

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

**ZONGULDAK YÖRESİ KÖMÜR MADENLERİNDE DOĞAL
RADYOAKTİVİTENİN KALİTATİF ve KANTİTATİF ANALİZİ**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ
Mehmet Erhan EMİRHAN**

Anabilim Dalı : Fizik Mühendisliği

Programı : Fizik Mühendisliği

EYLÜL 2009

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ

**ZONGULDAK YÖRESİ KÖMÜR MADENLERİNDE DOĞAL
RADYOAKTİVİTENİN KALİTATİF ve KANTİTATİF ANALİZİ**

**YÜKSEK LİSANS TEZİ
Mehmet Erhan EMİRHAN
(509051114)**

**Tezin Enstitüye Verildiği Tarih : 9 Eylül 2009
Tezin Savunulduğu Tarih : 25 Eylül 2009**

**Tez Danışmanı : Doç. Dr. Cenap Ş. ÖZBEN
Diğer Jüri Üyeleri : Prof. Dr. H. Hüseyin GÜVEN
Doç. Dr. Y. Gürkan ÇELEBİ**

EYLÜL 2009

ÖNSÖZ

Bu tez çalışması süresi boyunca, her türlü konuda bilgisini, zamanını, maddi ve manevi desteğini esirgemeyen, sabırla ve anlayışla çalışmalarımdayanımdayan değerli danışman hocam sayın Doç.Dr. Cenap Ş. ÖZBEN' e sonsuz teşekkür ederim.

Tez çalışmamdaki numunelerin toplanması esnasında yardımlarını esirgemeyen, evinin kapılarını açan değerli arkadaşım Mehmet Eren BOZBAŞ' a ve ailesine teşekkürlerimi sunarım.

Tüm çalışmalarımdaya zamanlarımda bana destek olan, yoğun çalışma dönemlerimi anlayışla karşılayan değerli eşim Zaynep ÇOL' a en derin sevgilerimi sunarım.

Beni fizikle tanıştıran, fiziği sevmeme ve çalışma azmime kaynak olan sayın hocam Doç. Dr. Y. Gürkan Çelebi' ye teşekkürlerimi sunarım.

Hiçbir karşılık beklemeden çalışmalarımdaya destek olan sevgili anne ve babama sonsuz teşekkür ederim.

Çalışmalarımın aksamadan devam etmesinde payı olan tüm İTÜ Fizik Mühendisliği Bölümü' ne teşekkürü borç bilirim.

Ayrıca tezimin konusunda 106T692 proje numarası ile aldığım burslu öğrenci desteği için TÜBİTAK Temel Bilimler Araştırma grubuna sonsuz teşekkürlerimi sunarım.

Eylül 2009

Mehmet Erhan EMİRHAN

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖZET.....	xiii
SUMMARY	xv
1. GİRİŞ	1
1.1 Radyoaktif Bozunma Türleri.....	4
1.1.1 Gama radyasyonu.....	4
1.1.2 α bozunumu.....	4
1.1.3 β bozunumu.....	5
1.2 Radyasyonun Madde İle Etkileşmesi	6
1.2.1 Fotoelektrik soğurulma	6
1.2.2 Compton saçılması.....	8
1.2.3 Çift oluşumu.....	9
1.3 Gama Işını Detektörleri	10
1.3.1 Küçük detektörler.....	10
1.3.2 Orta boy(gerçek boyutta) detektörler	12
1.3.3 Çok büyük detektörler.....	12
1.3.4 Yarıiletken detektörler	14
2. GAMA IŞINI SPEKTROSKOPİSİ	17
2.1 Zırlama	18
2.2 HPGe Detektörler	19
2.3 Önyükseltici	19
2.4 Spektroskopi Yükseltici	19
2.5 Analog Dijital Çevirici (ADC).....	20
2.6 Çok Kanallı Analizör (MCA).....	21
3. KALİBRASYONLAR	23
3.1 Enerji Kalibrasyonu.....	23
3.2 Verim Kalibrasyonu	24
3.2.1 Verim eğrisi için geometri düzeltmesi	26
3.3 Şekil Kalibrasyonu	27
3.4 Sayım Düzenegi Ayarları	28
4. HPGe DETEKTÖRLER İÇİN VERİM EĞRİSİ BELİRLEMEDE	
KULLANILAN HİBRİT METOT	29
4.1 Teorik Altyapı	29
4.2 Hibrit Metot İle Belirlenen Verim Eğrileri	32
4.3 Hibrit Metodun Doğruluk Testi.....	33

5. GAMA SPEKTROSKOPİ ÖLÇÜMLERİ.....	35
5.1 Örnek Toplama Ve Hazırlama.....	35
5.2 Gama Spektrumlarının Analizi.....	36
5.2.1 Radium eşdeğeri (Radium equivalent)	39
5.2.2 Maruz kalınan Gama ışıınımı (Gama ray exposure)	40
5.2.3 Soğurulan doz (Absorbed dose)	40
5.2.4 Etkin doz eşdeğeri (Effective dose equivalent).....	40
5.2.5 Sağlığa zararlılık belirteci (Health hazard index)	42
6. NÖTRON AKTİVASYON ANALİZİ (NAA).....	45
6.1 Reaktör Akısının Tayini	46
6.2 NAA İçin Örnek Hazırlama.....	48
6.3 NAA İle Kütle Belirleme.....	48
6.4 Referans Malzemelerle NAA Sonuçlarının testi	53
7. RADON GAZI ÖLÇÜMLERİ.....	55
7.1 Yöntem Ve Ölçüm.....	56
7.2 Birimler Ve Hesaplamalar	57
8. SONUÇ VE ÖNERİLER.....	61
8.1 Pasif Gama Analizleri.....	61
8.2 Hibrit Metot	63
8.3 NAA	64
8.4 Radon Gazı	64
8.4 Hata hesabı	65
KAYNAKLAR.....	69
EKLER.....	71

KISALTMALAR

ADC	: Analog Digital Converter
MCA	: Multi Channel Analyser
HPGe	: High Purity Germanium Detector
PHA	: Pulse Hight Analyser
NIST	: National Institute of Standarts and Technology
ICRP	: International Comission of Radiation Protection
NAA	: Nötron Aktivasyon Analizi
UNSCEAR	:United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
UZ	: Üzülmöz
KZ	: Kozlu
KR	: Karadon
PAEC	: Potential Alpha Energy Concentration
WL	: Working Level
WLM	: Working Level Month

ÇİZELGE LİSTESİ

Sayfa

Çizelge 1.1 : ^{152}Eu standart kaynağı Sampo90 analiz sonucu	3
Çizelge 1.2 : ^{152}Eu standart kaynağı Genie2000 analiz sonucu	3
Çizelge 4.1 : Simülasyondan elde edilen değerlerin, 28 (Durum A) ve dokuz (Durum B) deneysel verim değerine fit edilmesi sonucu bulunan fit parameteleri.	33
Çizelge 4.2 : Standart kaynakların bilinen ve hesaplanan aktivite değerleri karşılaştırılarak metodun test edilmesi. a, b, c değerleri sırasıyla 5, 12 ve 30 cm uzaklıkları için 28 noktaya *,* 'lı değerler dokuz deneysel noktaya yapılmış fitin sonuçlarıdır	33
Çizelge 5.1 : Taşkömürü numunelerinin içerdiği doğal radyonüklidlerin Bq/kg cinsinden aktivite değerleri. Parantez içindeki değerler numunelerin toplandığı derinliklerdir. s: Sulu damar, b: Büyük damar, c: Çay damar..	38
Çizelge