüklitin ilgilenilen fotopiki için doğal fon alanları belirlenmeli ve bu değer daha sonra örnek spektrumunda ilgilenilen enerjide elde edilen fotopik alanından çıkarılmalıdır. Ortamdaki doğal fon çıkarılarak bulunan net fotopik sayımı, N_p , aşağıdaki şekilde hesaplanır.

$$N_p = G - B - N' \quad (2.27)$$

Burada G, ilgilenilen fotopikteki toplam sayım; B, toplam sayımdan çıkarılacak Compton sürekliliği; N' , ortamdaki doğal fondan kaynaklanan sayımdır. Örneğin sayım süresine göre, daha uzun süreler uygulanarak elde edilen ortam doğal fon ölçümleri, örneğin sayım süresine göre normalize edilir.

$$N' = \frac{t_c}{t_d} \cdot N_d \quad (2.28)$$

Burada t_c , örnek spektrumunun sayım süresi (live time); t_d , doğal fon spektrumunun sayım süresi ve N_d , doğal fon spektrumundaki fotopikin net sayımıdır. Eşitlik 2.28'de

kullanılan ortam doğal fon spektrumundaki net fotopik sayımı, N_d , ise Eşitlik 2.22’de verildiği gibi, $N_d = G_d - B_d$, doğal fon spektrumundan elde edilen fotopikin, toplam sayımından (G_d), Compton sürekliliğinin (B_d) çıkarılması ile hesaplanır.

2.5.4 Net fotopik sayımındaki belirsizliğin hesaplanması

Eşitlik 2.27’den hesaplanan net fotopik sayımının belirsizliği, $\pm 1\sigma$ güven aralığında;

$$u_{N_p} = \sqrt{u_G^2 + u_B^2 + u_{N'}^2} \quad (2.29)$$

eşitliği ile hesaplanır. Burada u_G , u_B ve $u_{N'}$ sırası ile toplam sayımın, Compton sürekliliğinin ve ortamdaki doğal fonun belirsizliğidir. Toplam sayım, G , Poisson istatistiğini sağlayacak büyüklükte bir değer olduğu için $u_G^2 = G$ ’dir. u_B ise hesaplamada kullanılan kanal sayısına bağlıdır. Compton sürekliliğinin hesaplanmasında doğrusal fonksiyon kullanıldığında

$$u_B = \sqrt{\left(\frac{p}{2 \cdot n}\right)^2 \cdot u_{B_1}^2 + \left(\frac{p}{2 \cdot n}\right)^2 \cdot u_{B_2}^2} \quad (2.30)$$

eşitliği ile sürekliliğin belirsizliği hesaplanır. Burada u_{B_1} , B_1 ’in belirsizliği ; u_{B_2} , B_2 ’nin belirsizliğidir. Dolayısıyla, $u_{B_1}^2 = B_1$ ve $u_{B_2}^2 = B_2$ alınarak Eşitlik 2.30 aşağıdaki gibi yazılabilir.

$$u_B = \sqrt{\left(\frac{p}{2 \cdot n}\right)^2 \cdot (B_1 + B_2)} \quad (2.31)$$

Compton sürekliliğinin hesaplanmasında basamak fonksiyonu kullanıldığında ise

$$u_B = \sqrt{\frac{I}{(n \cdot G)^2} \cdot \left[(p \cdot G - \sum P_i)^2 B_1 + (\sum P_i)^2 B_2 + (B_2 - B_1)^2 (\sum P_i)^2 \left(\frac{1}{G} + \frac{1}{\sum P_i} \right) \right]} \quad (2.32)$$

ile sürekliliğin belirsizliği hesaplanır.

Ortamdaki doğal fonun belirsizliği

$$u_{N'} = \sqrt{\left(\frac{t_c}{t_d} \right)^2 \cdot u_{N_d}^2} \quad (2.33)$$

eşitliği ile hesaplanır. Burada u_{N_d} , örneğin sayım süresine göre normalize edilmemiş doğal fon belirsizliğidir ve u_G ve u_B sırasıyla doğal fon spektrumundan elde edilen fotopikin toplam sayımındaki ve Compton sürekliliğindeki belirsizlik olmak üzere aşağıdaki gibi hesaplanır.

$$u_{N_d} = \sqrt{u_{G_d}^2 + u_{B_d}^2} \quad (2.34)$$

2.6 Ölçülebilir En Küçük Aktivitenin Hesaplanması

Ölçülebilir en küçük aktivite (minimum detectable activity, MDA), herhangi bir radyonüklit için bir sayım sisteminde belirli şartlarda (bir kaynak-dedektör geometrisinde öngörülen madde miktarı ve ölçüm süresi dikkate alınarak) ölçülebilecek en küçük aktivite miktarıdır. Katı ve sıvılardaki en düşük aktivite miktarı 1 kilogramdaki Bq [Bq kg^{-1}] veya 1 litredeki Bq [Bq L^{-1}] olarak verilir.

Bu terimin tanımı üzerinde çok farklı yorumlar hala devam etmektedir (MacLellan and Strom 1999) ve hesaplanmasında çeşitli yaklaşımlar kullanılmaktadır. Bu çalışmada, en yaygın olarak kullanılan L.A. Currie'nin (1968) önerdiği yaklaşım kullanılmıştır. Ancak diğer MDA hesaplama yöntemlerinin de formülleri kısaca verilmiştir. Currie'nin MDA yöntemi, kritik seviye (L_C) ve belirleme sınırı (L_D) olarak tanımlanan iki önemli

kavrama dayanır. Bu değerler, sayım cinsinden hesaplanır ve genellikle $L_D > L_C$ 'dir (Şekil 2.17).

2.6.1 Kritik seviye

Kritik seviye (L_C), ölçülen herhangi bir gama spektrumundaki her bir fotopik için belirlenen sayımın istatistiksel olarak anlamlı olup olmadığını gösterir. Diğer bir ifadeyle kritik seviyenin altında olan net sinyale güvenilmez. Kritik seviye, dedeksiyon hassasiyeti olarak da adlandırılabilir.

Örnek spektrumunda belirli bir enerjideki net sinyal sıfır ise, çevresel doğal fon etkisinin çıkarıldığı durumda fotopik sayımının standart sapması, u_0

$$u_0 = \sqrt{B + N' + u_B^2 + u_{N'}^2} \quad (2.35)$$

olur. Burada B, Compton sürekliliği; N' , örneğin sayım süresine normalize edilmiş doğal fon sayımı; u_B , Compton sürekliliğinin belirsizliği ve $u_{N'}$, doğal fonun belirsizliğidir. Compton sürekliliği, örnek spektrumundan, doğal fon sayımı ise dedektör üzerinde örnek yok iken alınan başka bir spektrumdan hesaplanır.

Kritik seviye, L_C

$$L_C = k_\alpha \cdot u_0 \quad (2.36)$$

eşitliği ile verilir. Kritik seviye için bir sayım değeri elde edebilmek için Eşitlik 2.35, Eşitlik 2.36'da yerine konulursa

$$L_C = k_\alpha \cdot \sqrt{B + N' + u_B^2 + u_{N'}^2} \quad (2.37)$$

olur. Burada farklı sürelerde alınabilecek örnek ve doğal fon sayımlarını normalize etmek ve standart sapmaları birlikte ifade etmek için Eşitlik 2.28, Eşitlik 2.31 ve Eşitlik 2.33 kullanılarak kritik seviye aşağıdaki gibi yazılabilir.

$$L_C = k_\alpha \cdot \sqrt{B + \left(\frac{t_c}{t_d}\right) \cdot N_d + \left(\frac{p}{2 \cdot n}\right)^2 \cdot (B_1 + B_2) + \left(\frac{t_c}{t_d}\right)^2 \cdot u_{N_d}^2} \quad (2.38)$$

k_α faktörü önceden belirlenen güven derecesine göre seçilir ve yaygın olarak %95 güven seviyesine karşılık gelen $k_\alpha=1,645$ kullanılır. Bu katsayı normal dağılım fonksiyonundaki tek taraflı güven katsayısıdır. Şekil 2.18'deki Gauss eğrisinde, çift taraflı güvenirlikte, $\alpha = 0,05$ 'lik olasılık aralığında ise %90 güven seviyesine karşılık gelir.

2.6.2 Belirleme sınırı

Belirleme ya da dedeksiyon sınırı (L_D), bir sayım sisteminde belirli şartlarda yapılan ölçümde güvenilir olarak elde edilebilecek en küçük sayım miktarıdır ve kritik seviyenin üstündedir (Şekil 2.17). Net sinyal belirleme sınırına eşit ise, $N_p=L_D$, net sinyalin standart sapması, u_{N_p}

$$u_{N_p} = \sqrt{L_D + B + N' + u_B^2 + u_{N'}^2} \quad (2.39)$$

olur. Belirleme sınırı, L_D

$$L_D = L_C + k_\beta \cdot u_{N_p} \quad (2.40)$$

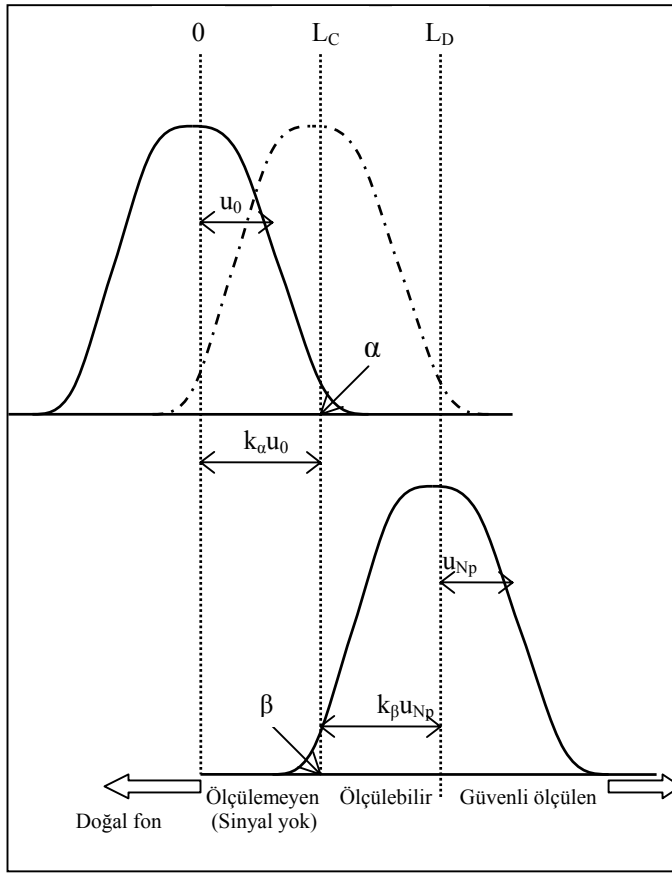
eşitliği ile hesaplanır. Genellikle $k_\alpha = k_\beta = k$ kabul edilir ve L_D

$$L_D = L_C + k \cdot \sqrt{L_D + u_0^2} \quad (2.41)$$

ile ifade edilir (Anonymous 2004). Eşitlik 2.37 ve Eşitlik 2.41'in çözümünden belirleme sınırı

$$L_D = k^2 + 2 \cdot L_C \quad (2.42)$$

olur. Pik alanı hesaplanmasında, basitçe $L_D = 2,71 + 3,29 \cdot \sqrt{B \cdot (1 + p / 2n)}$ olarak da alınabilir. Burada p , ilgilenilen fotopikteki kanal sayısı; n , fotopikin sağındaki ve solundaki Compton sürekliliği kanallarının sayısıdır.



Şekil 2.17 Kritik seviyenin ve belirleme sınırının tanımı

Bu durumda ölçülebilir en küçük aktivite (MDA), belirleme sınırı ifadesinden,

$$MDA = \frac{L_D}{\varepsilon(E) \cdot f_\gamma(E) \cdot t_c \cdot m} = \frac{k^2 + 2 \cdot L_C}{\varepsilon(E) \cdot f_\gamma(E) \cdot t_c \cdot m} \quad (2.43)$$

veya

$$MDA = \frac{2,71 + 3,29 \cdot \sqrt{B \cdot (1 + p / 2n)}}{\varepsilon(E) \cdot f_{\gamma}(E) \cdot t_c \cdot m} \quad (2.44)$$

olarak hesaplanır. Burada $\varepsilon(E)$, ilgilenilen enerjideki fotopik verimi; $f_{\gamma}(E)$, ilgilenilen enerjinin gama-ışını yayınlama olasılığı; t_c , sayım süresi (s) ve m , örnek miktarıdır (kg veya L).

Bölüm 2.6.1 ve Bölüm 2.6.2’de ifade edildiği gibi ölçülebilir en küçük aktivite hesabında kullanılan kritik seviye, L_C ve belirleme sınırı, L_D için başka yaklaşımlar söz konusudur (Anonymous 2003). Yukarıda açıklanan L.A. Currie’nin MDA için öngörülen yaklaşımdan başka aşağıda 15 farklı yaklaşımla hesaplanan L_D değerleri kullanılarak da MDA değerleri hesaplanabilir.

1. Geleneksel ORTEC

$$L_D = \frac{\frac{100}{S} \cdot \sqrt{2 \cdot B \cdot \frac{2500}{S^2}} + \frac{50}{S}}{t_c} \quad (2.45)$$

Burada S, kullanıcının ayarladığı % cinsinden hassasiyettir.

2. ORTEC kritik seviye

$$L_C = 2,33 \cdot \sqrt{B} \quad (2.46)$$

3. KTA kuralı

$$L_D = \frac{(B \cdot YYTG) \cdot k}{t_c} \quad (2.47)$$

Burada YYTG, ilgilenilen enerjideki fotopikin yarı yüksekliğindeki tam genişliğidir.

4. Dedeksiyon sınırı, 2σ

$$L_D = 2 \cdot \frac{(1 + \sqrt{1 + 2 \cdot B})}{t_c} \quad (2.48)$$

5. Dedeksiyon sınırı, 3σ

$$L_D = 4,5 \cdot \frac{(1 + \sqrt{1 + 0,8888 \cdot B})}{t_c} \quad (2.49)$$

6. Currie sınırı

$$L_D = 1,645 \cdot \frac{\sqrt{B}}{t_c} \quad (2.50)$$

7. RISO

$$L_D = 4,65 \cdot \frac{\sqrt{B}}{t_c} \quad (2.51)$$

8. ORTEC L_D

$$L_D = 4,66 \cdot \frac{u_{Np}}{t_c} \quad (2.52)$$

9. Fotopik sayımı

$$L_D = \frac{N_p}{t_c} \quad (2.53)$$

10. DIN 25 482

$$L_D = \frac{1,35 \cdot \left(1 + \sqrt{1 + 2,96 \cdot N_p}\right)}{t_c} \quad (2.54)$$

11. NUREG 4.16

$$L_D = \frac{2,71 + 4,66 \cdot u_B}{t_c} \quad (2.55)$$

12. Erkennungsgrenze DIN 25 482

$$L_D = \frac{k^2}{2 \cdot t_c} \cdot \frac{p}{2 \cdot n} \cdot \left(1 + \sqrt{1 + \frac{4 \cdot G \cdot t_c}{k^2} \cdot \frac{2 \cdot n}{p} \cdot \left(1 + \frac{2 \cdot n}{p}\right)} \right) \quad (2.56)$$

Burada $k=1,96$ kabul edilir.

13. Nachweisgrenze DIN 25 482

$$L_C = 2 \cdot k \cdot \sqrt{\frac{B}{t_c} \cdot \left(1 + \frac{p}{2 \cdot n}\right)} + \frac{l}{4 \cdot t_c} \cdot (2 \cdot k)^2 \cdot \left(1 + \frac{p}{2 \cdot n}\right) \quad (2.57)$$

Burada $k=1,96$ kabul edilir.

14. EDF-CEA (Fransa)

$$L_D = 6,2 \cdot \frac{\sqrt{B}}{t_c} \quad (2.58)$$

15. NUREG 0472

$$L_D = 4,66 \cdot \frac{\sqrt{B}}{t_c \cdot e^{-\lambda \Delta t_s}} \quad (2.59)$$

Yukarıda verilen eşitliklerde λ , nüklitin bozunma sabiti; Δt_s , örneğin toplanması ile ölçüme başlanması arasında geçen süre; t_c , sayım süresi; B, Compton sürekliliği; N_p , ilgilenilen enerjideki fotopikin net sayımı; p, ilgilenilen fotopikteki kanal sayısı; n, fotopikin sağındaki ve solundaki Compton sürekliliği kanallarının sayısıdır.

2.7 Dedektör Verimi

Dedeksiyon verimi bağıl verim, toplam verim, özgün verim ve mutlak fotopik verimi (tüm enerji pik verimi veya sayım verimi) olarak ifade edilir. Bu kavramların tümü birbirleriyle ilişkilidir, ancak kullanıldıkları duruma göre öncelikli önem kazanırlar.

Bağıl verim, ε_r , 7,62 cm x 7,62 cm boyutlarında bir NaI(Tl) sintilasyon dedektörünün, 25 cm uzaklıktaki mesafeye yerleştirilen bir ^{60}Co noktasal kaynağının 1332,5 keV gama ışını enerjisinde ölçülen verimine (ε_{NaI}) göre, Ge dedektörün veya başka bir dedektörün aynı mesafede ve aynı enerjideki ölçülen veriminin yüzdesi olarak ifade edilir. Kısaca $\varepsilon_{\text{NaI}} = 1,2 \times 10^{-3}$ dönüştürme katsayısı olmak üzere (Anonymous 1986) yüzde bağıl verim

$$\% \varepsilon_r = \frac{N_p / t_c}{A \cdot 1,2 \times 10^{-3}} \cdot 100 \quad (2.60)$$

eşitliğinden hesaplanır. Burada N_p , 1332,5 keV enerjili fotopikin net sayımı; t_c , sayım süresi (s); A, ^{60}Co kaynağının aktivitesidir (Bq).

Toplam verim, ε_T , spektrumda kaydedilen toplam sayımın kaynaktan yayınlanan gama ışını sayısına oranıdır. Toplam verimin bilinmesi özellikle koinsidens yığılma düzeltilmesinin hesabında önemlidir ve belirlenmesinde genellikle hemen hemen “tek” gama-ışını yayınlayan kaynaklar kullanılır.

Özgün verim, ε_{in} , belirli bir enerjideki fotopik sayımının, dedektör yüzeyine gelen gama ışını foton sayısına oranıdır. Dedektörün yapıldığı malzemeye, gama ışını enerjisine ve gelen gama ışını yönündeki dedektörün fiziksel kalınlığına bağlıdır.

Mutlak fotopik verimi (tüm enerji fotopik verimi), ε , belirli bir enerjide fotopik altında kaydedilen sayımın, kaynaktan yayınlanan gama ışınları sayısına oranıdır. Özgün verim ve fotopik verimi, $\varepsilon = \varepsilon_{in} \cdot (\Omega / 4\pi) \cdot T$ ifadesi ile birbiriyle ilişkilidir. Burada Ω , kaynak konumundan dedektör tarafından görülen katı açı ve $T = \exp[-\mu_i \cdot d_i]$ olmak üzere kaynak ile dedektör arasındaki saçıcı/soğurucu ortamları geçen fotonlar için geçiş (transmisyon) katsayısıdır (Debertin and Helmer 1988). Geçiş katsayısının hesaplanmasında kullanılan μ_i , dedektörün penceresi, hava vb. malzemelerin lineer azalım katsayıları ve d_i ise bunların kalınlıklarıdır.

2.7.1 Mutlak fotopik veriminin ölçülmesi

Herhangi bir örnekte bulunan radyonüklitin aktivitesinin ölçülmesi için, belirli sayım geometrisinde, dedektörün fotopik (mutlak) veriminin bilinmesi gereklidir. Gama ışınının belirli bir enerjideki sayım hızı, kaynağın özelliklerine, dedektör kristalinin şekline ve aktif hacmine, kaynak-dedektör geometrisine ve dedektörün etrafındaki malzemelerdeki (dedektör penceresi, kılıfı, kriyostat parçaları gibi diğer saçıcı/soğurucular, zırh v.b.) foton etkileşmelerine bağlı olduğu için her sayım geometrisinde fotopik veriminin değişik olması beklenir. Örneğin aktivitesinin hesabında kullanılacak örnek-dedektör sayım geometrisi, verim tayininde kullanılan standart kaynak-dedektör geometrisi ile her zaman aynı olmalıdır. Aksi halde oluşacak farkların hesapla uygun bir şekilde düzeltilmesi gerekir (Debertin and Helmer 1988).

Belirli bir E enerjisinde gözlenen fotopik veriminin en hassas şekilde belirlenmesi, sertifikalı referans standart kaynaklar kullanılarak yapılan deneysel yöntemlere dayanır. Bu amaçla belirli bir kaynak-dedektör geometrisinde referans standart kaynaklar kullanılarak elde edilen gama spektrumlarından ilgilenilen fotopikteki net sayımın Bölüm 2.5’de açıklandığı gibi belirlenmesiyle; kaynağın verdiği sayım hızından fotopik verimi

$$\varepsilon(E) = \frac{\left[\frac{N_p}{t_c} - \frac{N_d}{t_d} \right]}{f_\gamma(E) \cdot A} \cdot K \quad (2.61)$$

eşitliği ile hesaplanır. Burada N_p , ilgilenilen fotopikin Compton sürekliliği çıkarılmış net sayımı; t_c , sayım süresi (s); N_d , doğal fon spektrumundan elde edilen fotopikin Compton sürekliliği çıkarılmış net sayımı; t_d , doğal fon sayım süresi (s); $f_\gamma(E)$, ilgilenilen enerjinin gama ışını yayınlanma olasılığı; A , standart kaynağın aktivitesi (Bq) ve K , kaynağın özelliklerine ve ölçüm düzeneğine bağlı farklı etkileri içeren düzeltme faktörlerinin bileşimini veren bir katsayıdır.

$$K = \frac{K_k \cdot K_o \cdot K_r}{K_b \cdot K_c} \quad (2.62)$$

Burada; K_b , radyoaktif bozunma düzeltmesi; K_c , ölçüm süresi düzeltmesi; K_k , gerçek koinidens düzeltmesi; K_o , gama ışını öz soğurma düzeltmesi ve K_r , rasgele yığılma düzeltmesi faktörleridir. Bu faktörler Bölüm 2.9'da ayrıntılı açıklanmıştır.

2.8 Aktivite Ölçümü

Gama spektrometrik yöntem, düşük seviyeli aktivitenin ölçülmesinde, oldukça büyük (yaklaşık 4 L'ye varan) hacimli örnekleri genelde tahribatsız (non-destructive) örnek hazırlama usulleri ile hızlı ve pratik şekilde ölçme imkanı vermektedir. Bu yöntemle, yüksek çözme güçlü ve yüksek verimli HPGe dedektörler kullanıldığında 10 keV-10 MeV enerji aralığında gama ışını yayınlayan her türlü radyonüklit aktivitesi belirlenebilmektedir. Bu nedenle HPGe dedektörlü gama spektrometresi, genelde oldukça düşük aktivite içeren çevresel ve gıda örneklerinde çok etkin olarak kullanılmaktadır ve yüksek doğrulukta sonuçlar vermektedir. Yöntem, diğer her türlü NORM ve TENORM maddelerin (çevresel ve sanayi atıkları, adi atıklar, sanayi ham maddeleri ve ürünleri, yapı malzemeleri) içerebileceği aktivitelerin belirlenmesinde de kullanıldığı gibi, yüksek aktiviteler içeren nükleer atıkların ölçümüne de uygundur.

Uygulamada aktivitenin ölçülmesinde iki yöntem kullanılır:

1. Örneğe uygun bir standart olmaması durumunda sistemin sayım geometrisine uygun mutlak verimin kullanıldığı doğrudan aktivite belirleme yöntemi
2. Örnekle özdeş bir standart olması durumunda verim tayini gerektirmeyen ve daha kolay olan standartla karşılaştırma yöntemi

2.8.1 Doğrudan aktivite ölçüm yöntemi

Bu yöntemde örneğin aktivitesinin belirlenmesi için, daha önceden örnek ile aynı geometride ölçülen standart kaynaklar ile elde edilen mutlak verim eğrisinden hesaplanan verim değerleri kullanılır. Örnekte bulunan radyonüklitin ilgilenilen enerjisindeki aktivitesi

$$A = \frac{\left[\frac{N_p}{t_c} - \frac{N_d}{t_d} \right]}{\varepsilon(E) \cdot f_\gamma(E) \cdot m} \cdot K \quad (2.63)$$

eşitliğinden hesaplanır. Burada N_p , örnek spektrumunda ilgilenilen fotopikin Compton sürekliliği çıkarılmış net sayımı; t_c , örneğin sayım süresi (s); N_d , doğal fon spektrumundan elde edilen fotopikin Compton sürekliliği çıkarılmış net sayımı; t_d , doğal fon sayım süresi (s); $f_\gamma(E)$, ilgilenilen enerjinin gama ışını yayınlanma olasılığı; $\varepsilon(E)$, ilgilenilen enerjideki fotopik verimi; m , örneğin miktarıdır (kg veya L). K ise doğru bir aktivite değerinin hesaplanması için uygulanması gereken bütün düzeltme faktörlerinin bileşimini gösteren ve Eşitlik 2.62 ile hesaplanan bir katsayıdır.

2.8.2 Standartla karşılaştırma yöntemi ile aktivite ölçümü

Bu yöntemde, örnekte aktivitesi belirlenecek her bir radyonüklit için ideal durumda, örnek ile aynı matris ve yoğunluğa sahip, içinde aktivitesi belirlenecek radyonükliti içeren bir standart kaynak kullanılır. Aktivitesi belirlenecek örneğin ölçüleceği geometri ile standardın geometrisi aynı olmalıdır. Böylelikle geometri etkisinden dolayı oluşacak sayım kayıpları özdeş olarak elemine edilecektir ve sadece standardın ve örneğin

İlgilenilen enerjideki sayım hızlarının oranından, örneğin içerdiği radyonüklitlerin aktivitesi hesaplanabilir.

İlgilenilen radyonükliti içeren standardın aktivitesi

$$A_s = \frac{\left[\frac{N_p^s}{t_s} - \frac{N_d}{t_d} \right]}{\varepsilon(E) \cdot f_\gamma(E) \cdot m_s} \cdot K_s \quad (2.64)$$

ile verilir. Burada N_p^s , standardın ilgilenilen enerjide Compton sürekliliği çıkarılmış net sayımı; t_s , standardın sayım süresi (s); N_d , doğal fon spektrumunda ilgilenilen enerjideki fotopikin Compton sürekliliği çıkarılmış net sayımı; t_d , doğal fon sayım süresi (s); $\varepsilon(E)$, ilgilenilen enerjideki fotopik verimi; $f_\gamma(E)$, ilgilenilen enerjideki gama yayınlanma olasılığı; m_s , standardın miktarıdır (kg veya L). K_s ise doğru bir aktivite değerinin hesaplanması için uygulanması gereken bütün düzeltme faktörlerinin bileşimini gösteren ve Eşitlik 2.62 ile hesaplanan bir katsayısıdır.

İlgilenilen radyonüklit için örneğin aktivitesi

$$A_x = \frac{\left[\frac{N_p^x}{t_x} - \frac{N_d}{t_d} \right]}{\varepsilon(E) \cdot f_\gamma(E) \cdot m_x} \cdot K_x \quad (2.65)$$

ile verilir. N_p^x , örneğin ilgilenilen enerjide Compton sürekliliği çıkarılmış net sayımı; t_x , örneğin sayım süresi (s); N_d , doğal fon spektrumunda ilgilenilen enerjideki fotopikin Compton sürekliliği çıkarılmış net sayımı; t_d , doğal fon sayım süresi (s); $\varepsilon(E)$, ilgilenilen enerjideki fotopik verimi; $f_\gamma(E)$, ilgilenilen enerjideki gama yayınlanma olasılığı; m_x , standardın miktarıdır (kg veya L). K_x ise doğru bir aktivite değerinin hesaplanması için uygulanması gereken bütün düzeltme faktörlerinin bileşimini gösteren ve Eşitlik 2.62 ile hesaplanan katsayısıdır.

Eşitlik 2.64 ve Eşitlik 2.65’de verilen standardın ve örneğin aktiviteleri oranlanır ve düzenlenirse

$$A_x = A_s \cdot \frac{\left[\frac{N_p^x}{t_x} - \frac{N_d}{t_d} \right]}{\left[\frac{N_p^s}{t_s} - \frac{N_d}{t_d} \right]} \cdot \frac{m_s}{m_x} \cdot \frac{K_x}{K_s} \quad (2.66)$$

ile örneğin aktivitesi hesaplanır. Bu yöntemin en önemli üstünlüğü, uzun sürelerin harcandığı deneysel ölçümler sonucu elde edilen dedektör veriminin elimine edilmesi (hesaba katılmaması) nedeniyle aktivite ölçümündeki en büyük belirsizlik kaynağının giderilmiş olmasıdır.

2.9 Fotopik Verimi ve Aktivite Ölçümünde Uygulanması Gereken Düzeltme Faktörleri

2.9.1 Radyoaktif bozunma düzeltme faktörü

Radyonüklitin aktivitesi zamanla azalacağı için buna uygun bir düzeltme faktörü

$$K_b = e^{\left(-\frac{\ln 2 \cdot \Delta t}{t_{1/2}} \right)} \quad (2.67)$$

ile verilir. Burada Δt , örneğin toplanmasından ölçümün başladığı zamana kadar geçen süre (s) ve $t_{1/2}$ ilgilenilen nüklitin yarı ömrüdür (s). Yarı ömrü çok uzun olan nüklitler için $K_b \cong 1$ kabul edilir (Dovlete and Povinec 2004).

2.9.2 Ölçüm süresi düzeltme faktörü

Bilindiği gibi, sayım süresi olarak sistemin aktif kaldığı, yani sayım yaptığı süre (live time) kullanılır. Halbuki gerçek geçen süre (saat zamanı), sistemin ölü zamanı nedeniyle

daha uzun olacaktır. Bunu hesaba katmak için ölçme anındaki gerçek zamana göre bir düzeltme faktörü hesaplanır. Ölçüm süresi boyunca oluşan bozunma için düzeltme faktörü

$$K_c = \frac{t_{1/2}}{\ln 2 \cdot t_r} \left(1 - e^{\left(-\frac{\ln 2 \cdot t_r}{t_{1/2}} \right)} \right) \quad (2.68)$$

ile verilir. Burada t_r , ölçüm boyunca geçen gerçek süredir (real time). Yarı ömrü çok uzun olan nüklitler için $K_c \cong 1$ kabul edilir (Dovlete and Povinec 2004).

2.9.3 Rasgele yığılma düzeltme faktörü

Rasgele yığılma, spektrometrenin çözme zamanı içinde, sisteme art arda oluşan iki veya daha fazla pulsun gelmesi sonucu, aynı veya farklı enerjili art arda oluşan iki pulsun, eş zamanlı dedeksiyonunun bir sonucudur. Diğer bir ifadeyle, iki gama ışının meydana getireceği pulslar, spektrometrenin belirli bir çözme zamanı içinde aynı sayım sitemine ulaşırlarsa, bunlar ayırık olaylar olarak ayırt edilemeyerek, bunun yerine toplam bir enerjiye karşılık tek bir puls olarak kaydedilecektir (Örneğin ^{137}Cs kaynağında $661,6+661,6=1323,2$ keV'de olabileceği gibi). Bu durumda gerçekte kaydedilmesi gereken puls sayısında kayıplar olacaktır. Rasgele yığılma etkisi, toplam sayım hızının ve sistemdeki yükseltecin puls genişliğinin bir fonksiyonudur. Bu nedenle, bu puls yığılması etkisi, pulsların toplam genişliği daraltılarak (şekillendirme zamanı azaltılarak) en aza indirilebileceği gibi, kaynak-dedektör mesafesi değiştirilerek (veya uygun kaynak aktivitesi sağlanarak) sayım hızı düşürülerek azaltılabilir. Yüksek sayım hızlarında nicel olarak daha fazla pulsun sistemin çözme zamanı içerisinde birbirinden etkilenmesi söz konusudur. Pratik uygulamalarda, örneğin, sistemin ölü zaman %10'u geçtiğinde kesinlikle puls yığılması düzeltmesi yapılması gerekir.

$$K_r = e^{(2 \cdot R \cdot \tau)} \quad (2.69)$$

Burada, R, tüm spektrumdaki toplam (integral) sayım hızı (sayım/s) ve τ , sistemin çözümü zamanıdır.

Çevresel örneklerde aktivite düzeyi oldukça düşük olduğu için, dedektör hacmi ne kadar büyük olursa olsun rasgele yığılma nedeniyle oluşabilecek sayımdaki kayıplar ihmal edilebilecek düzeydedir ve $K_r \cong 1$ kabul edilir (Dovlete and Povinec 2004).

2.9.4 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörü

Örneğin (veya standart kaynağın) içinden geçen gama ışınlarının, örnek matrisi ve yoğunluğu nedeniyle soğurulması sonucunda, fotopik sayımında oluşan kayıpları düzeltmek için, özellikle yüksek atom numaralı elementleri içeren ve yüksek yoğunluklu matrislerde öz soğurma etkisi için düzeltme faktörü uygulanması bir zorunluluktur. Öz soğurma, gama ışını dedeksiyonunda düşük aktivite ölçümünde büyük hacimli örnekler kullanılması nedeniyle özellikle düşük enerji bölgesinde (<200 keV) önemli bir sorundur.

Örnek ve dedektör arasına bir soğurucu konulursa, Beer-Lambert kuralına göre soğurucu içinden geçen gama ışınlarının üstel olarak azaldığı bilinmektedir.

$$C = C_0 \cdot e^{-\mu_k \cdot \rho \cdot d} \quad (2.70)$$

Burada C_0 , azalıma uğramamış gama ışını sayısı; C, soğurucu içinden geçerek azalıma uğramış gama ışını sayısı; μ_k , ilgilenilen enerjideki kütle soğurma katsayısı ($\mu_k = \mu/\rho$, $\text{cm}^2 \text{g}^{-1}$); ρ , soğurucunun yoğunluğu (g cm^{-3}), d soğurucu kalınlığıdır (cm). $e^{-\mu_k \cdot \rho \cdot d}$ terimi d kalınlığındaki düzlemsel bir soğurucu maddenin öz soğurma katsayısıdır. Öz soğurma düzeltme faktörünün belirlenmesi için çeşitli yöntemler uygulanmıştır.

2.9.4.1 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörünün hesaplanması

Örneğin (veya standart kaynağın) öz soğurma faktörünün kuramsal olarak hesaplanması için kimyasal bileşiminin bilinmesi gereklidir. Belirli bir enerjide kimyasal bileşime ait toplam kütle soğurma katsayısı

$$\mu_k = \sum_{i=1}^n w_i \mu_i \quad (2.71)$$

eşitliği ile hesaplanır. Burada μ_i , maddenin kimyasal bileşiminde bulunan her bir bileşenin kütle soğurma katsayısı; w_i ise bu bileşenlerin kütle ağırlık katsayılarıdır.

Küçük hacimli silindir geometrisi için öz soğurma faktörü

$$K_o = \frac{\mu_k \cdot \rho \cdot d}{1 - e^{-\mu_k \cdot \rho \cdot d}} \quad (2.72)$$

eşitliği ile hesaplanır (Cutshall *et al.* 1983). Burada μ_k , ilgilenilen enerjideki kütle soğurma katsayısı ($\mu_k = \mu / \rho$, $\text{cm}^2 \text{g}^{-1}$); ρ , maddenin görünür yoğunluğu (g cm^{-3}); d , maddenin kalınlığıdır (cm).

Dedektör kuyusunda tüp geometrisi için öz soğurma faktörü, maddenin kütle soğurma katsayısı ve kuyu geometrisini tanımlayan bir parametre ile ifade edilir (Appleby *et al.* 1992, Yücel *et al.* 1998). Maddenin kalınlığı, d (cm) ve maddenin ağırlığı, m (g) ise azalırma uğramamış gama ışını sayısı, C_0 ve soğurucu içinden geçerek azalırma uğramış gama ışını sayısının, C oranı

$$C / C_0 = 2e^{-k\mu_k m} \left\{ \frac{1}{k\mu_k m} \sinh(k\mu_k m) - \frac{1}{(k\mu_k m)^2} (\cosh(k\mu_k m) - 1) \right\} \quad (2.73)$$

ile hesaplanır. Burada $k = 1/\pi a$, maddenin boyutlarını tanımlayan parametre; a ise maddenin yarı çapıdır (cm). Öz soğurma katsayısı $K_0 = 1/[C/C_0]$ 'dan elde edilir.

2.9.4.2 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörünün deneysel olarak ölçülmesi

Kimyasal bileşimi bilinmeyen madde için öz soğurma faktörü deneysel olarak ölçülebilir. Düşük gama ışını enerjilerinde (<200 keV), farklı malzemelerde kütle soğurma katsayısı önemli farklılıklar gösterir, bu nedenle soğurma katsayısı deneysel olarak ölçülmelidir. Silindirik geometride, homojen belirli bir hacme sahip madde üzerine yerleştirilen nokta kaynak geometrisinde referans ortam havaya göre öz soğurma düzeltme faktörü (Cutshall *et al.* 1983)

$$K_0 = \frac{\ln(C_x / C_0)}{(C_x / C_0) - 1} \quad (2.74)$$

ile verilir. Burada C_x , ilgilenilen enerjideki gama ışınlarının belirli bir ölçüm geometrisindeki maddeden geçmesi sonucunda elde edilen fotopikin sayım hızı (sayım/s); C_0 , ilgilenilen enerjideki gama ışınlarının, aynı ölçüm geometrisinde, referans ortam havadaki sayım hızıdır (sayım/s).

Örneğin öz soğurma düzeltmesi, idealde örnek ile aynı kimyasal bileşimde ve yoğunluktaki bir standart kaynak ile belirlenmelidir. Kullanılan standart kaynak ve örneğin fiziksel konfigürasyonları ve ölçüm geometrileri de aynı olmalıdır.

2.9.5 Gerçek koinsidens düzeltme faktörü

Bilindiği gibi herhangi bir radyonüklitin nükleer seviyelerinin ömürleri, gama spektrometresinin çözme zamanından daha kısadır. Dedektörün, bozunan radyonüklitin birçok sayıda açığa çıkan X- ve gama ışınlarını algılayarak bir tepki vermesi, yani her enerjile orantılı bir puls oluşması beklenir. Halbuki sistemin çözme zamanından daha kısa sürede, özellikle nükleer seviyelerin art arda (cascade) yayınladığı gama ışınları bir toplam pik olarak spektrumda gözlemlenmektedir. Dolayısıyla üst üste çakışan

enerjilerin oluşturduğu fotopiklerde kayıplar ve artışlar söz konusu olabilmektedir. Nükleer seviyelerden eş zamanlı yayınlanan iki gama ışınının bir toplamı olarak, gama spektrumunda gözlenecek yeni bir pik gerçek koinsidens olayının olduğunu gösterir. Bu olay nedeniyle fotopik sayımında olabilecek kayıplar ve artışlar, nüklitin bozunma şemasına bağlı olduğu gibi kaynak-dedektör geometrisine de bağlıdır. Gerçek koinsidens olaylarının sayısı, kaynağın aktivitesiyle doğru orantılı olmasına rağmen, belirli bir katı açıda oluşan kayıpların toplam sayıma oranı kaynağın aktivitesine bağlı değildir. Pratikte, kaynak dedektöre yaklaştırıldığında veya dedektör hacmi büyüdüğünde gerçek koinsidens kayıplarını düzeltme gereksinimi de artar. Ancak bunun düzeltilmesi, her nüklit ve her sayım geometrisi için özel uğraşlar gerektirir. Uygulamada, özdeş sayım geometrilerinde mümkün olduğunca dedektörden uzak sayım yaparak bu etkiler giderilebilir (Garcia-Talavera *et al.* 2001). Küçük kristal hacminde bir dedektör ve dedektörden uzakta yapılan sayımlarda bu etkiler ihmal edilir derecede azalabilir. Örneğin, kristal yüksekliğinin en az iki katı mesafede sayılan noktasal kaynaklar için koinsidens kayıplarının %5'in altında olduğu ve bağlı verimi %30-40'ı geçmeyen eş-eksenli dedektörler ile 10-12 cm mesafede yapılan sayımlarda oluşabilecek kayıpların belirsizlik sınırları içinde olduğu ifade edilmektedir (Debertin and Helmer 1988, Ramos-Lerate *et al.* 1992, Russ *et al.* 2005). Nüklitin nükleer seviyelerinin art arda gama ışını yayınlanması yoksa, yakın mesafelerde yapılan ölçümlerde gerçek koinsidens toplanması için bir düzeltme faktörü uygulanmasına gerek yoktur.

2.10 Belirsizlik Hesabı

Bir çok durumda ilgilenilen nicelik (ölçüm değeri), doğrudan doğruya ölçülerek elde edilemez, bunun yerine çeşitli diğer niceliklerin değerlerinden türetilmek zorundadır. Bu durumda ölçüm değerinin belirsizliği birleştirilmiş standart belirsizlik olarak verilir. İlgilenilen niceliğin (ölçüm değeri, y_i) birleştirilmiş standart belirsizliği, Gauss'un "hata yayılma yasası" kullanılarak türetilir. En genel haliyle, y ölçülen değer toplam belirsizliği $u_c(y_i)$, her bir değişkenin belirsizliğinden $u(x_i)$, aşağıdaki gibi hesaplanır.

$$u_c(y(x_1, \dots, x_n)) = \sqrt{\sum_{i=1}^n \left(\frac{\partial y}{\partial x_i} \right)^2 \cdot (u(x_i))^2} \quad (2.75)$$

Burada $y(x_1, \dots, x_n)$, x_1, \dots, x_n niceliklerinin bir fonksiyonudur. Eşitlik 2.75 x_i niceliklerinin birbirinden bağımsız olduğu ve $u(x_i) \ll x_i$ olduğu durumda geçerlidir (Dovlete and Povinec 2004).

Birleştirilmiş standart belirsizlik değeri $u_c(y_i)$, gerek duyulduğunda (daha yüksek güvenilirlikle ifade edilmek istendiğinde) bir k_α genişletme faktörü ile çarpılarak, ölçülen nicelik $u \pm k_\alpha \cdot u_c$ şeklinde ifade edilir. Aksi belirtilmediği durumda, bu çalışmadaki belirsizlik, $k_\alpha=1$, yani $\pm 1\sigma$ güven aralığında verilmiştir.

2.10.1 Fotopik veriminin belirsizliği

Standart kaynak kullanılarak belirli bir enerjide ölçülen verim değeri, ilgilenilen enerjide elde edilen fotopikin net sayım hızının, ilgilenilen enerjideki gama yayınlanma olasılığının, standart kaynağın aktivitesi ile madde miktarının ve düzeltme faktörlerinin bir fonksiyonudur. Buna göre Eşitlik 2.61 ile hesaplanan fotopik veriminin belirsizliği ($\pm 1\sigma$ aralığında)

$$u(\varepsilon) = \varepsilon \cdot \sqrt{\left(\frac{u(N_p)}{N_p} \right)^2 + \left(\frac{u(A)}{A} \right)^2 + \left(\frac{u(f_\gamma)}{f_\gamma} \right)^2 + \left(\frac{u(m)}{m} \right)^2 + \left(\frac{u(K)}{K} \right)^2} \quad (2.76)$$

ile verilir. Burada ε , ilgilenilen enerjideki fotopik verimi; N_p , fotopikin Compton sürekliliği ve doğal fon düzeltmesi yapılmış net sayımı; $u(N_p)$, net fotopik sayımının belirsizliği; A , standart kaynağın aktivitesi; $u(A)$, standart kaynağın aktivitesinin belirsizliği; f_γ , ilgilenilen enerjinin gama ışını yayınlama olasılığı; $u(f_\gamma)$, gama ışını yayınlanma olasılığının belirsizliği; m , standardın miktarı; $u(m)$, standardın miktarındaki belirsizlik; K , düzeltme faktörlerinin bileşimi ve $u(K)$ ise düzeltme faktörlerini kapsayan belirsizliktir.

2.10.2 Aktivitenin belirsizliđi

2.10.2.1 Doğrudan ölçme yöntemi ile ölçülen aktivitenin belirsizliđi

İlgilenilen örneđin doğrudan ölçme yöntemi ile belirlenen aktivitesindeki belirsizlik, ilgilenilen radyonüklitin belirli enerjisindeki fotopikin net sayım hızının, ilgilenilen enerjideki gama yayınlanma olasılıđının, fotopik veriminin, örneđin madde miktarının ve düzeltme faktörlerinin bir fonksiyonudur. Buna göre Eşitlik 2.63 ile hesaplanan aktivite niceliđinin belirsizliđi

$$u(A) = A \cdot \sqrt{\left(\frac{u(N_p)}{N_p}\right)^2 + \left(\frac{u(f_\gamma)}{f_\gamma}\right)^2 + \left(\frac{u(\varepsilon)}{\varepsilon}\right)^2 + \left(\frac{u(m)}{m}\right)^2 + \left(\frac{u(K)}{K}\right)^2} \quad (2.77)$$

ile verilir. Burada A, örneđin aktivitesi; N_p , fotopikin Compton sürekliliđi ve doğal fon sayımı çıkarılmış net sayımı; $u(N_p)$, net fotopik sayımının belirsizliđi; ε , fotopik verimi; $u(\varepsilon)$, fotopik veriminin belirsizliđi; f_γ , ilgilenilen enerjinin gama ışını yayınlama olasılıđı; $u(f_\gamma)$, gama ışını yayınlanma olasılıđının belirsizliđi; m, örneđin miktarı; $u(m)$, örneđin miktarındaki belirsizlik; K, düzeltme faktörlerinin bileşimi; $u(K)$ ise düzeltme faktörlerini kapsayan belirsizliktir.

2.10.2.2 Standartla karşılaştırma yöntemi ile ölçülen aktivitenin belirsizliđi

İlgilenilen örneđin standartla karşılaştırma yöntemi ile belirlenen aktivitesindeki belirsizlik, örneđin ilgilenilen enerjisindeki fotopikin net sayım hızının, standardın ilgilenilen enerjisindeki fotopikin net sayım hızının; standardın aktivitesinin; örneđin ve standardın madde miktarının ve düzeltme faktörlerinin bir fonksiyonudur. Buna göre Eşitlik 2.66 ile hesaplanan aktivitenin belirsizliđi

$$u(A_x) = A_x \cdot \sqrt{\left(\frac{u(N_p^x)}{N_p^x}\right)^2 + \left(\frac{u(N_p^s)}{N_p^s}\right)^2 + \left(\frac{u(A_s)}{A_s}\right)^2 + \left(\frac{u(m_x)}{m_x}\right)^2 + \left(\frac{u(m_s)}{m_s}\right)^2 + \left(\frac{u(K_x)}{K_x}\right)^2 + \left(\frac{u(K_s)}{K_s}\right)^2} \quad (2.78)$$

ile verilir. Burada A_x , örneğin aktivitesi; N_p^x , örneğin ilgilenilen enerjide Compton sürekliliği ve doğal fon düzeltmesi yapılmış net sayımı; $u(N_p^x)$, örneğin net sayımının belirsizliği; N_p^s , standardın ilgilenilen enerjide Compton sürekliliği ve doğal fon düzeltmesi yapılmış net sayımı; $u(N_p^s)$, standardın net sayımının belirsizliği; A_s , standart kaynağın aktivitesi; $u(A_s)$, standart kaynağın aktivitesinin belirsizliği; m_x , örneğin miktarı; $u(m_x)$, örneğin miktarının belirsizliği; m_s , standardın miktarı; $u(m_s)$, standardın miktarının belirsizliği; K_x , örnek için uygulanan düzeltme faktörlerinin bileşimi; $u(K_x)$ örnek için uygulanan düzeltme faktörlerini kapsayan belirsizlik; K_s , standart için uygulanan düzeltme faktörlerinin bileşimi ve $u(K_s)$ standart için uygulanan düzeltme faktörlerini kapsayan belirsizliktir.

2.10.3 Düzeltme faktörlerinin belirsizliği

Eşitlik 2.62 ile verilen fotopik verimi ve örnek aktivitesi belirlenirken uygulanan düzeltme faktörlerindeki belirsizlik

$$u(K) = K \cdot \sqrt{\left(\frac{u(K_b)}{K_b}\right)^2 + \left(\frac{u(K_c)}{K_c}\right)^2 + \left(\frac{u(K_k)}{K_k}\right)^2 + \left(\frac{u(K_o)}{K_o}\right)^2 + \left(\frac{u(K_r)}{K_r}\right)^2} \quad (2.79)$$

ile hesaplanır (Dovlete and Povinec 2004). Burada K , uygulanan düzeltme faktörlerinin bileşimidir. K_b , radyoaktif bozunma düzeltme faktörü; $u(K_b)$, radyoaktif bozunma düzeltme faktörünün belirsizliği; K_c , ölçüm süresi düzeltme faktörü; $u(K_c)$, ölçüm süresi düzeltme faktörünün belirsizliği; K_k , gerçek koincidans yığılma düzeltme faktörü; $u(K_k)$, gerçek koincidans yığılma düzeltme faktörünün belirsizliği; K_o , gama ışını öz soğurma düzeltme faktörü; $u(K_o)$, gama ışını öz soğurma düzeltme faktörünün belirsizliği; K_r , rasgele yığılma düzeltme faktörü ve $u(K_r)$, rasgele yığılma düzeltme faktörünün belirsizliğidir.

Eşitlik 2.67 ile hesaplanan radyoaktif bozunma düzeltme faktörünün belirsizliği

$$u(K_b) = K_b \cdot \Delta t \cdot u(\lambda) \quad (2.80)$$

ile verilir.

Eşitlik 2.68 ile hesaplanan ölçüm süresi düzeltme faktörünün belirsizliği

$$u(K_c) = \frac{1 - K_c \cdot (1 + \lambda \cdot t_r)}{\lambda} \cdot u(\lambda) \quad (2.81)$$

ile verilir.

Eşitlik 2.69 ile hesaplanan rasgele yığılma düzeltme faktörünün belirsizliği

$$u(K_r) = \sqrt{(2 \cdot R \cdot e^{(2 \cdot R \cdot \tau)})^2 \cdot u^2(\tau) + (2 \cdot \tau \cdot e^{(2 \cdot R \cdot \tau)})^2 \cdot u^2(R)} \quad (2.82)$$

ile verilir.

Eşitlik 2.74 kullanılarak deneysel olarak ölçülen gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörünün belirsizliği

$$u(K_o) = K_o \cdot \sqrt{\left(\frac{u(C_0)}{C_0}\right)^2 + \left(\frac{u(C_x)}{C_x}\right)^2} \quad (2.83)$$

ile verilir.

3. MATERYAL ve YÖNTEM

3.1 Gama Spektrometre Sistemi

Ölçümler, Çizelge 3.1’de özellikleri verilen bir kuyu tipi HPGe dedektör (Canberra GCW4023) ile yapılmıştır. Dedektör, ortamdaki doğal fon radyasyonunun etkisini en aza indirmek için Canberra Model 747 zırhı ile zırhlanmıştır. Zırh 9,5 mm kalınlığındaki çelik iskelet içinde 10 cm kalınlığında kurşundur. Ayrıca zırhın iç kısmı 72-88 keV enerji aralığındaki kurşun X-ışınlarını önlemek amacıyla 1 mm kalınlığında kalay ve kalay X-ışınlarını (24-28 keV) önlemek için 1,6 mm kalınlığında bakır ile kaplanmıştır. Zırhın taban kısmında halka şeklinde bir kurşunla kapatılmış 11,4 cm çapında boşluk vardır. Bu boşluktan dikey geometrili kriyostat ve dedektör kabloları geçmektedir. Zırh içindeki saçılan radyasyonu en aza indirmek için dedektör zırhın merkezine yerleştirilmiştir. Azot soğutması için 30 L hacminde, çift duvarlı (vakumlu) bir sıvı azot kabı kullanılmıştır.

Çizelge 3.1 HPGe dedektörün özellikleri

Dedektör geometrisi ve kristal tipi		Kapalı uçlu, eş eksenli, p-tipi
Bağıl verimi		% 44,8
Aktif hacmi		218 cm ³
Ge kristali	Çap	66,5 mm
	Yükseklik	67 mm
Dedektör kuyusu	Çap	23 mm
	Derinlik	35 mm
Kriyostat kuyusu	Çap	16 mm
	Derinlik	40 mm
Enerji ayırma gücü (FWHM)	122 keV (⁵⁷ Co)	1,16 keV
	1332,5 keV (⁶⁰ Co)	2,0 keV
Pik-Compton oranı	1332,5 keV (⁶⁰ Co)	60,8:1

Dedektör beslemesi için gerilimi Canberra 3106D yüksek gerilim güç kaynağı ile sağlanmıştır. Canberra 2002CSL direnç geri beslemeli önyükselteç ve Canberra 2025 spektroskopi yükselteci ile puls işleme yapılmıştır. Spektrum, Genie™ 2000 versiyon 3.0 gama spektroskopi yazılımı ile kontrol edilebilen 14 bit sabit dönüşüm zamanlı analog sayısal dönüştürücülü, 16K dönüştürme kazançlı Canberra Multiport II çok kanallı analizör ile kaydedilmiştir.

3.2 Standart Kaynakların ve Örneklerin Ölçüme Hazırlanmasında Kullanılan Cihazlar

Örnek hazırlamada 200°C'ye kadar ayarlanabilen SalvisLab marka Thermocenter TC-100 etüv, 1µm'den küçük tane büyüklüğü sağlayan Retsch marka PM-200 öğütücü ve hassasiyeti $\pm 10^{-2}$ - 10^{-4} % olan And marka GR-202 hassas terazi kullanılmıştır.

3.3 Verim Kalibrasyonunda Kullanılan Serifikalı Referans Standart Kaynaklar

Dedektörün verim kalibrasyonunun elde edilmesinde serifikalı IAEA/RGU-1, IAEA/RGTh-1, IAEA/RGK-1, IAEA-375 (Çizelge 3.2) ve EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit (Çizelge 3.3) referans standart kaynakları kullanılmıştır.

Çizelge 3.2 Serifikalı standart kaynakların özellikleri

Standart kaynak	Nüklit	Aktivite/Derişim $A \pm u(A)^1$	Orijin/Referans tarihi
IAEA/RGU-1	²³⁸ U	400±2 µg g ⁻¹	Beverlodge, Saskatchewan, Canada
IAEA/RGTh-1	²³² Th	800±16 µg g ⁻¹	Oka, Quebec, Canada
IAEA/RGK-1	⁴⁰ K	% 44,8±0,3	-
IAEA-375	¹³⁷ Cs	5280±80 Bq kg ⁻¹	Bryansk bölgesi, Rusya/31.12.1991

¹⁾Aktivitedeki belirsizlik %95 güven aralığında verilmiştir.

Çizelge 3.3 Serifikalı EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardının özellikleri¹⁾

Nüklit	E (keV)	f _γ (%)	t _{1/2}	A (kBq)	Toplam belirsizlik ²⁾ (%)
²¹⁰ Pb	47	4,18	22,3±0,2 yıl	56,1	11,4 ³⁾
¹⁰⁹ Cd	88	3,63	462,6±0,7 gün	53,3	3,1
⁵⁷ Co	122	85,6	271,79±0,09 gün	1,96	2,9
^{123m} Te	159	84,0	119,7±0,1 gün	2,54	2,9
⁵¹ Cr	320	9,86	27,706±0,007gün	65,8	3,0
¹¹³ Sn	392	64,9	115,09±0,04 gün	10,4	2,9
⁸⁵ Sr	514	98,4	64,489±0,004 gün	12,4	3,0
¹³⁷ Cs	662	85,1	30,17±0,16 yıl	8,68	2,9
⁸⁸ Y	898	94,0	106,630±0,025 gün	19,7	2,9
⁶⁰ Co	1173	99,86	5,272±0,001 yıl	10,3	2,9
⁶⁰ Co	1333	99,98	5,272±0,001 yıl	10,3	2,9
⁸⁸ Y	1836	99,4	106,630±0,025 gün	19,7	2,9

¹⁾m= 1700,4± 0,2 g, Referans tarihi: 01.10.2006

²⁾Toplam belirsizlik k=2 genişletme katsayısı ile çarpılarak $\pm 2\sigma$ aralığında verilmiştir.

³⁾²¹⁰Pb nüklitinin aktivitesindeki toplam belirsizliğin, beklenenden büyük olması NCRP rapor No:58'den alınan gama ışını yayınlanma olasılığındaki belirsizlikten (4,18±0,23)% kaynaklanmaktadır.

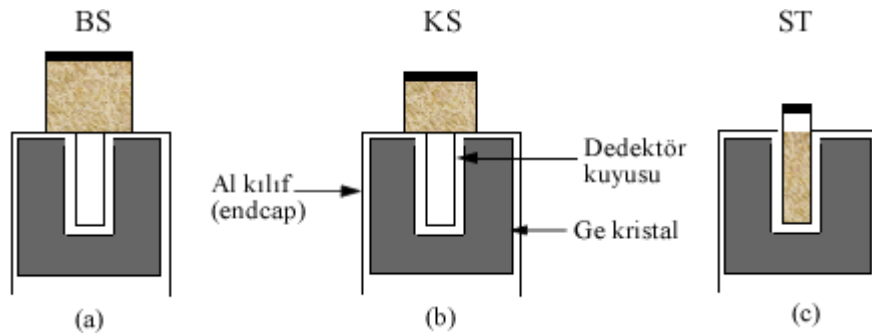
3.4 Aktivite Ölçümü Uygulamaları

Bu tez çalışmasında yapılan verim kalibrasyonları kullanılarak çeşitli örneklerde aktivite ölçümleri yapılmıştır. Bu amaçla Nevşehir ilinin Uçhisar ilçesindeki yapıların duvarlarından tüf örneği, Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü (A.Ü. N.B.E.) bahçesinden heykeltraşların model çalışması yaptıkları beyaz mermer örneği, Elazığ ilinin merkeze bağlı Hıdırbaba köyü Aktoprak kuyularından toprak örneği, halkın normal olarak tükettiği gıdalardan sadece ıspanak ve kurufasulye örnekleri aktivitesi ölçülmek üzere alınmıştır.

3.5 Standart Kaynakların ve Örneklerin Hazırlanması

3.5.1 Standart kaynakların hazırlanması

Uranyum minerali içeren RGU-1, toryum minerali içeren RGTh-1 ve potasyum içeren RGK-1 referans standart kaynakları, öncelikle 105° C'de 4 saat süreyle etüvde kurutulmuştur. IAEA-375 ve EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı, içerdikleri ¹³⁷Cs nüklitinin buharlaşma riski nedeniyle kurutulmamıştır. Standart kaynaklar, fotopik veriminin belirleneceği ölçüm geometrilerindeki plastik kaplar (Şekil 3.1) içerisine konulmuştur ve net ağırlıkları belirlenmiştir (Çizelge 3.5).



Şekil 3.1 a. Büyük silindir (BS) kap geometrisi, b. Küçük silindir (KS) kap geometrisi, c. Silindirik tüp (ST) geometrisi

Çizelge 3.4 Örnek kaplarının fiziksel özellikleri

Tanım	Kod	Boyut ¹⁾ (cm)			Doldurulan yükseklik (cm)
		Çap	Yükseklik	Kalınlık	
Büyük silindir	BS	5	6,5	0,1	5,9
Küçük silindir	KS	4,3	4,15	0,1	3,55
Silindirik tüp	ST	1,4	5,85	0,1	3,5

¹⁾ Kapların iç boyutlarıdır.

Uranyum-radyum içeren standart kaynaklar, Bölüm 2.3.1’de anlatıldığı gibi ²²⁶Ra’nın ürün nükleitleri ile radyoaktif dengeye gelmesi için kapların sızdırmazlığı sağlanarak ölçümden önce en az bir ay süreyle bekletilmiştir. Kapların içinden dışarıya radon gazının kaçışının (bunun terside olabileceği düşünülerek) mümkün olduğunca önlenmesi amacı ile hermetik sızdırmazlık sağlanması için, kapların vida adımları teflon bantla sarılmış ve ayrıca kapak kenarları parafilm ile sıkıca sarılarak kapatılmıştır.

Çizelge 3.5 Hazırlanan standart kaynakların miktarları (g)

Standart Kaynak	m±u(m) ¹⁾ (g)			
	Büyük silindir BS	Küçük silindir KS	Silindirik tüp, ST	
			ST1 ²⁾	ST2 ²⁾
IAEA/RGU-1	152,819±0,009	64,502±0,004	5,772±0,001	5,429±0,001
IAEA/RGTh-1	150,386±0,009	68,296±0,004	6,796±0,001	6,469±0,001
IAEA/RGK-1	156,596±0,010	68,675±0,004	6,948±0,001	6,650±0,001
IAEA-375	168,749±0,010	69,182±0,004	7,011±0,001	6,743±0,001
EGML 1215-23-1 çoklu radyonükleit	185,397±0,011	85,469±0,005	7,425±0,001	

¹⁾ Miktardaki belirsizlik, ±1σ güven aralığında $u(m) = [0,0002 + 0,0001215 \times m(g)]/2$ ile hesaplanmıştır.

²⁾ ST1: 1.tüp, ST2: 2.tüp (Boyutları aynı).

3.5.1.1 Standart kaynakların aktivitelerinin hesaplanması

Hazırlanan standart kaynakların içeriğinde uzun yarı ömürlü (⁴⁰K, ²³²Th, ²³⁵U, ²³⁸U gibi) radyonükleitler olduğunda bunların özgül (specific) aktiviteleri (Nir-El 1997)

$$A = \frac{N_A \cdot a \cdot \ln 2}{100 \cdot M \cdot t_{1/2}} \quad (3.1)$$

ile hesaplanır. Burada A, radyonüklitin 1g'nin aktivitesi (Bq g⁻¹); N_A, Avogadro sabiti (6,0221367±0,0000036)·10²³ mol⁻¹; a, radyonüklitin izotopik bolluğu (%); M, radyonüklitin molar kütlesi (g mol⁻¹); t_{1/2} (s), radyonüklitin yarı ömrüdür. Zaman birim dönüştürmesinde 1 yıl (güneş yılı)=365,2422 gün olarak alınır. Çizelge 3.6'da 1 g madde için özgül aktivite hesaplanmıştır.

Çizelge 3.6 ⁴⁰K, ²³²Th, ²³⁸U ve ²³⁵U nüklitlerinin izotopik bollukları, yarı ömürleri ve özgül aktivite (Nir-El 1997)

Radyonüklit	a±u(a)(%)	t _{1/2} ±u(t _{1/2}) (yıl)	A ±u(A) (Bq g ⁻¹)
⁴⁰ K	0,0117 ± 0,0001	(1,277 ± 0,008)·10 ⁹	31,00 ± 0,33
²³² Th	100	(1,405 ± 0,006)·10 ¹⁰	4057,4 ± 17
²³⁸ U	99,2747 ± 0,0060	(4,468 ± 0,003)·10 ⁹	12347,5 ± 6,7
²³⁵ U	0,7200 ± 0,0012	(7,038 ± 0,005)·10 ⁸	586 ± 1,0

Eşitlik 3.1'de zamanla meydana gelen bozunma, ölçüm süresine göre uzun yarı ömürlü radyonüklitler için ihmal edilebilir olmasına karşın bu çalışmada kullanılan tüm standart kaynakların hazırlandıkları tarihteki aktivite sertifikalarında belirtilen referans tarihlerine göre düzeltilmiştir. Çizelge 3.5'de verilen referans standart madde miktarları için Çizelge 3.6'daki özgül aktivite değerlerinden, RGU-1 standardının içerdiği ²³⁸U, RGTh-1 standardının içerdiği ²³²Th ve RGK-1 standardının içerdiği ⁴⁰K nüklitlerinin aktivite hesaplanmıştır (Çizelge 3.7). IAEA-375 standardının içerdiği ¹³⁷Cs nüklitinin aktivite ve EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardının içerdiği nüklitlerin aktivite ise, Çizelge 3.5'de verilen madde miktarları için sırasıyla Çizelge 3.2 ve Çizelge 3.3'de verilen aktivite kullanılarak hesaplanmıştır.

Çizelge 3.7 Standart kaynakların içerdiği nüklitlerin aktiviteleri

Standart kaynak	Nüklit	A ±u(A) ¹⁾ (Bq)			
		Büyük silindir BS	Küçük silindir KS	Silindirik tüp ST	
				ST1	ST2
IAEA/RGU-1	²³⁸ U	754,6±1,9	318,5±0,8	28,50±0,07	26,81±0,07
IAEA/RGTh-1	²³² Th	488,0±5,0	221,6±2,3	22,05±0,25	20,99±0,21
IAEA/RGK-1	⁴⁰ K	2264,8±3,5	974,6±1,5	98,61±0,15	94,38±0,14
IAEA-375	¹³⁷ Cs	622,4±4,83	255,2±2,0	25,93±0,20	24,94±0,19
EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit	²¹⁰ Pb	5974,4±340,7	2754,2±157,0	239,3±13,6	
	¹⁰⁹ Cd	3854,1±59,7	1776,8±27,5	154,4±2,4	
	⁵⁷ Co	106,2±1,5	49,98±0,71	4,25±0,06	
	^{123m} Te	56,67±0,82	26,13±0,38	2,27±0,03	
	¹¹³ Sn	217,8±3,2	100,4±1,5	8,72±0,13	
	¹³⁷ Cs	930,0±13,5	478,7±6,2	37,25±0,54	
	⁸⁸ Y	361,9±5,3	166,8±2,4	14,49±0,21	
	⁶⁰ Co	1017,3±14,8	469,0±6,8	40,74±0,59	

¹⁾ Aktivitedeki belirsizlik, u(A) ±1σ güven aralığında verilmiştir.

3.5.2 Örneklerin hazırlanması

Örnekler, A.Ü. N.B.E'nün numune hazırlama laboratuvarında ilk olarak etüvde 105°C'de 4 saat süreyle kurutulmuştur. Daha sonra, örnekler tane boyutu 1 mm'nin altına inecek şekilde, uygun homojenliği elde etmek için öğütülerek toz şekline getirilmiştir ve standart kaynaklar ile aynı geometrideki plastik kaplar içerisine doldurulmuştur (Şekil 3.1). Örneklerin net ağırlıkları belirlenmiştir. Örnek kaplarının hermetik sızdırmazlığı sağlanarak, ²²⁶Ra'nın ürün nükliti ²²²Rn ile radyoaktif dengeye gelmesi için ölçümden önce en az bir ay süreyle bekletilmiştir.

Çizelge 3.8 Örneklerin miktarları

Örnek	Kod	$m \pm u(m)^1$ (g)			
		Büyük silindir BS	Küçük silindir KS	Silindirik tüp ST	
				ST1	ST2
Kapadokya tuf	K-1	150,880±0,009	61,162±0,004	5,236±0,001	6,056±0,001
Kapadokya tuf	D-2	155,127±0,010	70,543±0,004	6,189±0,001	5,381±0,001
Elazığ toprak	E-1	118,957±0,007	53,962±0,003	4,559±0,001	4,063±0,001
A.Ü. Mermer	M-1	146,806±0,009	64,928±0,004	4,916±0,001	5,464±0,001
Ispanak	I-1	50,676±0,003	-	-	-
Kurufasulye	F-1	100,551±0,006	-	-	-

¹⁾Miktardaki belirsizlik, $\pm 1\sigma$ güven aralığında $u(m) = [0,0002 + 0,0001215 \times m(g)] / 2$ ile hesaplanmıştır.
(-) I-1 ve F-1 için bu geometrilere örnek hazırlanmamıştır.

3.6 Doğal Fon Spektrumunun Ölçülmesi

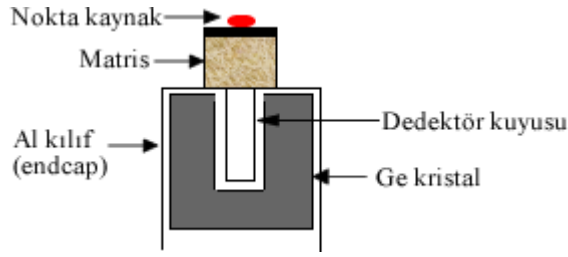
Laboratuvar ortamında bulunan doğal fon spektrumu, dedektörde kaynağın olmadığı durumda ölçülmüştür. İlgilenilen enerjilerde doğal fon sayımları, farklı zamanlarda her biri iki veya üç gün süre ile yapılan üç ölçümün ortalaması alınarak hesaplanmıştır

3.7 Gama-ışını Öz Soğurma Düzeltme Faktörünün Belirlenmesi

Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörleri BS ,KS ve ST geometrisinde, standart kaynaklar ve örnekler için belirlenmiştir.

3.7.1 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörünün deneysel olarak ölçülmesi

BS ve KS geometrisinde standart kaynaklar ve örnekler için ilgilenilen enerjilerdeki gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörleri, belirli enerjilerde gama ışınları yayınlayan nokta kaynaklar kullanılarak ölçülmüştür (Şekil 3.2).



Şekil 3.2 Deneysel gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörü ölçüm geometrisi

Cutshall'ın (1983) önerdiği bilinen, kolime edilmemiş gama ışınlarının bir maddeyi geçerken uğrayacağı öz soğurmanın ölçülmesi ilkesine göre, öncelikle enerjisi bilinen bir nokta kaynak, belirli geometrideki boş kap üzerine yerleştirilmiştir. Nokta kaynağın yayınladığı gama ışını enerjisinde referans ortam havadaki sayım hızı, C_0 (sayım/s) bulunmuştur. Daha sonra, nokta kaynak aynı geometrideki madde üzerine yerleştirilmiştir ve aynı enerjideki gama ışınının maddede soğurulması sonucunda sayım hızı, C_x (sayım/s) elde edilmiştir. Ölçümler beş kez tekrarlanmıştır ve elde edilen sayım hızlarının aritmetik ortalaması alınmıştır. Elde edilen ortalama sayım hızları kullanılarak, ilgilenilen nokta kaynak enerjisinde Eşitlik 2.74'de verilen öz soğurma düzeltme faktörü, K_0 deneysel olarak belirlenmiştir. Yöntem belirli enerjilerde gama ışını yayınlayan nokta kaynaklar kullanılarak BS ve KS geometrilerindeki standart kaynaklar ve örnekler için uygulanmıştır.

3.7.2 Gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörünün hesaplanması

Bölüm 2.9.4.1'de açıklandığı üzere, kimyasal element bileşimi bilinen maddeler için, NIST XCOM (<http://physics.nist.gov/PhysRefData/Xcom/Text/XCOM.html>, 2008) referans veri tabanı kullanılarak kütle azalım katsayıları hesaplanmıştır. IAEA-375 standardının, K-1 ve D-2 örneklerinin kimyasal bileşimi XRF yöntemi ile belirlenmiştir (Çizelge 3.9). XRF ölçümleri, TAEK-SANAEM'de yapılmıştır. RGU-1 standardının sertifikasında verilen yaklaşık kimyasal bileşimi kullanılmıştır (Çizelge 3.10). RGK-1 standardının bilinen kimyasal bileşimi K_2SO_4 ve EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardının bilinen kimyasal bileşimi SiO_2 kullanılmıştır. RGTh-1 standardının, E-1, M-1, I-1 ve F-1 örneklerinin kimyasal bileşimi bilinmediği için öz soğurma düzeltme faktörü hesaplanmamıştır.

Çizelge 3.9 IAEA-375 standardının, K-1 ve D-2 örneklerinin XRF yöntemi ile belirlenmiş kimyasal bileşimleri¹⁾

Element	% Bileşimi ²⁾		
	IAEA-375	K-1	D-2
Na ₂ O	0,3	2,45	2,04
MgO	0,28	0,78	1,19
Al ₂ O ₃	3,3	8,61	9,27
SiO ₂	31,2	67,8	66,0
P ₂ O ₅	0,25	0,06	0,09
SO ₃	0,23	1,43	0,46
K ₂ O	0,86	4,09	3,37
CaO	1	1,87	2,17
TiO ₂	0,25	0,2	0,32
Mn	180 ppm	475 ppm	415 ppm
Fe ₂ O ₃	0,77	1,29	2,09
Rb	-	146 ppm	122 ppm
Sr	-	277 ppm	337 ppm
Zr	390 ppm	-	-
Ba	302 ppm	896 ppm	1268 ppm

¹⁾ Eksik olan madde miktarı 1'e normalize edilmiştir.

²⁾ 1ppm=1µg/g=10⁻⁶ g/g'dır.

Çizelge 3.10 IAEA/RGU-1 standardının sertifikasında verilen yaklaşık kimyasal bileşimi¹⁾

Element	% Bileşimi
Si	46,4
U	0,04
Al	0,1
Fe	0,03
Ca	0,03
Na	0,02
C	0,01
Mg	0,01
Pb	0,008
K	0,002
Ti	0,008
S	0,002

¹⁾ Eksik olan madde miktarı 1'e normalize edilmiştir.

Kimyasal bileşimi bilinen madde için, ilgilenilen enerjideki öz soğurma düzeltme faktörü, BS ve KS geometrilerinde o enerjideki kütle azalım katsayısı ($\text{cm}^2 \text{g}^{-1}$), maddenin yoğunluğu (g cm^{-3}) ve kalınlığı (cm) kullanılarak Eşitlik 2.72'den, ST geometrisinde ise o enerjideki kütle azalım katsayısı ($\text{cm}^2 \text{g}^{-1}$); maddenin ağırlığı (g); kalınlığı (cm) ve yarıçapı (cm) kullanılarak Eşitlik 2.73'den hesaplanmıştır.

Hesaplanan öz soğurma düzeltme faktörü ve deneysel olarak ölçülen öz soğurma düzeltme faktörü arasındaki fark aşağıdaki eşitlik ile hesaplanmıştır.

$$\%Fark = \left(\frac{K_o^h}{K_o^d} - 1 \right) \times 100 \quad (3.2)$$

3.8 Verim Kalibrasyonu

Dedektörün verim kalibrasyonu, radyonüklite özgü (radionuclide specific) verim kalibrasyonu yöntemi ve mutlak verim kalibrasyonu (absolute efficiency) yöntemi ile Şekil 3.1'de verilen üç geometride yapılmıştır.

3.8.1 Radyonüklite özgü verim kalibrasyonu

Bu yöntemde sadece örnekte aktivitesi ölçülmesi amaçlanan radyonüklitlere (^{40}K , ^{137}Cs , ^{226}Ra gibi) özgü standart kaynak kullanılarak, standart kaynaklardaki radyonüklitlerin bilinen enerjileri için verim değerleri belirlenir. Bu durumda beklendiği gibi aynı nüklitin art arda (cascade) geçişleri nedeniyle oluşacak gerçek koinsidens kayıpları, standart kaynak ve aynı geometrideki örnek için aynı derecede olacağından, aktivite hesabında birbirini elemine edecektir. Ancak örnek ve standart kaynağın kimyasal bileşimleri ve yoğunlukları farklı olabileceğinden öz soğurma düzeltmesinin hesaba katılması gerekmektedir.

3.8.2 Mutlak verim kalibrasyonu

Aktivitesi bilinen standart kaynakların bilinen enerjileri için ölçülen verim değerlerinin uygun bir eğriye uyarlanarak, bilinmeyen bir enerjideki verimin interpolasyon veya ekstrapolasyon ya da eğri uzatma/uyarlama (cubic spline) teknikleri ile hesaplanmasını esas alır. Bu yöntemde gerçek koinsidens etkilerini ayrıca hesaba katmak gerekir. Bu yöntemle belirlenen verim değeri doğrudan aktivite hesabında kullanılacağından, farklı bir radyonüklitin bozunma şemasına bağlı değişebilen gerçek koinsidens kayıpları farklı büyüklükte olabilecektir. Ayrıca bu yöntemde de örnek ve standart kaynağın kimyasal bileşimleri ve yoğunlukları farklı olabileceğinden öz soğurma düzeltmesinin hesaba katılması gerekmektedir.

Bölüm 3.8.1 ve Bölüm 3.8.2’de anlatılan her iki yöntem uygulanarak verim kalibrasyonunun elde edilmesinde, BS ve KS geometrisindeki standart kaynaklar dedektör kılıfının (end-cap) üzerinde, ST geometrisindeki standart kaynaklar ise dedektör kuyusu içinde ölçülmüştür. Radyoaktif standart kaynaklardan iyi bir sayım istatistiği elde etmek için iki saat ile dört gün arasında değişen sürelerde ölçümler yapılmıştır. Ölçüm süreleri, nüklitlerin yarı ömürlerine göre kısa olduğundan ölçüm düzeltmesi ve bozunma düzeltmesi ihmal edilmiştir. Sayım hızları düşük olduğundan, ölü zaman %0,1-1 düzeyindedir ve bu nedenle rasgele yığılma düzeltmesine gereksinim duyulmamıştır. Gerçek koinsidens yığılma düzeltmesi, kristalin sıvı azot sıcaklığındaki gerçek konumundan örneğin 1-2, derece eğilmelerin, kristal yüzeyindeki ölü tabaka gibi çok çeşitli parametrelerin hesaba katılması ve özel prosedürlerle dedektörün toplam veriminin de ölçülmesini gerektirdiğinden bu çalışmanın kapsamı dışında tutulmuştur. Ayrıca gerçek koinsidens kayıplarının hesaplandığı bir yazılımında olmaması nedeniyle bu düzeltme uygulanmamıştır.

Her bir standart kaynağın ölçülen spektrumundan fotopik veriminin deneysel olarak belirleneceği enerjilerdeki net sayımlar ve belirsizlikleri; dedektörde herhangi bir kaynak yok iken alınan ortamdaki doğal fon spektrumundan aynı enerjilerdeki doğal fon sayımları ve belirsizlikleri elde edilmiştir. Eşitlik 2.61’den ilgilenilen enerjilerde deneysel fotopik verimleri, ϵ_d ve Eşitlik 2.76’dan fotopik veriminin belirsizliği, $u(\epsilon_d)$

($\pm 1\sigma$ aralığında) hesaplanmıştır. Her geometride ölçümler üç defa tekrar edilmiştir ve her enerjide elde edilen deneysel verim değeri ve belirsizliği, ölçümler birbirinden bağımsız olduğu için üç ölçümün ağırlıklı ortalaması alınarak hesaplanmıştır (Eşitlik 3.3).

$$\overline{\varepsilon_d} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{(\varepsilon_d)_i}{u_i^2(\varepsilon_d)}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{u_i^2(\varepsilon_d)}} \quad (3.3)$$

Burada $\overline{\varepsilon_d}$, ortalama deneysel verim değeri; $(\varepsilon_d)_i$, i'nci ölçümün deneysel verim değeri ve $u_i(\varepsilon_d)$ ise i'nci ölçümün belirsizliğidir. Ağırlıklı ortalamaya göre, ortalama deneysel verimin belirsizliği

$$u(\varepsilon_d) = \sqrt{\frac{1}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{u_i^2(\varepsilon_d)}}} \quad (3.4)$$

ile hesaplanır. Ağırlıklı ortalamanın, aritmetik ortalamaya göre en önemli üstünlüğü gerçek değere yaklaşması bakımında ölçülen değer belirsizliğinin de ortalamaya etki etmesidir. Ancak, belirsizlik değeri, $u(\varepsilon_d)$ aritmetik ortalamaya göre küçüktür. Deneysel olarak bulunan veriler, Eşitlik 3.5 ile verilen bir eğriye uyarlanarak (Debertin and Helmer 1988) verim kalibrasyonu yapılmıştır.

$$\ln \varepsilon = \sum_{i=0}^{n=4} a_i \cdot \ln^i(E) \quad (3.5)$$

Burada $\ln \varepsilon = a_0 + a_1 \cdot \ln(E) + a_2 \cdot \ln^2(E) + a_3 \cdot \ln^3(E) + a_4 \cdot \ln^4(E)$ şeklindeki bir logaritmik fonksiyon ve a_i , regresyon sabitleridir. Verim kalibrasyonu eğrisinden ilgililenen enerjilerde uyarlanan verim değerleri, ε_u elde edilmiştir ve deneysel verim değerleri ile uyarlanan verim değerleri arasındaki fark Eşitlik 3.6 ile hesaplanmıştır.

$$\%Fark = \left(\frac{\varepsilon_u}{\varepsilon_d} - 1 \right) \times 100 \quad (3.6)$$

İlgilenilen enerjilerde deneysel fotopik verimlerine, BS ve KS geometrilerinde, deneysel olarak ölçülen ve hesaplanan öz soğurma düzeltmeleri, ST geometrisinde ise hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanmıştır. Ancak RGTh-1 standardı kullanılarak ilgilenilen enerjilerde elde edilen deneysel fotopik verimlerine, RGTh-1 standardının kimyasal bileşimi bilinmediğinden, hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanmamıştır.

3.9 Çevresel Örneklerde Aktivite Ölçümü

Çevresel örneklerde aktivite ölçüm sonuçları, doğrudan aktivite ölçüm yöntemi ve standartla karşılaştırma yöntemi ile elde edilmiştir. Örnekler, yeterli sayım istatistiğinin sağlanması amacıyla iki ile beş gün arasında değişen sürelerde ölçülmüştür ve bütün ölçümlerde sistemin ölü zamanı %1'den az tutulmuştur. Aktivitesi belirlenecek örneğin ölçülen spektrumundan, Çizelge 3.11'de verilen enerjilerdeki fotopiklerin net sayımları ve belirsizlikleri; dedektörde herhangi bir kaynak yok iken alınan ortamdaki doğal fon spektrumundan aynı enerjilerdeki fotopiklerin doğal fon sayımları ve belirsizlikleri elde edilmiştir. Ölçümler üç kez tekrar edilmiştir ve ilgilenilen enerjilerde elde edilen fotopiklerin net sayım hızı ve belirsizliği üç ölçümün ağırlıklı ortalaması alınarak hesaplanmıştır. Aktivite ölçümünde K-1, D-1, E-1 ve M-1 örneklerine deneysel olarak ölçülen öz soğurma düzeltme faktörleri uygulanmıştır. Ancak E-1 ve M-1 örneklerinin kimyasal bileşimi bilinmediğinden aktivite ölçümlerinde hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanmamıştır. I-1 ve F-1 örneklerinin ölçülen aktivitelerine ise öz soğurma düzeltmesi uygulanmamıştır. Her örnek için ilgilenilen enerjilerde ölçülebilir en küçük aktivite (MDA) değerleri ise 100000 sn ölçüm süresi esas alınarak Eşitlik 2.43'den hesaplanmıştır.

3.9.1 Doğrudan aktivite ölçümü

Doğrudan aktivite ölçüm yönteminde örneğin aktivitesi, A Eşitlik 2.63 kullanılarak, aktivitenin belirsizliği, $u(A)$ ise $\pm 1\sigma$ güven aralığında Eşitlik 2.77 kullanılarak hesaplanmıştır. Aktivite sonuçları EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı kullanılarak elde edilen verim değerleri ve radyonüklite özgü yöntem ile elde edilen verim değerleri için ayrı ayrı verilmiştir.

3.9.2 Standartla karşılaştırma ile aktivite ölçümü

Standartla karşılaştırma yöntemi ile aktivite ölçümünde, örnekte aktivitesi belirlenecek her nüklit için, bu nükliti içeren bir standart kaynak kullanılmıştır. ^{226}Ra aktivitesi RGU-1 standardı, ^{232}Th aktivitesi RGTh-1 standardı ve ^{40}K aktivitesi RGK-1 standardı kullanılarak ölçülmüştür. Eşitlik 2.66'dan ilgililenilen enerjilerde aktivite, A ve $\pm 1\sigma$ güven aralığında Eşitlik 2.78'den aktivitenin belirsizliği, $u(A)$ hesaplanmıştır.

3.9.3 Çevresel örneklerde aktivitesi ölçülen nüklitler ve aktivite ölçümünde kullanılan gama-ışını enerjileri

Uranyum bozunma serisinin ana radyonükliti ^{238}U , 49,5 keV (% 0,064) ve 113,5 keV (%0,0102) enerjili pratikte ölçülmesi güç olan çok zayıf şiddetli gama ışınları yayınlar (Yücel *et al.* 1998). Bu nedenle ^{238}U 'ün, ürün nüklitleri ^{234}Th (24,1 gün) ve $^{234\text{m}}\text{Pa}$ (1,17 dakika) ile dengede olduğu varsayılarak aktivitesi hesaplanır (Huy *et al.* 2004). Bu nüklitlerin her ikisi de, kapalı bir sistemde 120-160 günlük bir sürede ^{238}U ile ~%99 dengeye ulaşır. ^{234}Th 'ün 63,3 keV (%3,8) enerjili gama ışını, ^{232}Th ve ^{231}Th 'den sırasıyla 63,8 keV (%0,255) ve 63,9 keV (%0,023)'de zayıf şiddetli gama katkıları içermesine rağmen aktivite belirlenmesine uygundur. $^{234\text{m}}\text{Pa}$ 'in en şiddetli gama enerjisi 1001 (%0,837) keV'dir. Bu enerjinin yüksek enerji bölgesinde olması nedeniyle, öz soğurma etkileri ^{234}Th 'ün 63,3 keV enerjisindeki kadar büyük olmamasına karşın 100 Bq kg^{-1} altındaki uranyum aktivitesi için sayım istatistiği ciddi bir sorundur. Uranyum serisindeki yayınlanma olasılıkları yüksek olan gama ışınları ^{214}Pb ve ^{214}Bi 'den yayınlanırlar. Kısa yarı ömürlerine bağlı olarak, bu iki nüklit kapalı bir

sistemde yaklaşık bir ayda ^{226}Ra ile dengeye ulaşır. ^{214}Pb ilgilenilen enerjileri 295,2 keV (%18,2) ve 351,9 keV (%35,1)'dir. ^{214}Bi nüklitinin 609,3 keV (%44,6) ve 1120,2 keV (%14,7)'deki gama ışınları en şiddetlidir. Bu enerjilerde ise önemli koinsidens kayıpları vardır. Ancak 351,9 keV'lik gama ışınının en az koinsidens etkisi olduğu rapor edilmektedir (Garcia- Talavera *et al.* 2001).

Çevresel çalışmalarda toryum serisinde en çok ilgilenilen nüklitler ^{228}Ra (5,75 yıl) ve ^{228}Th (1,9131 yıl)'dir. Dengenin sağlandığı durumda ^{228}Ra ürün nükliti ^{228}Ac 'den ve ^{228}Th ürün nüklitleri ^{212}Pb , ^{212}Bi ve ^{208}Tl 'den belirlenebilir. ^{228}Ac 'in en şiddetli gama ışınları 338,4 keV (%11,26), 911,1 keV (%26,6) ve 968,9 keV (%16,23)'dir. Bu enerjilerde koinsidens kayıpları etkindir. ^{212}Bi 'nin en önemli gama enerjisi 727,3 keV (%6,64)'dir ve üst seviyelerden yayınlanan gama ışınlarıyla meydana gelen koinsidens etkisi için düzeltme gerektirir. ^{212}Pb nüklitinin ilgilenilen enerjisi 238,6 keV (%43,5)'dir. ^{208}Tl 'in en şiddetli gama enerjisi ise 583,1 keV (%30,58)'dir. Bu enerjide de koinsidens kayıpları için düzeltme gereklidir.

Çevresel örneklerde aktinyum serisinden kaynaklanan nüklitlerin ölçümü nadiren mümkündür. En şiddetli gama enerjisi 185,7 keV (%57,2)'dir, fakat spektrumda ^{226}Ra 'nın 186,2 keV (% 3,51)'lik enerjisi ile aynı fotopik olarak kaydedilir. ^{226}Ra ve ^{214}Pb nüklitleri arasında denge oluşmamışsa, ^{235}U aktivitesi 163,3 keV (%5,08) ve 205,3 keV (%5,01) enerjilerinden ölçülebilir. Bu iki enerji, diğer enerjilerden zayıf katkılar içerir.

Potasyum aktivitesi ^{40}K nüklitinin 1460,8 keV enerjili fotopikinden ölçülür. Çoğu durumda 1460,8 keV'de oluşan fotopik, ^{40}K ve ^{228}Ac 'in oluşturduğu bir piktir. ^{232}Th ile dengede olan ^{228}Ac 'in 1459,2 keV'de %1 (Reus and Westmeier 1983) veya %0,83 (Firestone *et al.* 1988) gama yayınlanma olasılığına sahip gama enerjisi vardır. Bu iki değerlerin ortalaması alınarak gama yayınlanma olasılığı $0,92 \pm 0,09$ elde edilir. ^{40}K nüklitinin 1460,8 keV enerjisinin gama yayınlanma olasılığı %10,67'dir (Reus and Westmeier 1983, Firestone *et al.* 1988). Bu durumda oluşan fotopike ^{232}Th ve ^{40}K nüklitlerinin katkısının oranı $0,92/10,67=0,088$ 'dir. Deneysel sonuçlar bu oranın $0,097 \pm 0,09$ olduğunu göstermiştir. Bu değerlerin ortalaması alınarak, oran 0,093 olarak

önerilmiştir (Groppi *et al.* 2005). Diğer bir ifadeyle, ^{40}K 'ın bulunmadığı durumda bile ^{232}Th 'nin ^{228}Ac ürününden kaynaklanan 1459,2 keV'lik gama ışını nedeniyle bir ^{40}K fotopiki sanılan bir fotopik gözlenecektir. Örnekte ^{40}K ve ^{232}Th aktivitesi aynı ise, ^{40}K tayininde %9,3'lük bir hata söz konusu olabilir. Bu durumda ^{40}K aktivitesindeki % hata, $9,3 \times [A(^{232}\text{Th})/A(^{40}\text{K})]$ ile hesaplanır. Ölçülen ^{40}K aktivitesinden toryum etkisini çıkarmak için düzeltilmiş ^{40}K aktivitesi

$$A_d(^{40}\text{K}) = A(^{40}\text{K}) - 0,093 \times A(^{232}\text{Th}) \quad (3.7)$$

ile verilir. Burada $A_d(^{40}\text{K})$, düzeltilen ^{40}K aktivitesi; $A(^{40}\text{K})$, ölçülen ^{40}K aktivitesi ve $A(^{232}\text{Th})$ ölçülen ^{232}Th aktivitesidir. $^{40}\text{K}/^{232}\text{Th}$ aktivite oranı 9,3'den büyük olduğunda ^{40}K aktivitesindeki hata %1'den küçük olduğu için ihmal edilebilir (Groppi *et al.* 2005).

Bu çalışmada, ^{226}Ra aktivitesi bozunma ürünleri ^{214}Pb ve ^{214}Bi 'den ; ^{232}Th aktivitesi ise bozunma ürünleri ^{228}Ra ve ^{228}Th 'in ilgili fotopiklerinden ölçülen aktivitelerin aritmetik ortalaması alınarak hesaplanmıştır (Çizelge 3.10). ^{40}K aktivitesi ise 1460,8 keV enerjili fotopikinden hesaplanmıştır ve ^{232}Th nüklitinden gelen katkı için düzeltme uygulanmıştır.

Çizelge 3.11 Aktivitesi ölçülen nüklitlerin özellikleri

Nüklit	Bozunma ürünü	Gama-ışını enerjisi E_γ (keV)	Gama-ışını yayınlanma olasılığı, f_γ (%)
^{226}Ra	^{214}Pb	295,207	18,12
		351,925	35,1
	^{214}Bi	609,318	44,6
		1120,285	14,7
^{228}Ra	^{228}Ac	338,42	11,26
		911,16	26,6
		968,97	16,23
^{228}Th	^{212}Pb	238,632	43,5
	^{208}Tl	583,191	30,58
	^{212}Bi	727,33	6,64
^{40}K	^{40}K	1460,8	10,67

3.9.4 Ölçülen aktivite değerleri kullanılarak hesaplanan nicelikler

3.9.4.1 Radyum eşdeğer aktivitesi

Farklı miktarlarda radyum, toryum ve potasyum içeren örneklerin aktivitesini eşdeğer bir aktiviteye dönüştürmek için radyum eşdeğer aktivitesi, A_{Ra-eq} ($Bq\ kg^{-1}$)

$$A_{Ra-eq} = A(^{226}Ra) + \frac{10}{7} \times A(^{232}Th) + \frac{10}{130} \times A(^{40}K) \quad (3.8)$$

hesaplanabilir. Burada $A(^{226}Ra)$, $A(^{232}Th)$ ve $A(^{40}K)$ sırasıyla örneğin içerdiği radyum, toryum ve potasyum aktiviteleridir ($Bq\ kg^{-1}$). Eşitlik 3.8, $10\ Bq\ kg^{-1}\ ^{226}Ra$, $7\ Bq\ kg^{-1}\ ^{232}Th$ ve $130\ Bq\ kg^{-1}\ ^{40}K$ 'ın eşit gama dozu ürettiği tahminine dayanır. Yapı malzemelerinin güvenli kullanımı için radyum eşdeğer aktivitesi, genelde $370\ Bq\ kg^{-1}$ sınır değerinden az olmalıdır (Beretka and Mathew 1985).

3.9.4.2 Soğurulan doz hızı

Yerden 1 m yükseklikte, doğal olarak bulunan nüklitlerin (^{226}Ra , ^{232}Th ve ^{40}K) homojen dağılımı için gama ışınına bağlı soğurulan doz hızı, ($nGy\ h^{-1}$)

$$D = 0,462 \times A(^{226}Ra) + 0,621 \times A(^{232}Th) + 0,0417 \times A(^{40}K) \quad (3.9)$$

eşitliği ile hesaplanır (Anonymous 2000). Burada $A(^{226}Ra)$, $A(^{232}Th)$ ve $A(^{40}K)$ sırasıyla radyum, toryum ve potasyum aktiviteleridir ($Bq\ kg^{-1}$).

Yıllık etkin doz hızını hesaplamak için önerilen, havadaki soğurulan dozdan (D), etkin doza (ED) dönüşüm katsayısı $0,7\ Sv\ Gy^{-1}$ ve açık havadaki bulunma (occupancy) faktörü 0,2'dir (Anonymous 2000). Bu durumda açık havadaki etkin doz hızı

$$ED = D(nGy\ h^{-1}) \times 8760\ h\ y^{-1} \times 0,7 \times \frac{10^3\ mSv}{10^9\ nGy} \times 0,2 \quad (3.10)$$

ile hesaplanabilir. Toplum üyesi kişiler için etkin doz hızı yılda 1 mSv’i geçmemelidir (Anonymous 1991).

3.9.4.3 Gama aktivitesi derişim indisi

Etkin doz hızını hesaplanmasında kullanılan diđer bir yaklaşım ise gama aktivitesi derişim indisinin hesaplanmasıdır.

$$I = \left[\frac{A(^{232}\text{Th})}{200} + \frac{A(^{226}\text{Ra})}{300} + \frac{A(^{40}\text{K})}{3000} \right] \times \left[\frac{\text{kg}}{\text{Bq}} \right] \quad (3.11)$$

Burada $A(^{226}\text{Ra})$, $A(^{232}\text{Th})$ ve $A(^{40}\text{K})$ sırasıyla radyum, toryum ve potasyum aktiviteleridir (Bq kg^{-1}). Etkin doz hızının 1 mSv.y^{-1} ’ı aşmaması için yapı malzemelerinde $I \leq 6$ olmalıdır (Anonymous 1999). Etkin doz hızı, ED (mSv y^{-1}) gama aktivitesi derişim indisinin 6’ya bölünmesi ($I / 6$) ile elde edilir.

4. BULGULAR

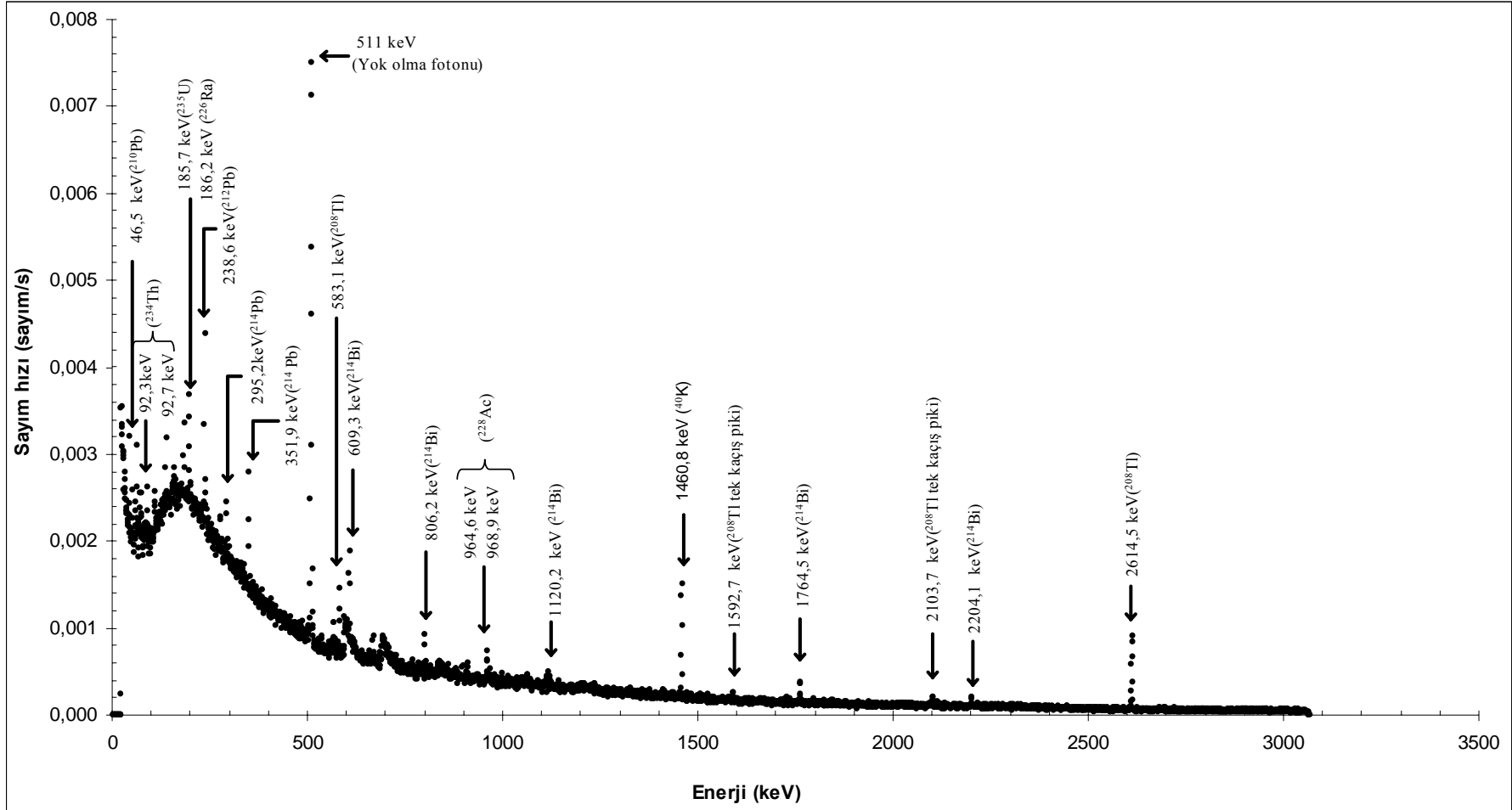
4.1 Doğal Fon Spektrumu

Gama sayım sisteminde Bölüm 3.6’da açıklandığı gibi sistemin bulunduğu ortamdaki doğal fon ölçümleri belirli aralıklarla yapılmıştır. Doğal fon spektrumunda gözlenen en şiddetli fotopik, kozmik radyasyon nedeniyle pozitron bozunumundan kaynaklanan 511 keV enerjili yok olma (anhilasyon) fotonudur. Ayrıca ^{40}K nüklitinin, binaların yapı malzemelerinde, toprakta ve kayalarda bulunması nedeniyle doğal fon spektrumunda 1460,8 keV enerjide şiddetli bir fotopik gözlenmektedir. Ayrıca doğal fon spektrumunda, ^{238}U ve ^{232}Th nüklitlerinin ürün nüklitlerinden kaynaklanan zayıf şiddetli fotopikler gözlenmektedir. Doğal olarak bulunmayan ^{137}Cs , ^{134}Cs ve ^{60}Co gibi nüklitler doğal fon spektrumunda gözlenmemiştir (Şekil 4.1).

Çizelge 4.1 Doğal fon spektrumunda gözlenen fotopiklerin sayım hızları

Bozunma Serisi	Nüklit	Enerji (keV)	Sayım hızı (sayım/s)
^{238}U	^{210}Pb	46,539	0,00145
^{238}U	^{234}Th	92,35	0,00105
^{238}U	^{234}Th	92,78	
^{235}U	^{235}U	185,72	0,00173
^{238}U	^{226}Ra	186,21	
^{232}Th	^{212}Pb	238,632	0,00435
^{238}U	^{214}Pb	295,207	0,00259
^{238}U	^{214}Pb	351,925	0,00540
-	Yok olma fotonu	511	0,02640
^{232}Th	^{208}Tl	583,181	0,00159
^{238}U	^{214}Bi	609,318	0,00441
^{238}U	^{214}Bi	806,2	0,00119
^{232}Th	^{228}Ac	964,64	0,00085
^{232}Th	^{228}Ac	968,97	
^{238}U	^{214}Bi	1120,285	0,00103
-	^{40}K	1460,83	0,00420
-	^{208}Tl çift kaçış piki*	1592,7	0,00028
^{238}U	^{214}Bi	1764,515	0,00136
-	^{208}Tl tek kaçış piki*	2103,7	0,00047
^{238}U	^{214}Bi	2204,105	0,00055
^{232}Th	^{208}Tl	2614,533	0,00351

* 2614,5 keV’den kaynaklanan.

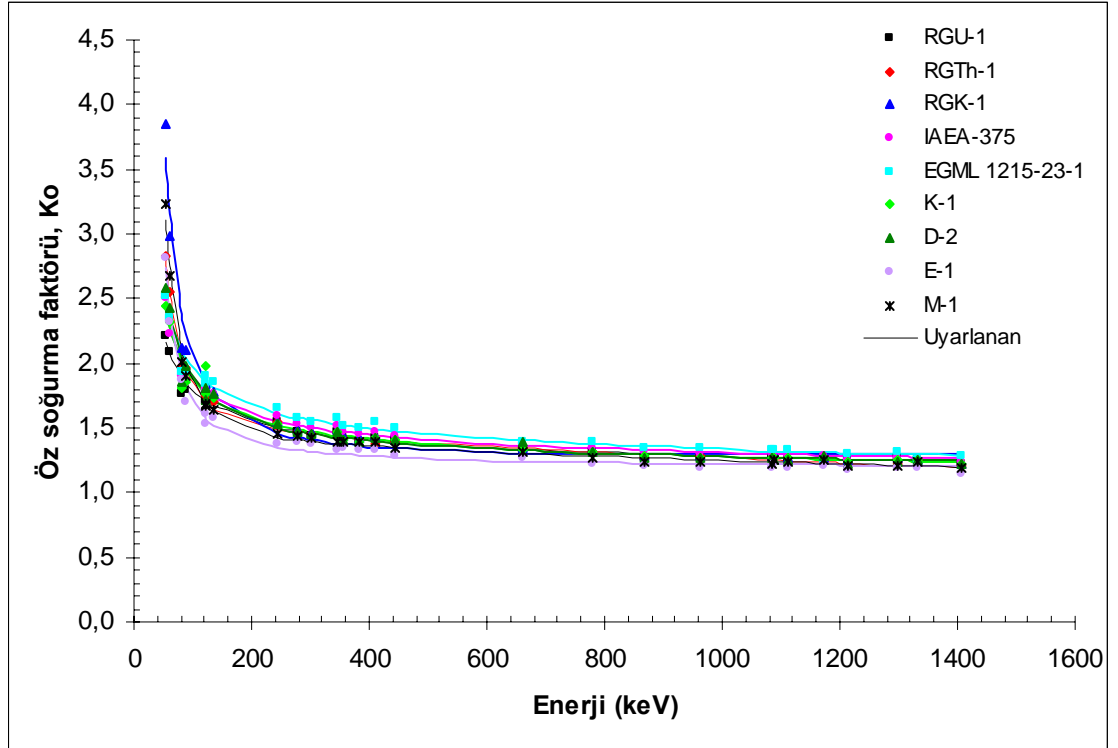


Şekil 4.1 Doğal fon spektrumu (100000 s)

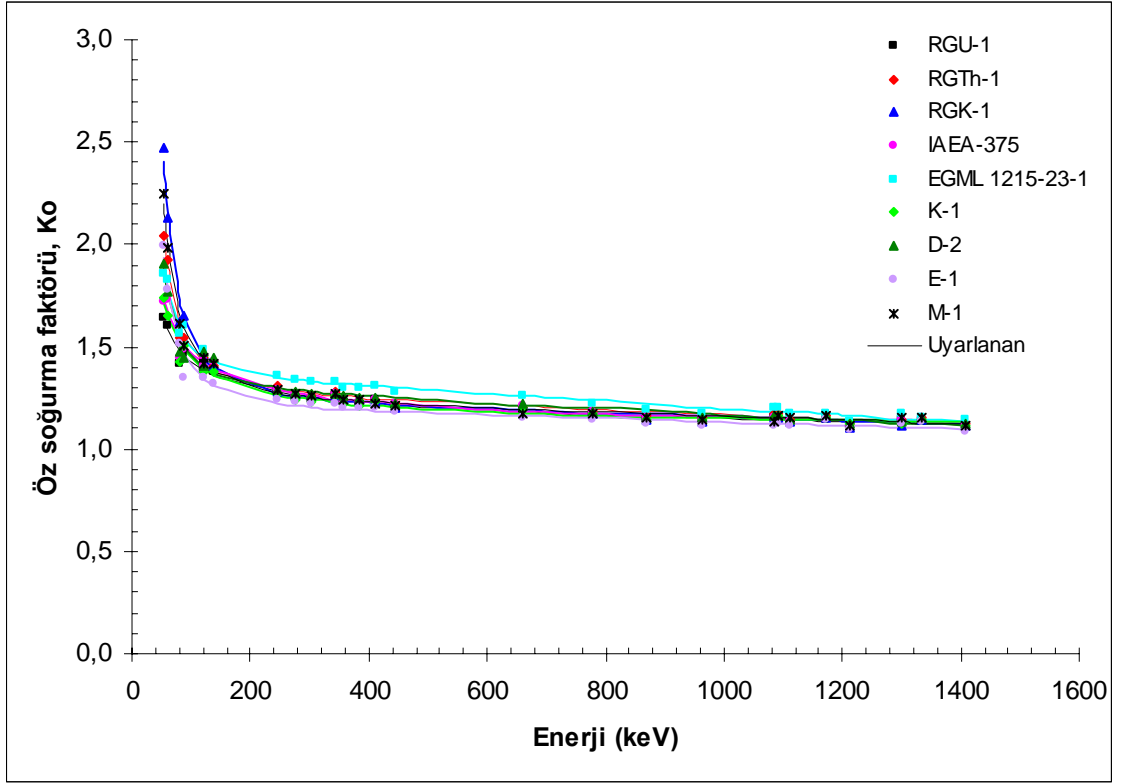
4.2 Gama-ışını Öz Soğurma Düzeltme Faktörleri

4.2.1 Deneysel olarak ölçülen gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörleri

Büyük silindir kap ve küçük silindir kap geometrisindeki standart kaynaklar ve örnekler için öz soğurma düzeltme faktörleri Bölüm 3.7.1’de anlatıldığı gibi ölçülmüştür. Öz soğurma düzeltme faktörlerinin, K_0 enerjeye göre deneysel olarak belirlenen azalışları Şekil 4.2 ve Şekil 4.3’de gösterilmiştir. Ayrıca belirli nokta kaynak enerjilerinde deneysel olarak ölçülen öz soğurma faktörleri Çizelge 4.4, Çizelge 4.5, Çizelge 4.6 ve Çizelge 4.7’de verilmiştir.



Şekil 4.2 BS geometrisinde ölçülen öz soğurma düzeltme faktörleri



Şekil 4.3 KS geometrisinde ölçülen öz soğurma düzeltme faktörleri

4.2.2 Hesaplanan gama-ışını öz soğurma düzeltme faktörleri

Kimyasal bileşimi bilinen standart kaynaklar ve örnekler için ilgilenilen enerjideki öz soğurma düzeltme faktörleri, BS, KS ve ST geometrilerinde Bölüm 3.7.2’de anlatıldığı gibi hesaplanmıştır. Belirli enerjilerde hesaplanan öz soğurma düzeltme faktörleri, BS geometrisindeki standart kaynaklar için Çizelge 4.2’de, BS geometrisindeki örnekler için Çizelge 4.3’de, KS geometrisindeki standart kaynaklar için Çizelge 4.4’de, KS geometrisindeki örnekler için Çizelge 4.5’de ve ST geometrisindeki standart kaynaklar ve örnekler için Çizelge 4.6’da verilmiştir. Ayrıca çizelgelerde Eşitlik 3.2’ye göre belirlenen, deneysel olarak ölçülen ve hesaplanan öz soğurma düzeltme faktörleri arasındaki % fark değeri verilmiştir.

Çizelge 4.2 BS geometrisinde standart kaynakların, deneysel olarak ölçülen(K_o^d)ve hesaplanan (K_o^h)öz soğurma düzeltme faktörleri

Nokta kaynak	E (keV)	RGU-1			RGTh-1	RGK-1			IAEA-375			EGML 1215-23-1		
		K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^h	% Fark
¹³³ Ba	53,16	2,21	3,15	42,53	2,83	3,85	3,79	-1,56	2,51	2,90	15,54	2,52	2,68	6,35
²⁴¹ Am	59,54	2,09	2,68	28,23	2,56	2,98	3,11	4,36	2,23	2,55	14,35	2,36	2,43	2,97
¹³³ Ba	81,00	1,76	2,03	15,34	1,97	2,11	2,19	3,79	1,90	2,04	7,37	1,93	2,05	6,22
¹⁰⁹ Cd	88,03	1,80	1,93	7,22	1,96	2,11	2,06	-2,37	1,85	1,97	6,49	1,95	2,00	2,56
¹⁵² Eu	121,78	1,70	1,73	1,76	1,74	1,80	1,78	-1,11	1,79	1,78	-0,56	1,85	1,84	-0,54
⁵⁷ Co	122,06	1,76	1,73	-1,70	1,76	1,84	1,78	-3,26	1,81	1,78	-1,66	1,90	1,84	-3,16
⁵⁷ Co	136,47	1,72	1,68	-2,33	1,71	1,78	1,75	-1,69	1,77	1,74	-1,69	1,86	1,80	-3,23
¹⁵² Eu	244,70	1,55	1,51	-2,58	1,55	1,55	1,54	-0,65	1,59	1,57	-1,26	1,66	1,63	-1,81
¹³³ Ba	276,40	1,46	1,49	2,05	1,48	1,49	1,51	1,34	1,53	1,54	0,65	1,57	1,61	2,55
¹³³ Ba	302,85	1,44	1,47	2,08	1,46	1,46	1,49	2,05	1,51	1,52	0,66	1,55	1,58	1,94
¹⁵² Eu	344,28	1,46	1,44	-1,37	1,46	1,48	1,46	-1,35	1,52	1,50	-1,32	1,58	1,55	-1,90
¹³³ Ba	356,01	1,42	1,44	1,41	1,42	1,43	1,46	2,10	1,47	1,49	1,36	1,52	1,54	1,32
¹³³ Ba	383,85	1,40	1,42	1,43	1,41	1,42	1,44	1,41	1,46	1,47	0,68	1,50	1,53	2,00
¹⁵² Eu	411,13	1,42	1,41	-0,70	1,37	1,44	1,43	-0,69	1,46	1,46	0	1,55	1,51	-2,58
¹⁵² Eu	443,97	1,41	1,40	-0,71	1,39	1,41	1,41	0	1,44	1,44	0	1,50	1,49	-0,67
¹³⁷ Cs	661,66	1,33	1,33	0	1,34	1,34	1,34	0	1,38	1,37	-0,72	1,40	1,41	0,71
¹⁵² Eu	778,92	1,31	1,30	-0,76	1,31	1,33	1,32	-0,75	1,35	1,34	-0,74	1,39	1,38	-0,72
¹⁵² Eu	867,39	1,27	1,29	1,57	1,27	1,28	1,30	1,56	1,32	1,32	0	1,34	1,36	1,49
¹⁵² Eu	964,06	1,27	1,27	0	1,29	1,28	1,28	0	1,30	1,30	0	1,34	1,34	0
¹⁵² Eu	1085,84	1,26	1,26	0	1,26	1,28	1,27	-0,78	1,29	1,28	-0,78	1,33	1,32	-0,75
¹⁵² Eu	1089,77	1,27	1,25	-1,57	1,27	1,30	1,26	-3,08	1,31	1,28	-2,29	1,33	1,32	-0,75
¹⁵² Eu	1112,09	1,26	1,25	-0,79	1,24	1,26	1,26	0	1,28	1,28	0	1,32	1,32	0
⁶⁰ Co	1173,24	1,27	1,25	-1,57	1,26	1,27	1,25	-1,57	1,28	1,27	-0,78	1,26	1,30	3,17
¹⁵² Eu	1212,97	1,26	1,24	-1,59	1,23	1,25	1,25	0	1,26	1,27	0,79	1,29	1,30	0,78
¹⁵² Eu	1299,15	1,26	1,23	-2,38	1,23	1,26	1,24	-1,59	1,27	1,26	-0,79	1,31	1,29	-1,53
⁶⁰ Co	1332,50	1,25	1,23	-1,60	1,25	1,25	1,24	-0,80	1,26	1,25	-0,79	1,25	1,28	2,40
¹⁵² Eu	1408,02	1,22	1,22	0	1,21	1,23	1,23	0	1,24	1,25	0,81	1,28	1,27	-0,78

Çizelge 4.3 BS geometrisinde örneklerin, deneysel olarak ölçülen (K_o^d) ve hesaplanan (K_o^h) öz soğurma düzeltme faktörleri

Nokta kaynak	E (keV)	K-1			D-2			M-1	E-1
		K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^d
¹³³ Ba	53,16	2,45	2,52	2,86	2,58	2,74	6,20	3,24	2,82
²⁴¹ Am	59,54	2,32	2,26	-2,59	2,43	2,41	-0,82	2,68	2,31
¹³³ Ba	81,00	1,80	1,88	4,44	1,86	1,95	4,84	2,01	1,87
¹⁰⁹ Cd	88,03	1,85	1,82	-1,62	1,98	1,88	-5,05	1,90	1,70
¹⁵² Eu	121,78	1,71	1,67	-2,34	1,71	1,71	0	1,67	1,53
⁵⁷ Co	122,06	1,77	1,67	-5,65	1,80	1,71	-5,00	1,69	1,61
⁵⁷ Co	136,47	1,73	1,64	-5,20	1,76	1,67	-5,11	1,64	1,57
¹⁵² Eu	244,70	1,53	1,50	-1,96	1,52	1,52	0	1,46	1,38
¹³³ Ba	276,40	1,45	1,48	2,07	1,48	1,49	0,68	1,44	1,39
¹³³ Ba	302,85	1,44	1,46	1,39	1,46	1,48	1,37	1,42	1,37
¹⁵² Eu	344,28	1,46	1,44	-1,37	1,46	1,45	-0,68	2,40	1,33
¹³³ Ba	356,01	1,41	1,43	1,42	1,41	1,44	2,13	1,40	1,34
¹³³ Ba	383,85	1,39	1,42	2,16	1,39	1,43	2,88	1,39	1,33
¹⁵² Eu	411,13	1,42	1,40	-1,41	1,42	1,42	0	1,39	1,33
¹⁵² Eu	443,97	1,41	1,39	-1,42	1,40	1,40	0	1,35	1,28
¹³⁷ Cs	661,66	1,33	1,32	-0,75	1,40	1,33	-5,00	1,31	1,27
¹⁵² Eu	778,92	1,32	1,30	-1,52	1,31	1,31	0	1,26	1,22
¹⁵² Eu	867,39	1,29	1,28	-0,78	1,28	1,29	0,78	1,24	1,20
¹⁵² Eu	964,06	1,27	1,27	0	1,27	1,28	0,79	1,23	1,19
¹⁵² Eu	1085,84	1,26	1,25	-0,79	1,26	1,26	0	1,22	1,19
¹⁵² Eu	1089,77	1,27	1,25	-1,57	1,26	1,26	0	1,25	1,21
¹⁵² Eu	1112,09	1,26	1,25	-0,79	1,25	1,26	0,80	1,23	1,20
⁶⁰ Co	1173,24	1,27	1,24	-2,36	1,28	1,25	-2,34	1,25	1,21
¹⁵² Eu	1212,97	1,24	1,24	0	1,23	1,24	0,81	1,20	1,17
¹⁵² Eu	1299,15	1,25	1,23	-1,60	1,24	1,24	0	1,21	1,19
⁶⁰ Co	1332,50	1,25	1,23	-1,60	1,26	1,23	-2,38	1,23	1,20
¹⁵² Eu	1408,02	1,22	1,22	0	1,22	1,22	0	1,19	1,15

Çizelge 4.4 KS geometrisinde standart kaynakların, deneysel olarak ölçülen(K_o^d) ve hesaplanan(K_o^h) öz soğurma düzeltme faktörleri

Nokta kaynak	E (keV)	RGU-1			RGTh-1	RGK-1			IAEA-375			EGML 1215-23-1		
		K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^h	% Fark
¹³³ Ba	53,16	1,64	2,08	26,83	2,04	2,47	2,43	-1,62	1,72	1,93	12,21	1,86	1,95	4,84
²⁴¹ Am	59,54	1,60	1,85	15,63	1,92	2,13	2,09	-1,88	1,73	1,76	1,73	1,83	1,81	-1,09
¹³³ Ba	81,00	1,41	1,54	9,22	1,55	1,62	1,63	0,62	1,44	1,53	6,25	1,56	1,61	3,21
¹⁰⁹ Cd	88,03	1,46	1,49	2,05	1,54	1,65	1,57	-4,85	1,48	1,49	0,68	1,60	1,57	-1,88
¹⁵² Eu	121,78	1,38	1,39	0,72	1,45	1,42	1,42	0	1,41	1,40	-0,71	1,48	1,49	0,68
⁵⁷ Co	122,06	1,40	1,39	-0,71	1,44	1,45	1,42	-2,07	1,45	1,40	-3,45	1,65	1,49	-9,69
⁵⁷ Co	136,47	1,38	1,36	-1,45	1,41	1,41	1,39	-1,42	1,42	1,38	-2,82	1,63	1,47	-9,81
¹⁵² Eu	244,70	1,28	1,28	0	1,31	1,28	1,30	1,56	1,29	1,30	0,78	1,36	1,37	0,74
¹³³ Ba	276,40	1,25	1,26	0,80	1,26	1,27	1,28	0,79	1,26	1,28	1,59	1,34	1,36	1,49
¹³³ Ba	302,85	1,24	1,25	0,81	1,26	1,26	1,27	0,79	1,25	1,27	1,60	1,32	1,34	1,52
¹⁵² Eu	344,28	1,26	1,24	-1,59	1,28	1,26	1,26	0	1,27	1,26	-0,79	1,33	1,33	0
¹³³ Ba	356,01	1,23	1,24	0,81	1,24	1,24	1,25	0,81	1,23	1,26	2,44	1,30	1,32	1,54
¹³³ Ba	383,85	1,22	1,23	0,82	1,24	1,24	1,24	0	1,23	1,25	1,63	1,30	1,31	0,77
¹⁵² Eu	411,13	1,24	1,22	-1,61	1,24	1,23	1,24	0,81	1,24	1,24	0	1,30	1,30	0
¹⁵² Eu	443,97	1,22	1,22	0	1,22	1,20	1,23	2,50	1,22	1,23	0,82	1,28	1,29	0,78
¹³⁷ Cs	661,66	1,19	1,18	-0,84	1,20	1,21	1,19	-1,65	1,21	1,19	-1,65	1,26	1,24	-1,59
¹⁵² Eu	778,92	1,18	1,17	-0,85	1,19	1,18	1,18	0	1,18	1,18	0	1,22	1,23	0,82
¹⁵² Eu	867,39	1,15	1,16	0,87	1,16	1,15	1,17	1,74	1,15	1,17	1,74	1,19	1,21	1,68
¹⁵² Eu	964,06	1,14	1,15	0,88	1,16	1,14	1,16	1,75	1,15	1,16	0,87	1,18	1,20	1,69
¹⁵² Eu	1085,84	1,15	1,14	-0,87	1,17	1,15	1,15	0	1,16	1,15	-0,86	1,20	1,19	-0,83
¹⁵² Eu	1089,77	1,15	1,14	-0,87	1,17	1,15	1,15	0	1,16	1,15	-0,86	1,20	1,19	-0,83
¹⁵² Eu	1112,09	1,13	1,14	0,88	1,14	1,13	1,15	1,77	1,14	1,15	0,88	1,17	1,19	1,71
⁶⁰ Co	1173,24	1,15	1,14	-0,87	1,16	1,16	1,14	-1,72	1,16	1,15	-0,86	1,17	1,18	0,85
¹⁵² Eu	1212,97	1,12	1,13	0,89	1,12	1,11	1,14	2,70	1,11	1,14	2,70	1,14	1,18	3,51
¹⁵² Eu	1299,15	1,14	1,13	-0,88	1,14	1,11	1,14	2,70	1,14	1,14	0	1,17	1,17	0
⁶⁰ Co	1332,50	1,13	1,13	0	1,15	1,15	1,13	-1,74	1,15	1,14	-0,87	1,16	1,17	0,86
¹⁵² Eu	1408,02	1,11	1,12	0,90	1,12	1,11	1,13	1,80	1,12	1,13	0,89	1,14	1,17	2,63

Çizelge 4.5 KS geometrisinde örneklerin, deneysel olarak ölçülen (K_o^d) ve hesaplanan (K_o^h) öz soğurma düzeltme faktörleri

Nokta kaynak	E (keV)	K-1			D-2			M-1	E-1
		K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^h	% Fark	K_o^d	K_o^d
¹³³ Ba	53,16	1,74	1,74	0	1,90	1,97	3,68	2,25	1,99
²⁴¹ Am	59,54	1,66	1,62	-2,41	1,77	1,79	1,13	1,98	1,77
¹³³ Ba	81,00	1,43	1,44	0,70	1,48	1,54	4,05	1,61	1,52
¹⁰⁹ Cd	88,03	1,50	1,42	-5,33	1,45	1,50	3,45	1,50	1,34
¹⁵² Eu	121,78	1,38	1,34	-2,90	1,41	1,41	0	1,42	1,34
⁵⁷ Co	122,06	1,39	1,34	-3,60	1,48	1,41	-4,73	1,44	1,34
⁵⁷ Co	136,47	1,37	1,33	-2,92	1,45	1,39	-4,14	1,42	1,32
¹⁵² Eu	244,70	1,27	1,26	-0,79	1,29	1,30	0,78	1,29	1,24
¹³³ Ba	276,40	1,24	1,25	0,81	1,28	1,29	0,78	1,27	1,23
¹³³ Ba	302,85	1,23	1,24	0,81	1,27	1,28	0,79	1,26	1,22
¹⁵² Eu	344,28	1,26	1,23	-2,38	1,27	1,27	0	1,27	1,22
¹³³ Ba	356,01	1,22	1,22	0	1,26	1,26	0	1,25	1,21
¹³³ Ba	383,85	1,21	1,22	0,83	1,25	1,25	0	1,24	1,20
¹⁵² Eu	411,13	1,23	1,21	-1,63	1,25	1,25	0	1,23	1,20
¹⁵² Eu	443,97	1,21	1,20	-0,83	1,23	1,24	0,81	1,22	1,18
¹³⁷ Cs	661,66	1,19	1,17	-1,68	1,22	1,20	-1,64	1,18	1,15
¹⁵² Eu	778,92	1,18	1,16	-1,69	1,19	1,18	-0,84	1,17	1,15
¹⁵² Eu	867,39	1,14	1,15	0,88	1,16	1,17	0,86	1,15	1,12
¹⁵² Eu	964,06	1,14	1,14	0	1,15	1,16	0,87	1,15	1,12
¹⁵² Eu	1085,84	1,15	1,13	-1,74	1,16	1,15	-0,86	1,14	1,11
¹⁵² Eu	1089,77	1,16	1,13	-2,59	1,17	1,15	-1,71	1,16	1,12
¹⁵² Eu	1112,09	1,13	1,13	0	1,14	1,15	0,88	1,15	1,11
⁶⁰ Co	1173,24	1,15	1,13	-1,74	1,17	1,15	-1,71	1,16	1,14
¹⁵² Eu	1212,97	1,12	1,13	0,89	1,12	1,15	2,68	1,12	1,10
¹⁵² Eu	1299,15	1,13	1,12	-0,88	1,14	1,14	0	1,15	1,12
⁶⁰ Co	1332,50	1,14	1,12	-1,75	1,15	1,14	-0,87	1,15	1,13
¹⁵² Eu	1408,02	1,11	1,12	0,90	1,12	1,13	0,89	1,11	1,09

Çizelge 4.6 ST geometrisinde standartların ve örneklerin hesaplanan (K_o^h) öz soğurma düzeltme faktörleri

Nokta kaynak	E (keV)	RGU-1	RGK-1	EGML	IAEA-375	K-1	D-2
¹³³ Ba	53,16	1,30	1,44	1,26	1,30	1,21	1,27
²⁴¹ Am	59,54	1,24	1,34	1,23	1,25	1,18	1,23
¹³³ Ba	81,00	1,16	1,21	1,18	1,18	1,13	1,16
¹⁰⁹ Cd	88,03	1,15	1,19	1,17	1,17	1,12	1,15
¹⁵² Eu	121,78	1,12	1,14	1,15	1,14	1,10	1,12
⁵⁷ Co	122,06	1,12	1,14	1,15	1,14	1,10	1,12
⁵⁷ Co	136,47	1,11	1,13	1,14	1,13	1,10	1,12
¹⁵² Eu	244,70	1,09	1,10	1,11	1,10	1,08	1,09
¹³³ Ba	276,40	1,08	1,10	1,11	1,10	1,08	1,09
¹³³ Ba	302,85	1,08	1,09	1,10	1,10	1,07	1,09
¹⁵² Eu	344,28	1,07	1,09	1,10	1,09	1,07	1,08
¹³³ Ba	356,01	1,07	1,09	1,10	1,09	1,07	1,08
¹³³ Ba	383,85	1,07	1,09	1,10	1,09	1,07	1,08
¹⁵² Eu	411,13	1,07	1,08	1,09	1,09	1,06	1,08
¹⁵² Eu	443,97	1,07	1,08	1,09	1,08	1,06	1,07
¹³⁷ Cs	661,66	1,06	1,07	1,08	1,07	1,05	1,06
¹⁵² Eu	778,92	1,05	1,06	1,07	1,06	1,05	1,06
¹⁵² Eu	867,39	1,05	1,06	1,07	1,06	1,05	1,06
¹⁵² Eu	964,06	1,05	1,06	1,06	1,06	1,04	1,05
¹⁵² Eu	1085,84	1,04	1,05	1,06	1,06	1,04	1,05
¹⁵² Eu	1089,77	1,04	1,05	1,06	1,05	1,04	1,05
¹⁵² Eu	1112,09	1,04	1,05	1,06	1,05	1,04	1,05
⁶⁰ Co	1173,24	1,04	1,05	1,06	1,05	1,04	1,05
¹⁵² Eu	1212,97	1,04	1,05	1,06	1,05	1,04	1,05
¹⁵² Eu	1299,15	1,04	1,05	1,05	1,05	1,04	1,05
⁶⁰ Co	1332,50	1,04	1,05	1,05	1,05	1,04	1,04
¹⁵² Eu	1408,02	1,04	1,05	1,05	1,05	1,04	1,04

4.3 Verim Kalibrasyonu Eğrileri

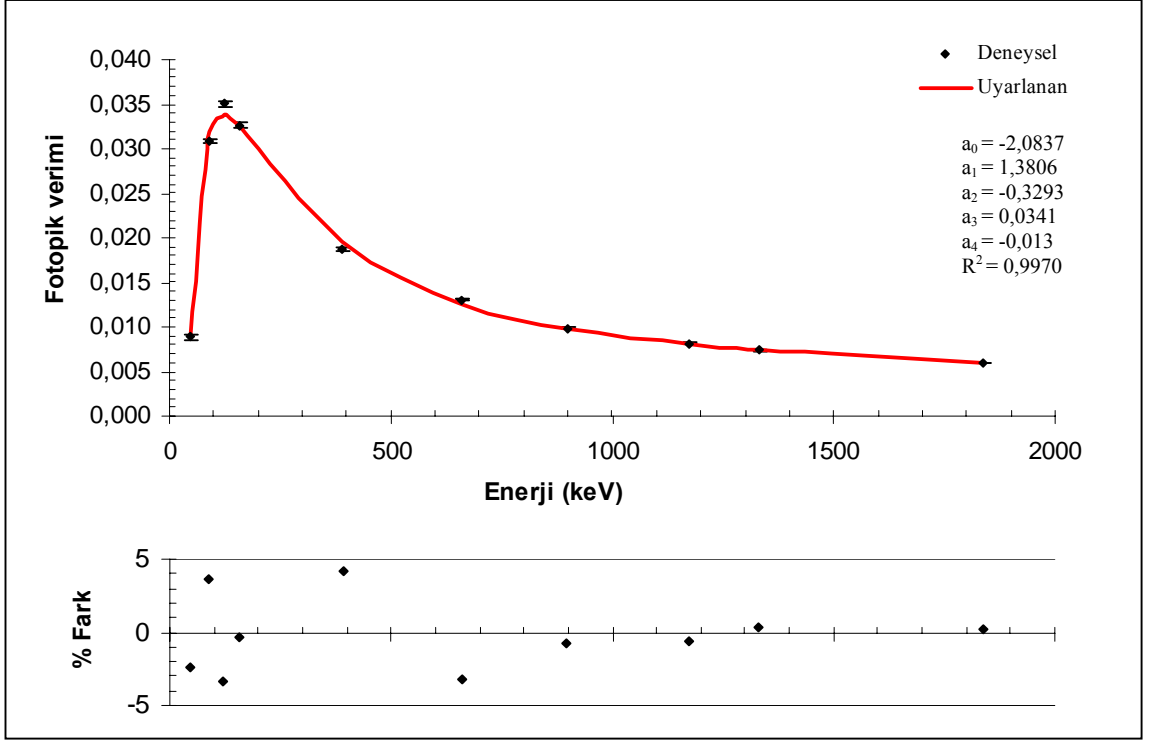
BS, KS ve ST geometrilerinde dedektörün verim kalibrasyonu eğrileri, Bölüm 3.8’de anlatıldığı gibi radyonüklite özgü (radionuclide specific) verim kalibrasyonu yöntemi ve mutlak verim kalibrasyonu (absolute efficiency) yöntemi ile elde edilmiştir.

4.3.1 Mutlak verim kalibrasyonu eğrileri

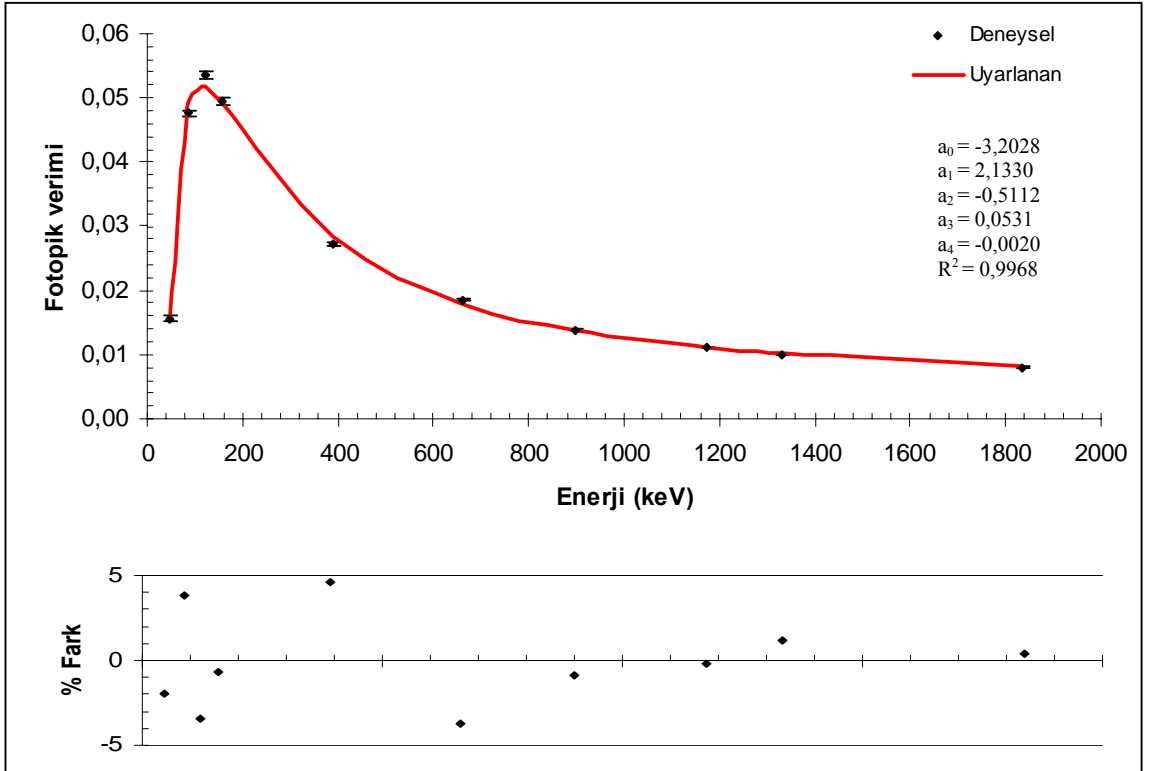
Dedektörün mutlak verim kalibrasyonu BS, KS ve ST geometrilerinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standart kaynağı ile yapılmıştır. Standardın sertifikasında verilen ⁵¹Cr nüklitinin ölçüm tarihindeki aktivitesinin oldukça azalmış olması nedeniyle, bu nüklitin 320 keV enerjili fotopikinin sayım istatistiği kötüdür. Bu nedenle bu enerjideki verim değeri verim kalibrasyonunda kullanılmamıştır. ⁸⁵Sr nüklitinin 514 keV enerjili fotopiki ise 511 keV enerjili yok olma fotonlarıyla girişim yapmasından dolayı verim kalibrasyonunda kullanılmamıştır.

Çizelge 4.7 BS ve KS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim değerleri

Nüklit	E (keV)	$f_\gamma \pm u(f_\gamma)$ (%)	Fotopik verimi (%)					
			BS geometrisi			KS geometrisi		
			$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark	$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark
²¹⁰ Pb	46,539	4,24±0,09	0,88±3,31	0,86	-2,42	1,56±3,31	1,53	-1,92
¹⁰⁹ Cd	88,034	3,65±0,06	3,08±0,93	3,20	3,65	4,76±0,92	4,95	3,87
⁵⁷ Co	122,061	85,68±0,13	3,51±0,88	3,39	-3,39	5,36±0,88	5,17	-3,40
^{123m} Te	158,970	83,99±0,08	3,26±0,96	3,25	-0,34	4,94±0,94	4,91	-0,69
¹¹³ Sn	391,698	64,89±0,17	1,88±0,89	1,96	4,23	2,72±0,89	2,85	4,57
¹³⁷ Cs	661,660	85,2±0,2	1,30±0,85	1,26	-3,17	1,85±0,85	1,78	-3,77
⁸⁸ Y	898,036	94,1±0,5	0,99±0,87	0,98	-0,71	1,38±0,88	1,37	-0,85
⁶⁰ Co	1173,228	99,89±0,02	0,81±0,85	0,81	-0,58	1,12±0,85	1,11	-0,15
⁶⁰ Co	1332,492	99,983±0,001	0,74±0,85	0,74	0,34	1,01±0,85	1,02	1,20
⁸⁸ Y	1836,052	99,36±0,05	0,59±0,89	0,60	0,22	0,80±0,89	0,81	0,39



Şekil 4.4 BS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi



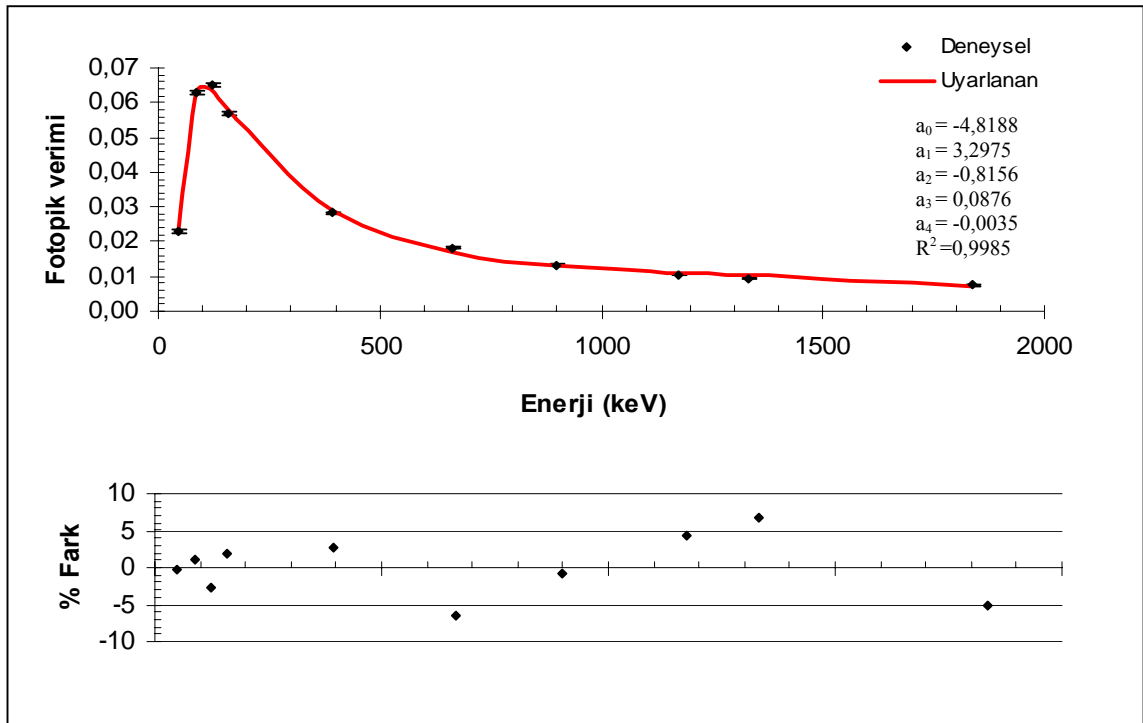
Şekil 4.5 KS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi

Çizelge 4.8 BS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim değerleri

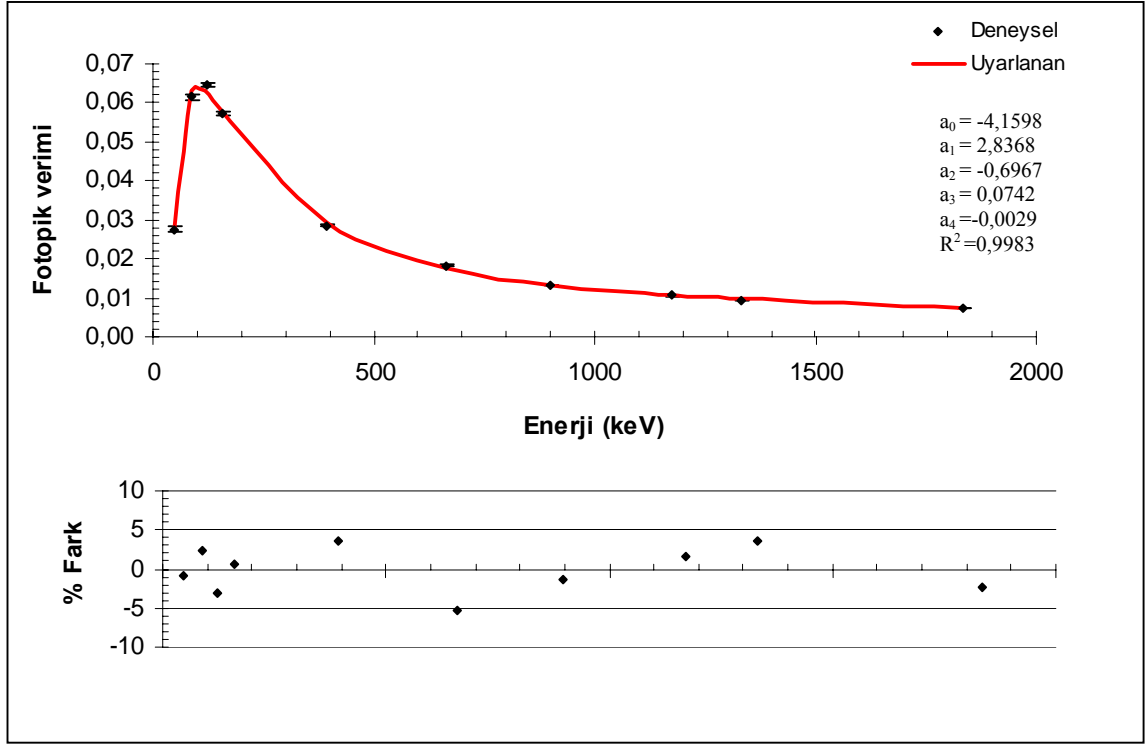
Nüklit	E (keV)	$f_{\gamma} \pm u(f_{\gamma})$ (%)	Fotopik verimi ¹⁾ (%)			Fotopik verimi ²⁾ (%)		
			$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark	$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark
²¹⁰ Pb	46,539	4,24±0,09	2,30±3,86	2,30	-0,19	2,76±3,31	2,74	-0,76
¹⁰⁹ Cd	88,034	3,65±0,06	6,27±2,18	6,34	1,13	6,15±0,93	6,29	2,28
⁵⁷ Co	122,061	85,68±0,13	6,53±2,16	6,35	-2,61	6,47±0,88	6,27	-2,96
^{123m} Te	158,970	83,99±0,08	5,71±2,20	5,81	1,80	5,72±0,96	5,76	0,59
¹¹³ Sn	391,698	64,89±0,17	2,82±2,17	2,89	2,76	2,85±0,89	2,95	3,54
¹³⁷ Cs	661,660	85,2±0,2	1,83±2,15	1,71	-6,83	1,83±0,85	1,74	-5,20
⁸⁸ Y	898,036	94,1±0,5	1,34±2,16	1,33	-0,71	1,33±0,87	1,32	-1,35
⁶⁰ Co	1173,228	99,89±0,02	1,07±2,15	1,11	4,34	1,06±0,85	1,08	1,60
⁶⁰ Co	1332,492	99,983±0,001	0,96±2,15	1,02	6,67	0,95±0,85	0,98	3,56
⁸⁸ Y	1836,052	99,36±0,05	0,74±2,16	0,70	-5,25	0,73±0,89	0,72	-2,38

¹⁾DeneySEL olarak belirlenen öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri.

²⁾NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanan öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri.



Şekil 4.6 BS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi



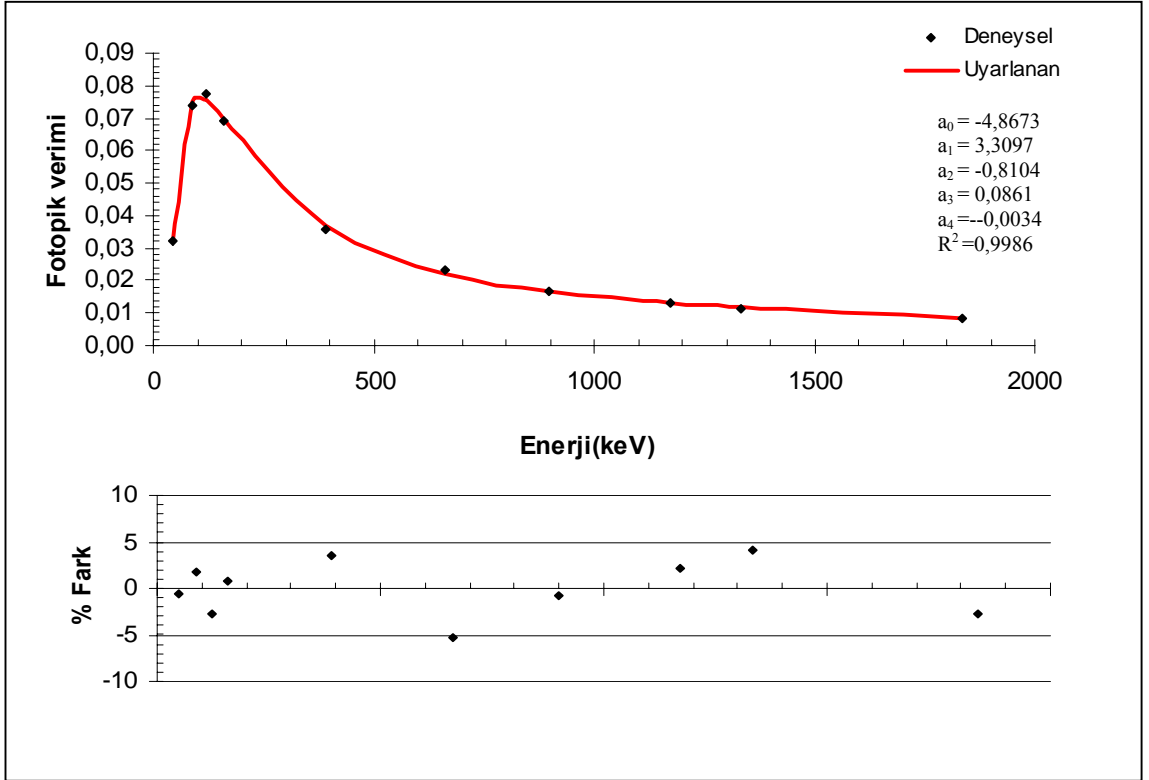
Şekil 4.7 BS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi

Çizelge 4.9 KS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim değerleri

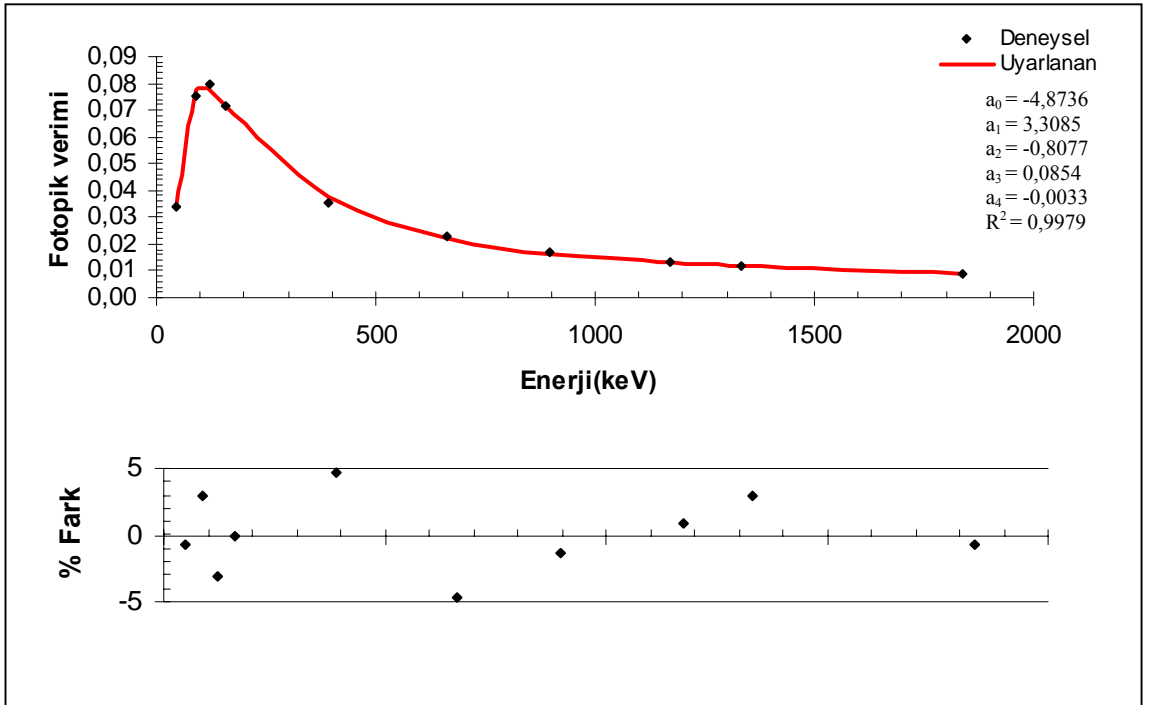
Nüklit	E (keV)	$f_\gamma \pm u(f_\gamma)$ (%)	Fotopik verimi ¹⁾ (%)			Fotopik verimi ²⁾ (%)		
			$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	%Fark	$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	%Fark
²¹⁰ Pb	46,539	4,24±0,09	3,23±3,56	3,21	-0,58	3,43±3,31	3,40	-0,78
¹⁰⁹ Cd	88,034	3,65±0,06	7,38±1,61	7,52	1,86	7,50±0,92	7,72	2,90
⁵⁷ Co	122,061	85,68±0,13	7,75±1,59	7,55	-2,67	7,98±0,88	7,73	-3,16
^{123m} Te	158,970	83,99±0,08	6,92±1,63	6,97	0,75	7,13±0,94	7,13	-0,02
¹¹³ Sn	391,698	64,89±0,17	3,57±1,59	3,69	3,47	3,57±0,89	3,73	4,70
¹³⁷ Cs	661,660	85,2±0,2	2,33±1,57	2,21	-5,34	2,31±0,85	2,20	-4,69
⁸⁸ Y	898,036	94,1±0,5	1,68±1,59	1,66	-0,80	1,67±0,88	1,65	-1,28
⁶⁰ Co	1173,228	99,89±0,02	1,30±1,57	1,33	2,18	1,32±0,85	1,33	0,90
⁶⁰ Co	1332,492	99,983±0,001	1,15±1,57	1,20	4,18	1,18±0,85	1,21	2,90
⁸⁸ Y	1836,052	99,36±0,05	0,85±1,59	0,83	-2,83	0,92±0,89	0,91	-0,72

¹⁾Deneysel olarak belirlenen öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri.

²⁾NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanan öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri.



Şekil 4.8 KS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi



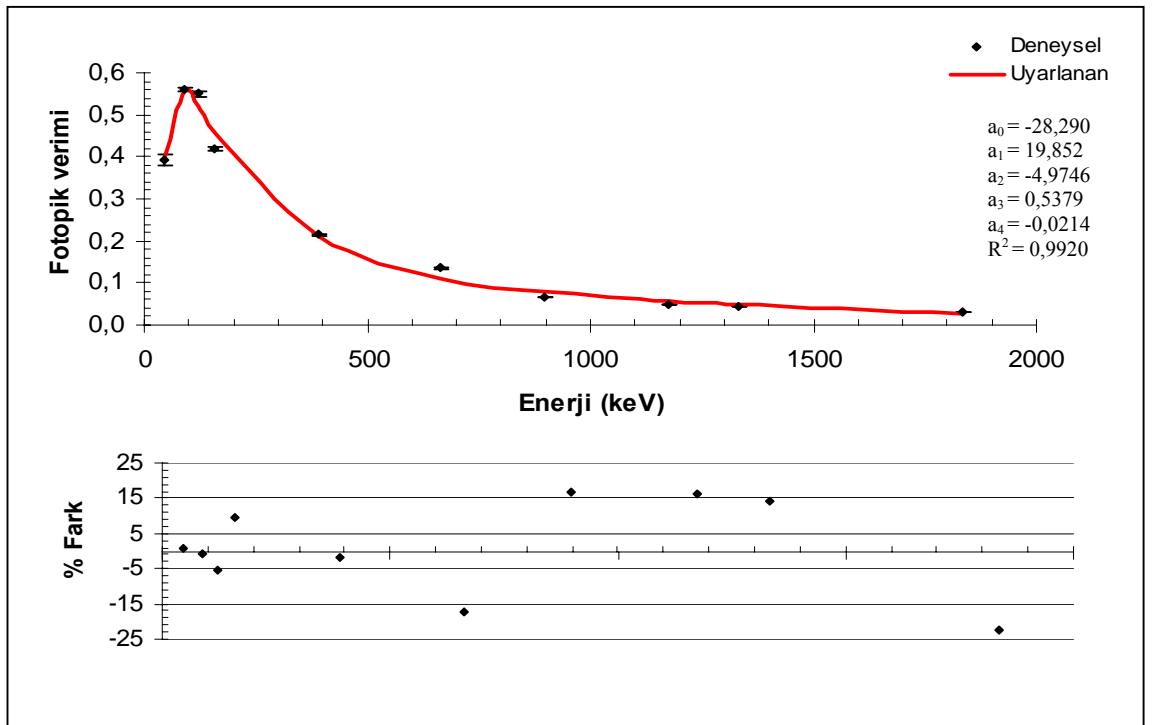
Şekil 4.9 KS geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi

Çizelge 4.10 ST geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonükliti standardı ile dedektör kuyusu için elde edilen verim değerleri

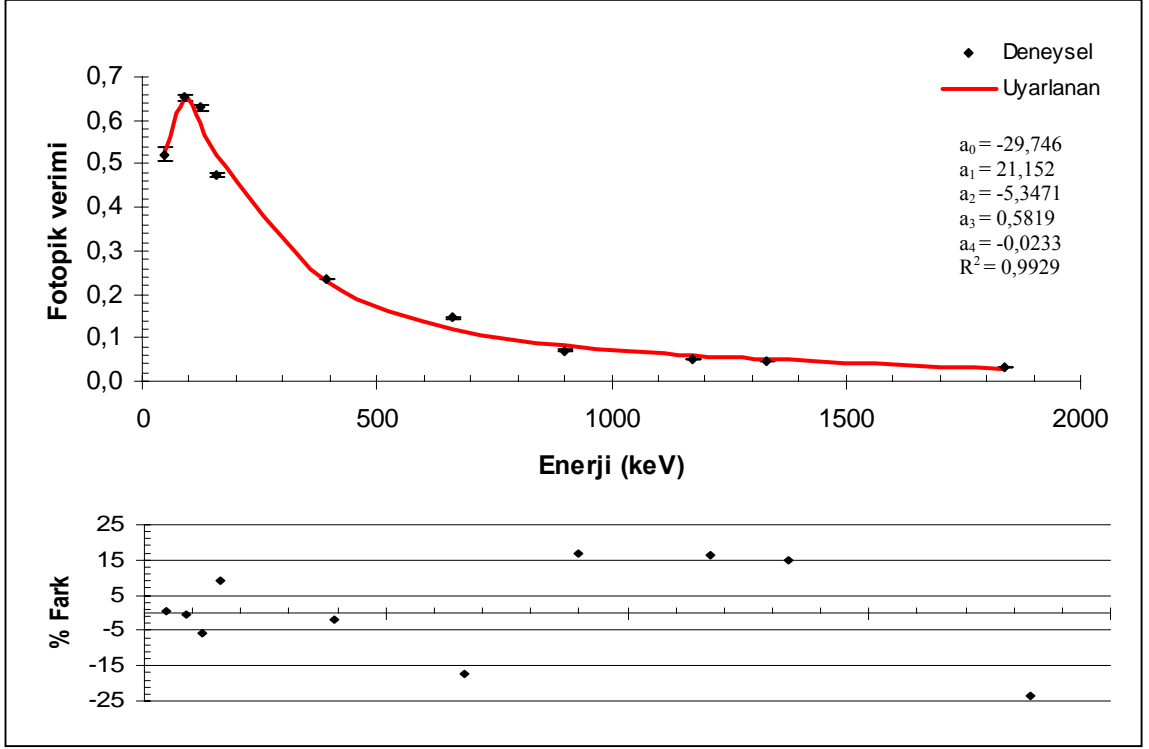
Nüklit	E (keV)	$f_7 \pm u(f_7)$ (%)	Fotopik verimi ¹⁾ (%)			Fotopik verimi ²⁾ (%)		
			$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark	$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark
²¹⁰ Pb	46,539	4,24±0,09	39,40±3,30	39,67	0,69	52,10±3,30	52,43	0,54
¹⁰⁹ Cd	88,034	3,65±0,06	55,89 ±0,92	55,60	-0,52	65,30±0,92	65,12	-0,28
⁵⁷ Co	122,061	85,68±0,13	54,94±0,88	51,90	-5,53	62,94±0,88	59,44	-5,55
^{123m} Te	158,970	83,99±0,08	41,91±0,98	45,87	9,44	47,46±0,98	51,87	9,30
¹¹³ Sn	391,698	64,89±0,17	21,45±0,92	21,06	-1,80	23,48±0,92	23,05	-1,85
¹³⁷ Cs	661,660	85,2±0,2	13,54±0,86	11,22	-17,14	14,57±0,86	12,06	-17,24
⁸⁸ Y	898,036	94,1±0,5	6,68±0,94	7,80	16,73	7,12±0,94	8,31	16,71
⁶⁰ Co	1173,228	99,89±0,02	4,96±0,88	5,77	16,17	5,25±0,88	6,11	16,48
⁶⁰ Co	1332,492	99,983±0,001	4,32±0,88	4,94	14,35	4,55±0,88	5,22	14,76
⁸⁸ Y	1836,052	99,36±0,05	3,18±1,03	2,48	-22,23	3,33±1,03	2,55	-23,51

¹⁾ Öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim değerleri.

²⁾ NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanan öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri.



Şekil 4.10 ST geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan dedektör kuyusu için elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi



Şekil 4.11 ST geometrisinde EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklit standardı ile hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak dedektör kuyusu için elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi

4.3.2 Radyonüklite özgü verim kalibrasyonu eğrileri

Dedektörün radyonüklite özgü verim kalibrasyonu BS, KS ve ST geometrilerinde RGU-1, RGTh-1, RGK-1 ve IAEA-375 standart kaynakları ile yapılmıştır. RGU-1 standardının 46,5 keV (^{210}Pb), 295,2 keV (^{214}Pb), 351,9 keV (^{214}Pb) ve 1120,2 keV (^{214}Bi) enerjilerindeki; RGTh-1 standardının 129 keV (^{228}Ac), 238,6 keV (^{212}Pb) ve 911,1 keV (^{228}Ac) enerjilerindeki; IAEA-375 standardının 661,6 keV (^{137}Cs) enerjisindeki; RGK-1 standardının ise 1460,8 keV (^{40}K) enerjisindeki fotopiklerinden ölçülen deneysel fotopik verimleri kullanılarak verim kalibrasyonu yapılmıştır. RGTh-1 standardı kullanılarak elde edilen deneysel fotopik verimlerine NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanmamıştır. Bu nedenle Çizelge 4.11, Çizelge 4.12 ve Çizelge 4.13'ün son sütununda 129 keV, 238,6 keV ve 911,1 keV enerjilerinde verim değerleri verilmemiştir.

Çizelge 4.11 BS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile elde edilen verim değerleri

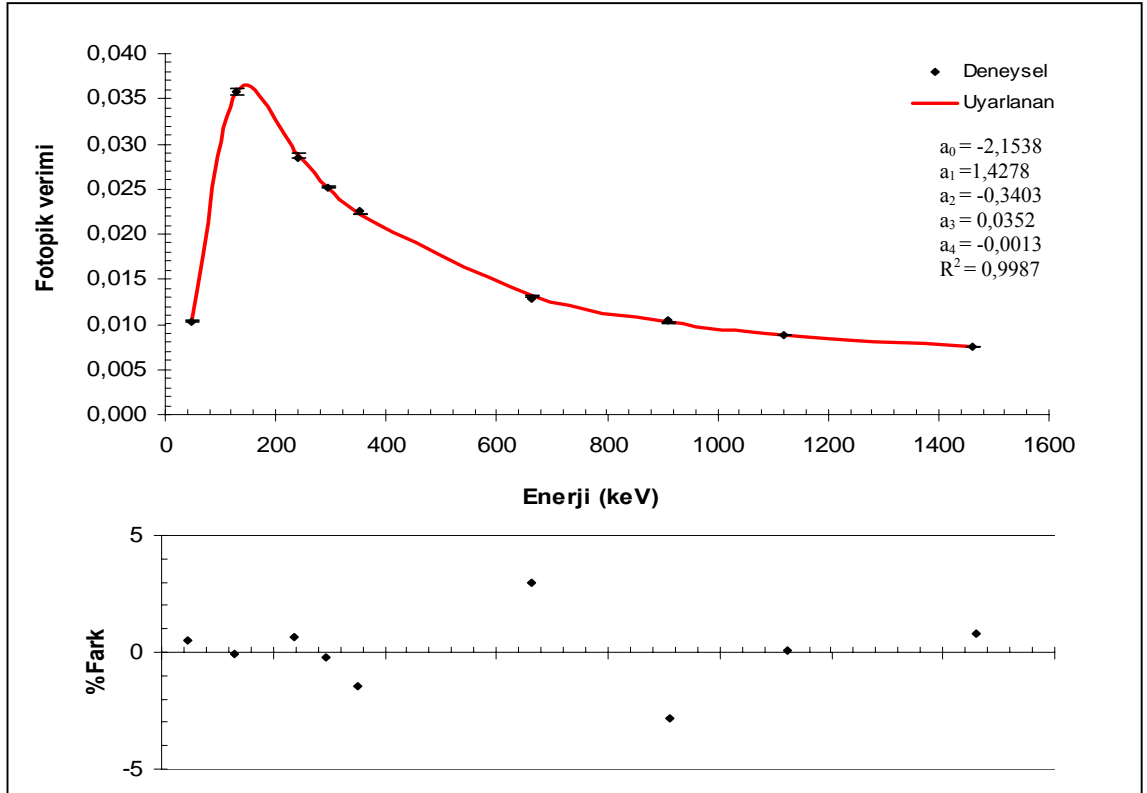
Nüklit	E (keV)	$f_r \pm u (f_r)$ (%)	Fotopik verimi ¹⁾ (%)			Fotopik verimi ²⁾ (%)			Fotopik verimi ³⁾ (%)
			$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark	$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark	$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$
²¹⁰ Pb	46,539	4,24±0,09	1,03±1,39	1,03	0,51	2,35±2,19	2,36	0,13	4,12±1,39
²²⁸ Ac	129,030	2,23±0,14	3,58±1,08	3,58	-0,07	5,98±1,22	5,95	-0,58	-
²¹² Pb	238,632	43,5±0,4	2,85±0,65	2,87	0,68	4,24±0,85	4,35	2,57	-
²¹⁴ Pb	295,207	18,12±0,3	2,52±0,28	2,52	-0,24	3,70±1,72	3,68	-0,47	3,72±0,28
²¹⁴ Pb	351,925	35,1±0,4	2,25±0,26	2,22	-1,44	3,23±1,72	3,15	-2,21	3,24±0,26
¹³⁷ Cs	661,660	85,2±0,2	1,28±0,53	1,32	2,95	1,74±1,97	1,74	-0,28	1,75±0,53
²²⁸ Ac	911,16	26,6±0,7	1,05±0,77	1,02	-2,85	1,35±0,95	1,34	-0,62	-
²¹⁴ Bi	1120,285	14,7±0,2	0,88±0,41	0,88	0,06	1,12±1,75	1,16	4,34	1,11±0,41
⁴⁰ K	1460,83	10,67±0,06	0,75±0,42	0,75	0,81	0,97±2,82	0,95	-2,53	0,92±0,42

¹⁾ Öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim değerleri.

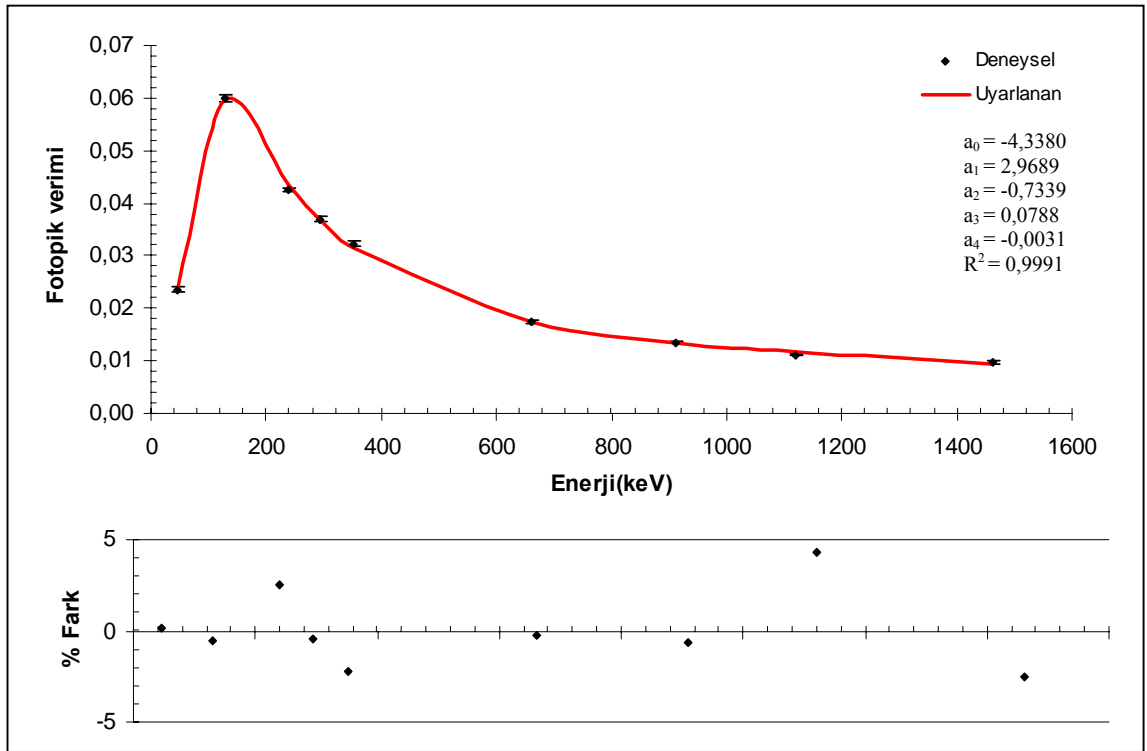
²⁾ Deneysel olarak belirlenen öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri.

³⁾ NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanan öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri.

(-) Öz soğurma düzeltmesi uygulanmadı.



Şekil 4.12 BS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi



Şekil 4.13 BS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi

Çizelge 4.12 KS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile elde edilen verim değerleri

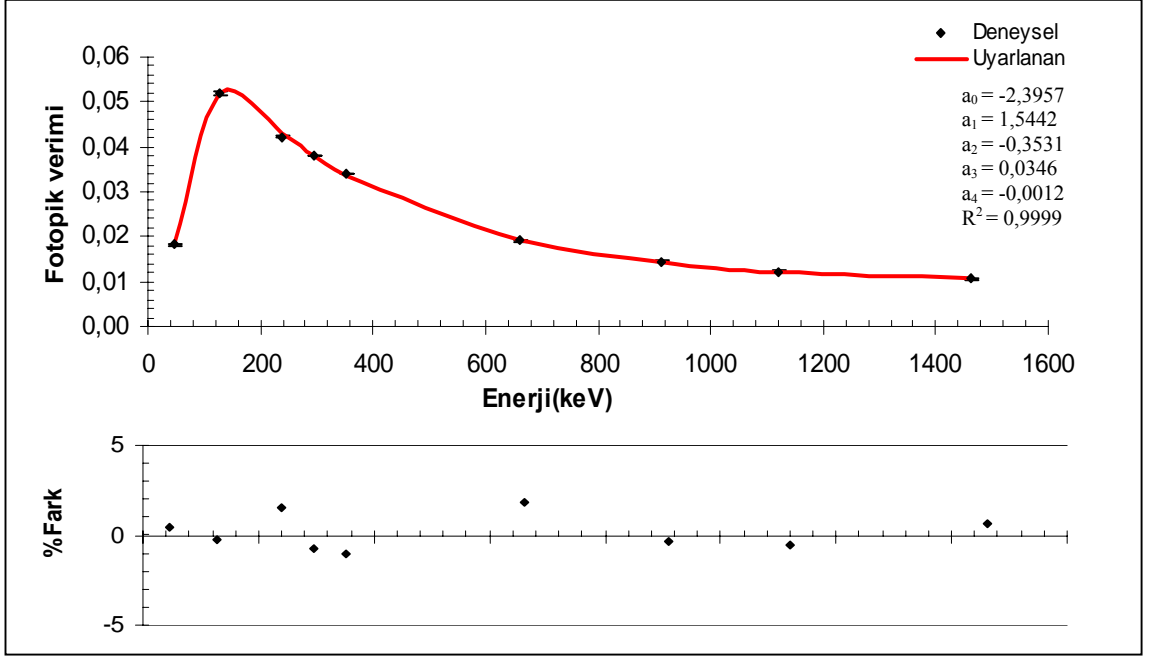
Nüklit	E (keV)	$f_\gamma \pm u (f_\gamma)$ (%)	Fotopik verimi ¹⁾ (%)			Fotopik verimi ²⁾ (%)			Fotopik verimi ³⁾ (%)
			$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark	$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark	$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$
²¹⁰ Pb	46,539	4,24±0,09	1,82±0,97	1,83	0,43	3,07±1,89	3,07	-0,07	4,56±0,97
²²⁸ Ac	129,030	2,23±0,14	5,20±0,96	5,19	-0,20	7,26±1,27	7,24	-0,30	-
²¹² Pb	238,632	43,5±0,4	4,22±0,64	4,29	1,57	5,45±1,05	5,54	1,63	-
²¹⁴ Pb	295,207	18,12±0,3	3,82±0,28	3,79	-0,73	4,79±1,65	4,76	-0,48	4,80±0,28
²¹⁴ Pb	351,925	35,1±0,4	3,39±0,30	3,36	-1,04	4,19±1,65	4,13	-1,41	4,20±0,30
¹³⁷ Cs	661,660	85,2±0,2	1,91±0,58	1,95	1,86	2,26±2,78	2,28	0,61	2,28±0,58
²²⁸ Ac	911,16	26,6±0,7	1,45±0,75	1,44	-0,33	1,70±1,12	1,69	-1,00	-
²¹⁴ Bi	1120,285	14,7±0,2	1,23±0,37	1,22	-0,59	1,40±1,67	1,42	1,38	1,40±0,37
⁴⁰ K	1460,83	10,67±0,06	1,06±0,38	1,06	0,62	1,18±1,01	1,17	-0,69	1,19±0,38

¹⁾ Öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim değerleri

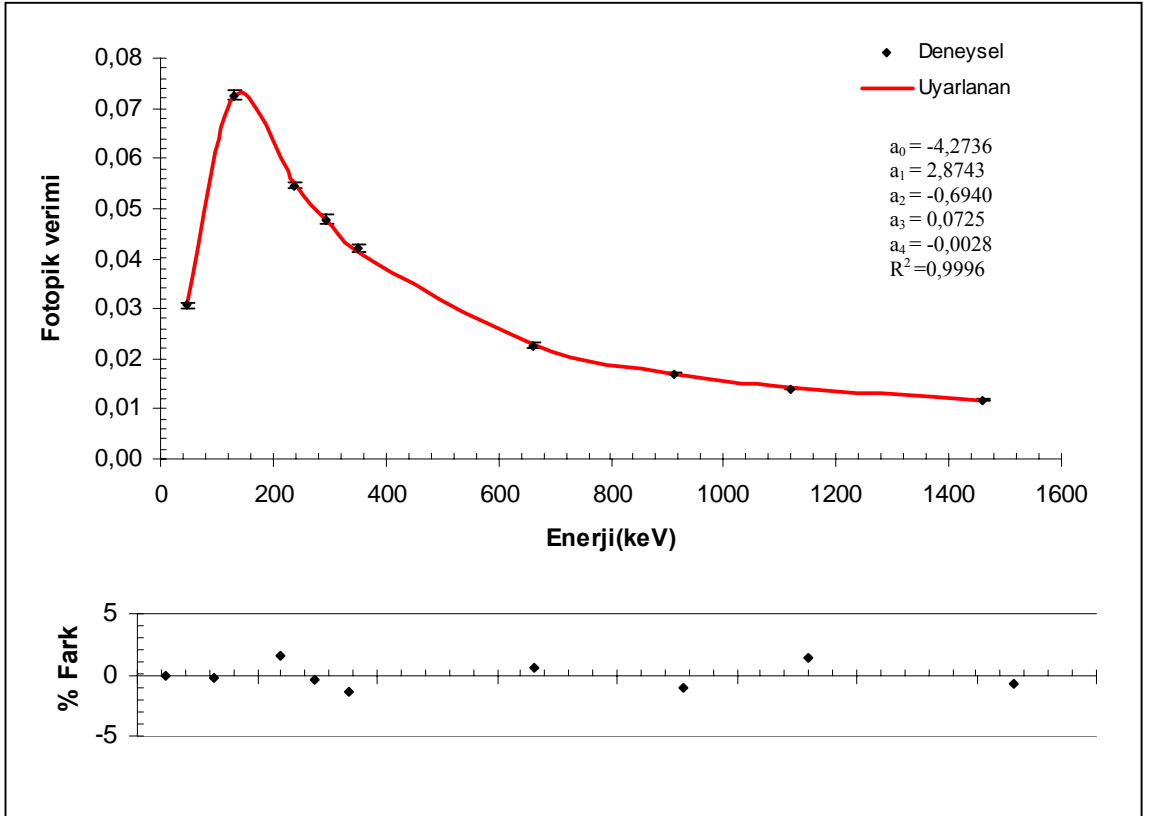
²⁾ Deneysel olarak belirlenen öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri

³⁾ NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanan öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri

(-) Öz soğurma düzeltmesi uygulanmadı.



Şekil 4.14 KS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi



Şekil 4.15 KS geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi

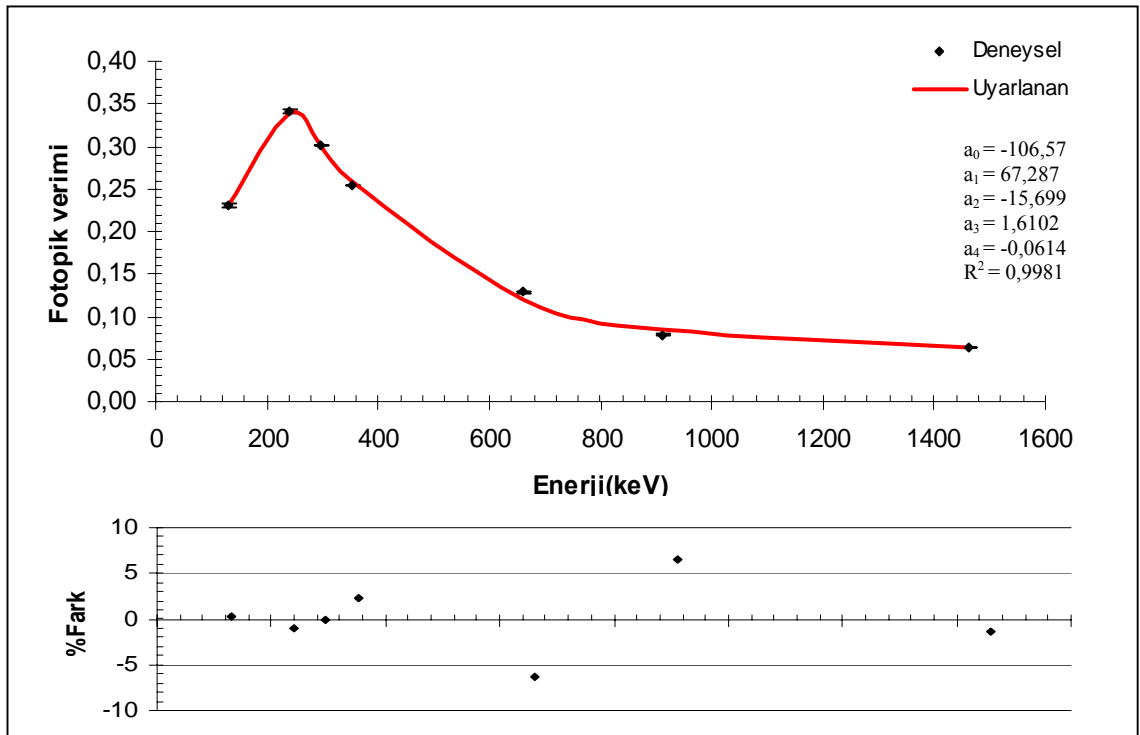
Çizelge 4.13 ST geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile dedektör kuyusu için elde edilen verim değerleri

Nüklit	E (keV)	$f_\gamma \pm u (f_\gamma)$ (%)	Fotopik verimi ¹ (%)			Fotopik verimi ² (%)
			$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$	ϵ_u	% Fark	$\epsilon_d \pm u(\epsilon_d)$
²²⁸ Ac	129,030	2,23±0,14	23,13±1,05	23,17	0,19	-
²¹² Pb	238,632	43,5±0,4	34,16±0,64	33,82	-1,02	-
²¹⁴ Pb	295,207	18,12±0,3	30,11±0,29	30,11	0	32,50±0,29
²¹⁴ Pb	351,925	35,1±0,4	25,39±0,31	26,00	2,33	27,27±0,31
¹³⁷ Cs	661,660	85,2±0,2	12,83±0,50	12,07	-6,26	13,72±0,50
²²⁸ Ac	911,16	26,6±0,7	7,84±0,77	8,38	6,44	-
⁴⁰ K	1460,83	10,67±0,06	6,37±0,32	6,28	-1,38	6,67±0,32

¹) Öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim değerleri

²) NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanan öz soğurma faktörleri uygulanarak elde edilen verim değerleri

(-) Öz soğurma düzeltmesi uygulanmadı.



Şekil 4.16 ST geometrisinde radyonüklite özgü yöntem ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan dedektör kuyusu için elde edilen verim kalibrasyonu eğrisi

4.4 Çevresel Örneklerde Ölçülen Aktivite Değerleri

BS, KS ve ST geometrisinde hazırlanan örneklerin doğrudan aktivite ölçüm yöntemi ve standartla karşılaştırma yöntemi ile ölçülen aktiviteleri ve ölçülebilir en küçük aktivite değerleri (MDA) aşağıdaki çizelgelerde verilmiştir. Çizelgelerde verilen yaklaşımlar aşağıda açıklandığı gibidir.

Yaklaşım 1: EGML çoklu radyonüklit standardı kullanılarak, öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan, doğrudan aktivite ölçüm yöntemi ile ölçülen aktivite değerleri.

Yaklaşım 2: EGML çoklu radyonüklit standardı kullanılarak, deneysel olarak ölçülen öz soğurma düzeltmesi uygulanarak, doğrudan aktivite ölçüm yöntemi ile ölçülen aktivite değerleri.

Yaklaşım 3: EGML çoklu radyonüklit standardı kullanılarak, hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak, doğrudan aktivite ölçüm yöntemi ile ölçülen aktivite değerleri.

Yaklaşım 4: Radyonüklite özgü yöntem kullanılarak, öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan, doğrudan aktivite ölçüm yöntemi ile belirlenmiş aktivite değerleri.

Yaklaşım 5: Radyonüklite özgü yöntem kullanılarak, deneysel olarak ölçülen öz soğurma düzeltmesi uygulanarak, doğrudan aktivite ölçüm yöntemi ile belirlenmiş aktivite değerleri.

Yaklaşım 6: Standartla karşılaştırma yöntemi ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan ölçülen aktivite değerleri.

Yaklaşım 7: Standartla karşılaştırma yöntemi ile deneysel olarak ölçülen öz soğurma düzeltmesi uygulanarak ölçülen aktivite değerleri.

Yaklaşım 8: Standartla karşılaştırma yöntemi ile hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak ölçülen aktivite değerleri

Çizelge 4.14 BS geometrisinde K-1 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra		²³² Th		⁴⁰ K		A _{Ra-eq}
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	
1	80,40±1,58	6	88,01±1,14	7	1159,5±5,5	14	295,3
2	75,96±2,30	4	83,80±2,50	5	1053,8±28,8	10	276,7
3	75,26±1,45	4	82,93±1,05	5	1075,6±4,4	10	276,4
4	76,61±1,04	5	83,93±1,05	6	1077,1±4,0	13	279,3
5	76,27±3,30	4	83,51±3,36	5	1054,7±49,7	10	276,7
6	77,33±1,04	5	88,14±1,41	6	1085,5±6,2	12	286,8
7	77,36±3,37	3	88,39±3,66	4	1027,3 ±48,6	7	282,7
8	77,01±1,04	4	-	-	1083,2±6,15	10	-
Ortalama	77,03±2,11	4	85,53±2,28	5	1076,2±27,7	11	282,0

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.15 KS geometrisinde K-1 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra		²³² Th		⁴⁰ K		A _{Ra-eq}
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	
1	81,54±3,64	9	87,14±2,48	10	1136,6±8,1	21	293,5
2	76,82±3,84	7	82,26±2,98	8	1116,8±26,3	18	280,3
3	73,59±3,28	7	81,76±2,32	9	1070,4 ±7,2	17	272,7
4	75,82±3,38	8	81,23±2,30	10	1025,4±6,5	19	270,7
5	75,23±3,83	7	80,53±2,80	8	1052,3±22,7	17	271,2
6	86,96±3,42	8	82,81±2,48	9	968,4±7,3	19	269,7
7	76,55±3,89	7	80,96±2,93	8	1102,3±24,2	17	277,0
8	76,23±4,80	7	-	-	1082,0±8,1	17	-
Ortalama	76,59±3,79	8	82,39±2,63	9	1068,5±15,8	18	276,5

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.16 ST geometrisinde K-1 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra ¹⁾		²³² Th ²⁾		⁴⁰ K		A _{Ra-eq}
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	
1	75,71±4,42	9	81,08±4,28	10	1644,6±28,8	67	318,1
3	73,84±4,30	8	79,16±4,16	10	1615,2±27,6	38	311,2
4	70,02±4,05	8	76,42±3,99	10	1129,1±17,7	38	266,1
5	88,54±5,11	10	88,79±4,67	12	1112,8±17,5	37	300,9
8	88,16±5,09	9	-	-	1109,8±17,4	36	-
Ortalama	79,25±4,60	9	81,36±4,27	11	1332,4±21,6	43	299,1

¹⁾ ²²⁶Ra aktivitesinin belirlenmesinde 1120,285 keV enerjili fotopik kullanılmamıştır.

²⁾ ²³²Th aktivitesinin belirlenmesinde 727,33 keV enerjili fotopik kullanılmamıştır.

(-) Uygulanmamıştır

Çizelge 4.17 K-1 tuf örneđi için sođurulan ve etkin doz hızları

Örnek geometrisi	I	ED ¹⁾ (mSv y ⁻¹)	D (nGy h ⁻¹)	ED ²⁾ (mSv y ⁻¹)
BS	1,04	0,17	133,9	0,16
KS	1,01	0,17	131,1	0,16
ST	1,12	0,19	143,5	0,18

¹⁾ Gama aktivitesi konsantrasyon indisi kullanılarak hesaplanan etkin doz hızı.

²⁾ Sođurulan doz hızı kullanılarak hesaplanan etkin doz hızı.

Çizelge 4.18 BS geometrisinde D-2 tuf örneđindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra		²³² Th		⁴⁰ K		A _{Ra-eq}
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	
1	75,17±1,77	6	81,90±1,37	6	943,1±5,2	13	264,7
2	68,42±2,40	4	77,73±2,41	5	865,1±23,1	9	246,0
3	70,92±1,66	4	77,29±1,29	4	878,8±4,4	10	249,6
4	71,53±1,67	5	78,08±1,29	6	873,5±7,3	12	250,3
5	71,02±2,39	4	77,45±1,90	4	865,8±28,6	9	248,3
6	72,31±2,38	5	81,94±1,58	6	882,9±5,6	12	257,3
7	72,01±2,42	3	81,89±2,16	4	867,8±28,9	8	255,7
8	72,60±2,39	3	-	-	912,1±5,8	9	-
Ortalama	71,75±2,17	4	79,54±1,77	5	885,2±17,5	9	253,1

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.19 KS geometrisinde D-2 tuf örneđindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra		²³² Th		⁴⁰ K		A _{Ra-eq}
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	
1	75,35±2,35	8	79,61±1,86	8	925,7±6,9	19	260,3
2	72,95±3,10	6	78,25±2,91	7	890,2±26,5	16	253,2
3	72,12±2,25	6	77,42±1,80	7	885,6±6,2	16	250,8
4	69,91±2,17	7	75,17±1,74	8	828,4±5,6	17	241,0
5	71,45±3,11	6	76,60±2,73	6	838,6±23,7	16	245,4
6	71,11±1,56	7	66,04±1,67	6	840,9±6,7	17	230,1
7	72,70±2,03	6	66,40±2,46	6	811,5±23,1	15	229,9
8	72,29±1,59	6	-	-	850,4±6,6	15	-
Ortalama	72,23±2,34	7	74,21±2,23	7	858,2±15,9	16	244,4

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.20 ST geometrisinde D-2 tuf örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra ¹⁾		²³² Th		⁴⁰ K		A _{Ra-eq}
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	
1	40,29±6,29	7	46,20±7,96	11	792,8±28,4	42	167,3
3	36,87±5,75	6	42,73±7,36	10	751,9±26,6	40	155,8
4	37,27±2,14	6	43,24±3,23	7	544,3±18,9	29	140,9
5	46,46±7,24	6	48,01±8,27	11	536,4±18,7	29	156,3
8	46,77±7,29	6	-	-	538,8±18,8	23	-
Ortalama	41,53±6,48	6	45,02±7,76	10	632,8±22,3	33	155,1

¹⁾ ²²⁶Ra aktivitesinin belirlenmesinde 1120,285 keV enerjili fotopik kullanılmamıştır.

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.21 D-2 tuf örneği için soğurulan ve etkin doz hızları

Örnek geometrisi	I	ED ¹⁾ (mSv y ⁻¹)	D (nGy h ⁻¹)	ED ²⁾ (mSv y ⁻¹)
BS	0,93	0,16	119,3	0,15
KS	0,90	0,15	115,3	0,14
ST	0,58	0,10	73,93	0,09

¹⁾ Gama aktivitesi konsantrasyon indisi kullanılarak hesaplanan etkin doz hızı.

²⁾ Soğurulan doz hızı kullanılarak hesaplanan etkin doz hızı.

Çizelge 4.22 BS geometrisinde E-1 toprak örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra ¹⁾		²³² Th		⁴⁰ K	
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA
1	6,56±0,98	4	<MDA	5	<MDA	14
2	5,03±0,75	3	<MDA	4	<MDA	10
4	6,25±0,94	4	<MDA	5	<MDA	13
5	8,14±1,22	3	<MDA	4	<MDA	10
6	6,35±0,95	4	<MDA	5	<MDA	13
7	5,78±0,87	3	<MDA	4	<MDA	10
Ortalama	6,35±0,95	4	-	4	-	12

¹⁾ ²²⁶Ra aktivitesinin belirlenmesinde 1120,285 keV enerjili fotopik kullanılmamıştır.

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.23 KS geometrisinde E-1 toprak örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra		²³² Th		⁴⁰ K	
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA
1	<MDA	6	<MDA	8	<MDA	22
2	<MDA	4	<MDA	6	<MDA	19
4	<MDA	5	<MDA	7	<MDA	20
5	<MDA	4	<MDA	6	<MDA	18
6	<MDA	4	<MDA	6	<MDA	18
7	<MDA	4	<MDA	6	<MDA	18
Ortalama	-	5	-	7	-	19

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.24 ST geometrisinde E-1 toprak örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra ¹⁾		²³² Th		⁴⁰ K	
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA
1	16,19±2,44	9	<MDA	11	<MDA	60
4	14,98±2,25	8	<MDA	8	<MDA	41
6	18,45±2,78	8	<MDA	11	<MDA	41
Ortalama	16,54±2,49	8	-	10	-	47

¹⁾²²⁶Ra aktivitesinin belirlenmesinde 1120,285 keV enerjili fotopik kullanılmamıştır.

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.25 BS geometrisinde M-1 mermer örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra ¹⁾		²³² Th		⁴⁰ K	
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA
1	6,29±0,90	3	<MDA	6	<MDA	11
2	5,77±0,83	2	<MDA	4	<MDA	8
4	5,99±0,86	3	<MDA	5	<MDA	10
5	5,83±0,84	2	<MDA	4	<MDA	8
6	6,10±0,87	2	<MDA	4	<MDA	7
7	5,87±0,85	3	<MDA	3	<MDA	10
Ortalama	5,97±0,86	3	-	4	-	9

¹⁾²²⁶Ra aktivitesinin belirlenmesinde 1120,285 keV enerjili fotopik kullanılmamıştır.

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.26 KS geometrisinde M-1 mermer örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra ¹⁾		²³² Th		⁴⁰ K	
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA
1	7,96±2,09	5	<MDA	8	<MDA	18
2	7,57±1,99	4	<MDA	7	<MDA	15
4	7,36±1,93	5	<MDA	8	<MDA	16
5	7,43±1,95	4	<MDA	7	<MDA	15
6	7,56±1,98	4	<MDA	6	<MDA	14
7	7,61±2,00	5	<MDA	5	<MDA	16
Ortalama	7,58±1,98	5	-	7	-	17

¹⁾ ²²⁶Ra aktivitesinin belirlenmesinde 1120,285 keV enerjili fotopik kullanılmamıştır.

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.27 ST geometrisinde M-1 mermer örneğindeki nüklit aktiviteleri (Bq kg⁻¹)

Yaklaşım	²²⁶ Ra ¹⁾		²³² Th		⁴⁰ K	
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA
1	15,01±3,33	8	<MDA	17	<MDA	48
4	13,89±3,08	7	<MDA	16	<MDA	33
6	17,26±3,83	7	<MDA	17	<MDA	33
Ortalama	15,39±3,41	7	-	17	-	38

¹⁾ ²²⁶Ra aktivitesinin belirlenmesinde 1120,285 keV enerjili fotopik kullanılmamıştır.

(-) Uygulanmamıştır.

Çizelge 4.28 BS geometrisinde I-1 ıspanak ve F-1 kurufasulye örneklerindeki nüklit aktiviteleri¹⁾ (Bq kg⁻¹)

Örnek	²²⁶ Ra		²³² Th		⁴⁰ K	
	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA	A±u(A)	MDA
I-1	<MDA	13	<MDA	18	3053,5±22,4	34
F-1	<MDA	7	<MDA	9	564,6±8,3	18

¹⁾ Örnek aktiviteleri Yaklaşım 1'e göre hesaplanmıştır.

(-) Uygulanmamıştır.

5. SONUÇ ve TARTIŞMA

Bu tez çalışmasında rutin aktivite ölçümüne başlamadan önce, mevcut donanımın teknik özelliklerini de dikkate alarak hassas bir verim kalibrasyonunun yapılması ve ölçüm sonuçlarını etkileyecek niceliklerin belirlenmesinin önemi ortaya konmuştur. Çevresel örneklerin içerdiği radyonüklitlerin genelde yayınladığı gama-ışını enerjileri 40-2000 keV aralığında olduğundan, kuyu tipi bir HPGe dedektör için bu enerji aralığında “yakın geometri” koşullarında silindirik örnek kapları için yüksek doğrulukta aktivite sonuçları veren verim kalibrasyonları gerçekleştirilmiştir.

Bütün standart kaynaklar ve örnekler için kullanılan maddenin kimyasal bileşimi ve yoğunluğu ne olursa olsun, noktasal kaynaklarla foton transmisyon yöntemiyle öz soğurma düzeltme faktörleri BS ve KS silindirik geometrilerinde deneysel olarak belirlenmiştir. Silindirik BS, KS ve ST kap geometrilerinde kimyasal bileşimleri bilinen RGU-1, RGK-1, IAEA-375, EGML çoklu radyonüklit standartlarının ve ayrıca K-1 ve D-2 örneklerinin öz soğurma düzeltme faktörleri NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanmıştır. Kimyasal bileşimi bilinmeyen RGTh-1 standardının ve E-1, M-1 örneklerinin öz soğurma düzeltme faktörleri NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanamamıştır. Öz soğurma etkisinin 200 keV'in altında baskın olduğu deneysel olarak elde edilen verilerde gösterilmiştir (Şekil 4.2 ve Şekil 4.3). Deneysel olarak ölçülen öz soğurma faktörleri, NIST XCOM veri tabanı kullanılarak hesaplanan faktörler ile uyumludur. Ancak RGU-1 standardında iki yöntemle hesaplanan faktörler arasındaki fark düşük enerji bölgesinde, 53,2 keV'de %42,5'e kadar çıkmaktadır. Bunun nedeni ise RGU-1 standardının sertifikasında verilen yaklaşık kimyasal bileşiminin NIST XCOM veri tabanında kullanılmasıdır. Öz soğurma etkisinin en çok ana maddesi K_2SO_4 olan RGK-1 standardında gerçekleştiği görülmektedir (Çizelge 4.2, Çizelge 4.4 ve Çizelge 4.6). Bunun nedeni RGK-1 standardının kütle azalım katsayısının (μ_k) yüksek olmasıdır. Ayrıca BS geometrisinde öz soğurma etkisinin diğer ölçüm geometrilerine göre daha yüksek olması örnek kalınlığı arttığından beklenen bir sonuçtur. Öz soğurma düzeltmesi için, kullanılan maddenin kimyasal bileşimi bilinmese bile, noktasal kaynak transmisyon yönteminin geçerli sonuçlar verdiği kanıtlanmıştır. Bu nedenle öz soğurma düzeltmesi kolayca çözümlenebilmektedir.

EGML çoklu radyonüklit standardı ile 46,5 keV (^{210}Pb) ile 1836 keV (^{88}Y) enerji aralığında yapılan mutlak verim kalibrasyonunda, BS geometrisinde öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisinde deneysel verim ile uyarlanan değerler arasındaki bağıl sapma sadece $\pm\%5$ düzeyindedir. (Çizelge 4.7 ve Şekil 4.4). Deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonunda ise uyum aynı düzeydedir. Şekil 4.6'da görüldüğü gibi $R^2=0,9985$ bulunmuştur. Hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonunda ise $R^2=0,9983$ bulunmuştur (Şekil 4.7). Benzer şekilde KS geometrisinde öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonu eğrisinde $R^2=0,9968$ (Şekil 4.5) ile iyi bir uyum elde edilmiştir. Ölçülen değerlerden sapma $\pm\%5$ 'den azdır. Deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonunda $R^2=0,9986$ bulunmuştur (Şekil 4.8). Hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonunda iyi bir uyum ($R^2=0,9979$) elde edilmiştir (Şekil 4.9). Ancak ST geometrisinde öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan, dedektör kuyusu için elde edilen verim kalibrasyonu eğrisinde deneysel verim ile uyarlanan verim değerleri arasında $-\%23,5$ ile $\%16,7$ arasında değişen yüksek düzeyde sapmalar gözlenmiştir (Şekil 4.10 ve Çizelge 4.10). Hesaplanan öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen verim kalibrasyonunda yine aynı sistematik dalgalanma gözlenmiştir (Şekil 4.11). Bunun nedeninin verim fonksiyonunun biçimi ile ilişkisi olmayan gerçek koincidens etkileri olduğu düşünülmüştür. Çünkü çok iyi bilinen art arda (cascade) geçişleri ve koincidens olasılığı olan ^{60}Co ve ^{88}Y nüklitlerinin enerjilerinde önemli derecede sapmalar gözlenmiştir. Ayrıca dedektör kuyusundaki ^{137}Cs ve ^{60}Co gibi nüklitlerde rasgele yığılma etkisi görülmüştür.

Radyonüklite özgü verim kalibrasyonu yönteminde, BS geometrisinde öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan ve deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak yapılan verim kalibrasyonunda deneysel ve uyarlanan verim değerleri arasındaki sapmanın $\pm\%5$ 'den az olduğu gözlenmiştir (Çizelge 4.11). Aynı şekilde KS geometrisinde de öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim kalibrasyonunda $R^2=0,9999$ ve deneysel öz soğurma düzeltmesi uygulanarak elde edilen eğride $R^2=0,9996$ ile iyi bir uyum elde edilmiştir (Şekil 4.14 ve Şekil 4.15). ST geometrisinde, dedektör kuyusunda ölçüm yapıldığında, öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan dedektör kuyusu için

deneysel ve uyarlanan verim değerleri arasında -%6,3 ve %6,4 arasında değişen sapmalar gözlenmiştir (Çizelge 4.13).

Büyük silindir kap (BS) ve küçük silindir kap (KS) geometrilerinde, her iki yöntem ile deneysel değerlere göre $\pm 5\%$ uyum ile verim kalibrasyonu yapılmıştır. Temel olarak belirsizlik kaynakları Çizelge 5.1’de verilmiştir. Bu sapma, toplam belirsizlik sınırları

içerisinde (%6-6,4) kalmıştır. Seçilen $\ln \varepsilon = \sum_{i=0}^{n=4} a_i \cdot \ln^i(E)$ fonksiyonu 40-2000 keV

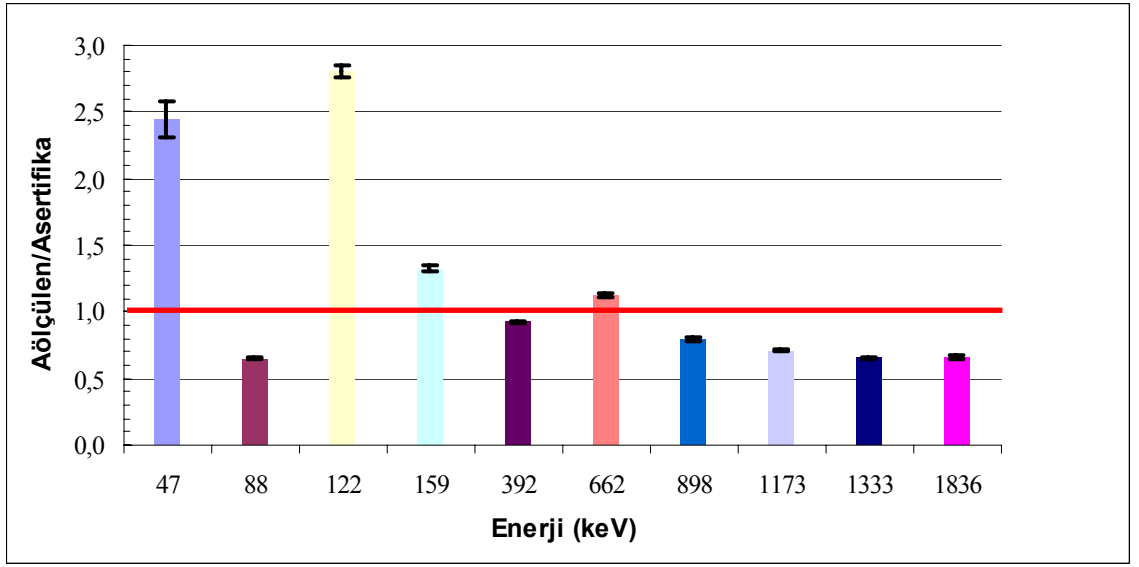
enerji aralığının tümünü kapsayan uygun bir verim fonksiyonudur. Bu nedenle hem düşük ve hem de yüksek enerji bölgelerini kapsayan ayrı fonksiyonlara gereksinim olmadığı belirlenmiştir.

Çizelge 5.1 Başlıca belirsizlik kaynakları ($\pm 1\sigma$ güven aralığında)

Belirsizlik kaynağı	Aralık(%)
Fotopik alanının belirlenmesi (Sayım istatistiği)	0,1-1
Sertifika edilen aktivite	0,15-5,7
Ağırlık	0,006-0,012
Düzeltilme faktörleri	0,55-2,79
Sistematik hata	0,02
Toplam	0,58-6,43

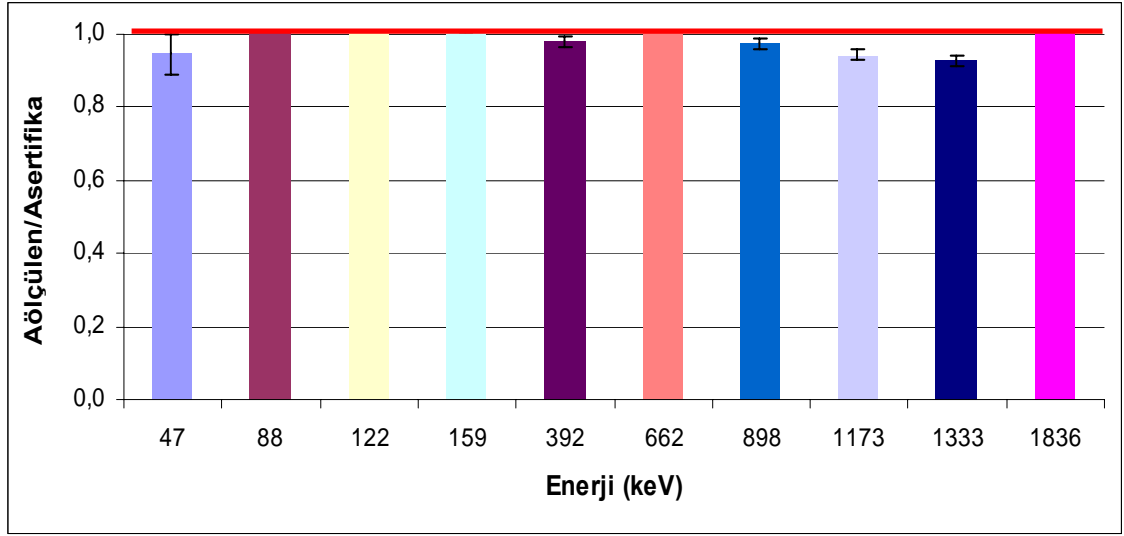
Dedektör kuyusunda sayılan silindirik tüp geometrisinde verimin en yüksek olduğu görülmüştür (Çizelge 4.10 ve Çizelge 4.13). Ancak tüp geometrisinde gerçek koinsidens etkileri oldukça baskındır. Dedektör kuyusundaki sayımlarda hem gerçek koinsidens hem de yüksek aktiviteler için rasgele yığılma etkileri nedeniyle fotopik sayımlarındaki artışlar/kayıplar çok belirgindir. Örneğin ^{60}Co nüklitinde $1173+1333=2506$ keV, ^{88}Y nüklitinde $898+1836=2734$ keV ve ^{57}Co nüklitinde $14+122=136$ keV enerjilerindeki art arda bozunmalarda bu etki gözlenmiştir. Bu etki nedeniyle ST geometrisinde, EGML çoklu radyonüklit kaynağının içerdiği nüklitlerin, dedektör kuyusunda ölçülen aktivitelerinin sertifikasındaki aktivitelerine oranlarının 2,8 kata kadar farklı olduğu Şekil 5.1’de görülmektedir. EGML çoklu radyonüklitin içerdiği nüklitlerin aktivitesi radyonüklite özgü verim kalibrasyonu yöntemi ile öz soğurma düzeltmesi uygulanmadan elde edilen verim değerleri kullanılarak ölçülmüştür ve

sertifikalandırılmış değerleri ile oranlanmıştır. ^{88}Y nüklitinin 898 keV ve 1836 keV enerjilerinde gerçek koinsidens etkisinden kaynaklanan sayım kaybından dolayı bu oran sırasıyla 0,79 ve 0,66 bulunmuştur. Aynı şekilde ^{60}Co nükliti için bu oran 1173,2 keV enerjisinde 0,71, 1332,5 keV enerjisinde 0,65'dir. 200 keV'in altında aktivite oranlarının 1'den farklı olmasının nedeni ise ^{206}Pb nüklitinin 46,5 keV enerjili fotopikinin radyonüklite özgü verim kalibrasyonu eğrisinde kullanılmamasından dolayı düşük enerjilerde meydana gelen sapmadır.

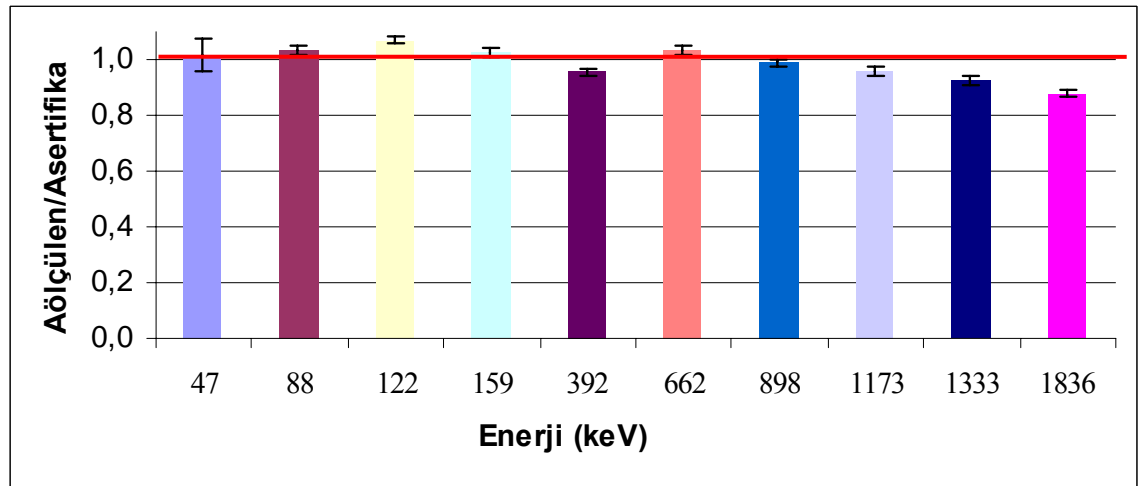


Şekil 5.1 ST geometrisine EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklitinin ölçülen aktivitesinin sertifikalandırılmış aktivitesine oranı

Büyük silindir kap ve küçük silindir kap geometrilerinde gerçek koinsidens etkilerinin, silindirik tüp geometrisine göre daha az baskın olduğu Şekil 5.2 ve Şekil 5.3'de gösterilmiştir. EGML çoklu radyonüklit kaynağının içerdiği nüklitlerin, BS ve KS geometrilerinde ölçülen aktivitelerinin sertifikasındaki aktivitelerine oranları hata sınırları içerisinde birbirine eşittir, yani aktivite oranları 1'dir.



Şekil 5.2 BS geometrisine EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklitinin ölçülen aktivitesinin sertifikalandırılmış aktivitesine oranı



Şekil 5.3 KS geometrisine EGML 1215-23-1 çoklu radyonüklitinin ölçülen aktivitesinin sertifikalandırılmış aktivitesine oranı

Çevresel örneklerde aktivite ölçümü için BS ve KS silindir kap geometrilerinde dedektör yüzeyinde, ST geometrisinde ise dedektör kuyusunda farklı yaklaşımlarla yapılmıştır. Her geometride farklı yaklaşımlarla elde edilen aktivite sonuçları birbirine yakın çıkmıştır ve ortalama değerleri hesaplanmıştır (Çizelge 5.2). UNSCEAR'e (2000) göre, radyum, toryum ve potasyum aktivitelerinin dünyadaki ortalama seviyeleri sırasıyla 35 Bq kg^{-1} , 40 Bq kg^{-1} ve 400 Bq kg^{-1} 'dir. Bu ortalama değerler göz önüne alınarak, K-1 tuf örneğinin BS, KS ve ST geometrisinde ölçülen aktivitelerinin ve D-2 tuf örneğinin ise BS ve KS geometrisinde ölçülen aktivitelerinin dünya ortalamasına

göre yüksek olduğu söylenebilir. E-1 toprak ve M-1 mermer örneklerinde toryum ve potasyum aktiviteleri ölçülebilir en küçük aktivite değerinin (MDA) altındadır, ancak düşük miktarda ^{226}Ra aktivitesi ölçülmüştür. I-1 ıspanak ve F-1 kurufasulye örneklerinde ise gıdalarda beklendiği gibi ^{226}Ra ve ^{232}Th aktivitesi ölçülebilir en küçük aktivite değerinden küçüktür ancak ^{40}K aktivitesi ölçülmüştür. Bu nedenle, söz konusu örneklerde radyum eşdeğer aktivitesi, gama aktivitesi derişim indisi ve etkin doz hızı hesaplanmamıştır. Radyum eşdeğer aktiviteleri hesaplandığında, söz konusu toprak ve tuf örneklerinde yapı malzemelerinin güvenli kullanımı için önerilen sınır değer 370 Bq kg^{-1} 'in aşılmadığı gözlenmiştir. Ayrıca K-1 ve D-2 tuf örneklerinden hesaplanan gama aktivitesi derişim indisi ve etkin doz hızının da önerilen sınırları aşmadığı bulunmuştur (Çizelge 4.17 ve Çizelge 4.21).

Çizelge 5.2 Çevresel örneklerin ortalama aktiviteleri

Ölçüm geometrisi	Nüklit	Ortalama Aktivite (Bq kg^{-1})					
		K-1	D-2	E-1	M-1	I-1	F-1
BS	^{226}Ra	77,03±2,11	71,75±2,17	6,35±0,95	5,97±0,86	<MDA	<MDA
	^{232}Th	85,53±2,28	79,54±1,77	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA
	^{40}K	1076,2±28,7	885,2±17,5	<MDA	<MDA	3053,5±22,4	564,6±8,3
	$A_{\text{Ra-eq}}$	282,0	253,1	-	-	-	-
KS	^{226}Ra	76,59±3,79	72,23±2,34	<MDA	7,58±1,98	-	-
	^{232}Th	82,39±2,63	74,21±2,23	<MDA	<MDA	-	-
	^{40}K	1068,5±15,8	858,2±15,9	<MDA	<MDA	-	-
	$A_{\text{Ra-eq}}$	276,5	244,4	-	-	-	-
ST	^{226}Ra	79,25±4,60	41,53±6,48	16,54±2,49	15,39±3,41	-	-
	^{232}Th	81,36±4,27	45,02±7,76	<MDA	<MDA	-	-
	^{40}K	1332,4±21,6	632,8±22,3	<MDA	<MDA	-	-
	$A_{\text{Ra-eq}}$	299,1	155,1	-	-	-	-

(-) Uygulanmamıştır.

Dedektör kuyusunda hem gerçek koincidens yığılma etkileri hem de rasgele yığılma etkileri nedeniyle çevresel örneklerin ölçülen aktivitelerinin yaklaşık 2-3 kat hatalı elde edilebileceği gözlenmiştir (Çizelge 5.2). Bu nedenle dedektör kuyusunda belirli radyonüklitler için yapılan ölçümlere gerçek koincidens düzeltmeleri kesinlikle uygulanmalıdır.

Çizelge 5.3’de K-1 ve D-2 örneklerinin üç geometride, mutlak verim kalibrasyonu ve radyonüklite özgü verim kalibrasyonu yöntemi ile elde edilen verim değerleri kullanılarak ölçülen aktiviteleri ve bu aktivitelerin birbirine oranı verilmiştir. BS ve KS geometrilerinde oranlar 1’e yakın çıkmıştır. Her zaman uygun referans standart kaynak temin edilememesine karşın, mutlak verim belirleme yönteminin kaçınılmaz olarak kullanılması gerektiği sonucuna varılmıştır. Radyonüklite özgü verim kalibrasyonunda ise, bir kıyaslama yöntemi olduğundan, standart ve örnek için aynı derecedeki gerçek koincidens kayıpları oransal olarak iptal edilmektedir (Nir-El 2000). Bu nedenle uygun radyoaktif standart temin edilmesi durumunda bu karşılaştırma yöntemi avantajlıdır.

Çizelge 5.3 K-1 ve D-2 örneklerinin mutlak verim kalibrasyonu ve radyonüklite özgü verim kalibrasyonuna göre elde edilen aktivitelerinin karşılaştırılması

Örnek	Yöntem	BS geometrisi A (Bq kg ⁻¹)			KS geometrisi A (Bq kg ⁻¹)			ST geometrisi A (Bq kg ⁻¹)		
		²²⁶ Ra	²³² Th	⁴⁰ K	²²⁶ Ra	²³² Th	⁴⁰ K	²²⁶ Ra	²³² Th	⁴⁰ K
K-1	Mutlak verim	78±2	81±2	1107±22	79±4	79±2	1127±20	75±4	81±4	1644±28
	Radyonüklite özgü verim	77±3	82±2	1057±36	76±4	81±2	1035±17	70±4	61±4	1131±18
	Aktivite oranı	1,01	0,99	1,05	1,04	0,98	1,09	1,07	1,33	1,45
D-2	Mutlak verim	72±2	76±2	904±17	74±3	73±2	908±20	40±6	46±8	792±28
	Radyonüklite özgü verim	72±2	77±2	864±21	72±3	76±2	837±17	37±6	32±6	545±19
	Aktivite oranı	1,00	0,99	1,05	1,03	0,96	1,08	1,08	1,44	1,45

Bu tez çalışması sonucunda A.Ü. N.B.E.’de bulunan kuyu tipi HPGe dedektörün kalibrasyonları yapılmış, MDA değerleri belirlenmiş ve rutin radyoaktivite ölçümüne hazır hale getirilmiştir. Ayrıca bu çalışmada, radyoaktivite ölçümünde dikkat edilmesi gereken örnek hazırlama, sayım, fotopik alanı belirleme, belirsizlik hesabı ve düzeltme faktörlerinin belirlenmesine yönelik tüm ayrıntılar uygulamaya yönelik olarak sunulmuştur.

Bu çalışmanın kapsamı dışında tutulan ve özellikle “yakın” geometri koşullarında, art arda geçişleri olmasa bile, X-ışınları ile bazı gama-ışınlarının koincidens yapabileceği olasılığı da dikkate alınarak gerçek koincidens düzeltme faktörlerinin hesaplanması önerilmektedir. Özellikle büyük hacimli (bağıl verimi %30’dan daha fazla) dedektörler

ve dedektör kuyusunda yapılan ölçümlerde koinsidens prosedürleri dikkatli bir şekilde uygulanmalıdır. Dedektör zırhı içindeki radon gazını temizleyerek, doğal fon etkisinin düşürüldüğü radyum-toryum ölçümleri de önerilmektedir. Bu amaçla temin edilen standart referans toryum, uranyum cevher örnekleri ve sedimentler çalışılabilir. Bu tez çalışmasının kapsamı içinde ayrıntıda çalışılmayan ancak elde edilen niceliklere önemli etkisi olan girişim yapan piklerin etkilerini gideren yöntemler çalışılmalıdır. Ayrıca mevcut ticari olarak temin edilen gama yazılımlarının algoritma farklılıkları da standart referans malzemeler kullanılarak karşılaştırılmalıdır.

KAYNAKLAR

- Anonymous. 1977. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 26.
- Anonymous. 1986. IEEE Standart Test Procedures for Germanium Gamma-Ray Detectors. ANS/ IEEE Std 325-1986.
- Anonymous. 1991. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60.
- Anonymous. 1993. Sources and Effects of Ionizing Radiation. UNSCEAR 1993 Report.
- Anonymous. 1999. The Recommendation No:112. EC 1999.
- Anonymous. 2000. Sources and Effects of Ionizing Radiation. UNSCEAR 2000 Report.
- Anonymous. 2003. GammaVision-32 Gamma-Ray Spectrum Analysis and MCA Emulator for Microsoft Windows 2000 Professional and XP Professional A66-B32 Software User's Manual. Advanced Measurement Technology Inc.
- Anonymous. 2004. Genie 2000 3.0 Customization Tools Manual. Canberra Industries Inc.
- Appleby, P.G., Richardson, N. and Nolan, P.J. 1992. Self absorption correction for well-type germanium detectors. Nuclear Instruments and Methods in Physics Section B, 71; 228-233.
- Bandong, B.B, Kreek, S.A., Bazan, J.M., Torretto, P.C., Dixon, J.A., Edwards, W.L., Guthrie, E.B., Ruth, M.A., Zaka, F.A. and Hall, H.L. 2005. Validation of gamma-spectrometric method for the measurement of $^{226,228}\text{Ra}$ in

environmental media relevant to the offshore oil and gas industry. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 264(2); 429-435.

Beretka, J. and Mathew, P.J. 1985. Natural radioactivity of Australian building materials, industrial wastes and by-products. *Health Physics*, 48(1); 87-95.

Currie, L.A. 1968. Limits for qualitative detection and quantitative determination. *Analytical Chemistry*, 40; 586-593.

Cutshall, N.H., Larsen, I.L. and Olsen, C.R. 1983. Direct analysis of ^{210}Pb in sediment samples: Self absorption corrections. *Nuclear Instruments and Methods*, 206; 309-312.

Debertin, K. and Helmer, R.H. 1988. *Gamma- and X-ray spectrometry with semiconductor detectors*. Elsevier Science Publishers B.V., 399, Amsterdam.

Dovlete, C. and Povinec, P.P. 2004. Quantification of uncertainty in gamma-spectrometric analysis of environmental samples. IAEA TECDOC 1401, 103-126.

Firestone, B.R., Baglin, C.M. and Frank Chu, S.Y. 1988. *Table of isotopes eight edition 1998 update in CD-ROM*. John Wiley and Sons, New York.

Garcia-Talavera, M., Laedermann, J.P., Decombaz, M., Daza, M.J. and Quintana, B. 2001. Coincidence summing corrections for the natural decay series in γ -ray spectrometry. *Journal of Radiation and Isotopes*, 54; 769-776.

Groppi, F., Lavi, N., Alfassi, Z.B., Bonardi, M. and Birattari, C. 2005. On the high resolution gamma-ray spectrometric measurement of ^{40}K in natural and synthetic materials. *Radiation Protection Dosimetry*, 115 (1-4); 441-444.

- Hubbell, J.H. 1982. Photon mass attenuation and energy absorption coefficients from 1 keV to 20 MeV. *International Journal of Applied Radiation Isotopes*, 33; 1269-1290.
- Hult, M., Preuße, W., Gasparro, J. and Köhler M. 2006. Underground gamma-ray spectrometry. *Acta Chimica Slovenica*, 53; 1-7.
- Huy, N.Q. and Luyen, T.V. 2004. A method to determine ^{238}U activity in environmental soil samples by using 63,3 keV photopeak-gamma HPGe spectrometer. *Applied Radiation and Isotopes*, 61(6); 1419-1424.
- Knoll, F.G. 2000. *Radiation Detection and Measurement Third Edition*. Wiley, 816, New York.
- Laubenstein, M., Hult, M., Gasparro, J., Arroll, D., Neumaier, S., Heusser, G., Köhler, M., Povinec, P., Reyys, J.K., Schwaiger, M. and Theodorsson, P. 2004. Underground measurements of radioactivity. *Applied Radiation and Isotopes*, 61(2-3); 167-172.
- MacLellan, J.A. and Strom, D.J. 1999. Traditional formulas for decision level are wrong for small numbers of counts. Pacific Northwest National Laboratory; 6.
- McFarland, R.C. 1991. Coincidence summing considerations when using marinelli beaker geometries in germanium gamma-ray spectroscopy. *Radioactivity and Radiochemistry, The Counting Room: Special Edition*, 2(3); 72-74.
- Nir-El, Y. 1997. Traceability in the amount-of-substance analysis of natural potassium, thorium and uranium by the method of passive gamma-ray spectrometry. *Accreditation and Quality Assurance: Journal for Quality, Comparability and Reliability in Chemical Measurements*, 2(4); 193-198.

- Nir-El, Y. 2000. Isotopic analysis of uranium in U_3O_8 by passive gamma-ray spectrometry. *Applied Radiation and Isotopes*, 52(3); 753-757.
- Ramos-Lerate, I., Barerra, M., Ligeró, R.A. and Casas-Ruiz, M. 1997. A new summing-correction method for gamma-efficiency calibration with multi-gamma-ray radionuclides. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A*, 395(2); 202-206.
- Reus, U. and Westmeier, W. 1983. Atomic data and nuclear data tables. Catalog of Gamma-Rays from Radioactive Decay, 29(1-2); 393.
- Russ, W.R., Venkataraman, R. and Bronson, F. 2005. Validation testing of the Genie 2000 cascade summing correction. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 264(1); 193-197.
- Tavendale, A.J. and Ewan, G.T. 1963. A high resolution lithium-drift germanium gamma-ray spectrometer. *Nuclear Instruments and Methods*, 25; 185-187.
- XCOM: Photon Cross Sections Database, 1998. Web sitesi. <http://physics.nist.gov/PhysRefData/Xcom/Text/XCOM.html>. Erişim Tarihi: 2008.
- Yücel, H. 1992. Cs-137 radyoizotopunun toprak ile etkileşme mekanizmalarının incelenmesi. Doktora Tezi, Gazi Üniversitesi, 110s., Ankara.
- Yücel, H., Çetiner, M.A. and Demirel H. 1998. Use of the 1001 keV peak of ^{234m}Pa daughter of ^{238}U in measurement of uranium concentration by HPGe gamma-ray spectrometry. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Section A*, 413; 74-82.

ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Ayşe Nur SOLMAZ
Doğum Yeri : Ankara
Doğum Tarihi : 15 / 11 / 1983
Medeni Hali : Bekar
Yabancı Dili : İngilizce

Eğitim Durumu:

Lise :Özel Arı Fen Lisesi, (1997-2000)
Lisans :Ankara Üniversitesi Mühendislik Fakültesi Fizik Mühendisliği
Bölümü, (2000-2005)
Yüksek Lisans :Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü Medikal Fizik
Anabilim Dalı (Eylül 2007-Haziran 2008)

Çalıştığı Kurum/Kurumlar ve Yıl : Ankara Üniversitesi Nükleer Bilimler Enstitüsü,
(2007-)

Yayımları (SCI ve diğer):

H. Yücel, A.N. Solmaz, A. Kurt, T. İnal, D. Bor. “Disk kaynak geometrisi için 30-670 keV gama-ışını enerji aralığında CdZnTe dedektörünün dedeksiyon verimi” Gazi Üniversitesi Mühendislik Mimarlık Fakültesi Dergisi, 2008 Cilt:23 Sayı:2, (Baskıda)

H. Yücel, A.N. Solmaz, D. Bor. “Virtual interaction depths in the CZT detector in the range of 50-662 keV” Radiation Measurements, 2008 ,(Revizyon aşamasında)

A.N. Solmaz, H.Yücel, D. Bor. “Efficiency calibration of a well-type Ge detector for voluminous samples in cylindrical geometry” Nato Science For Peace And Security Series-B: Physics And Biophysics Titled “New Techniques For The Detection Of Nuclear And Radioactive Agents, 2008, (Baskıda)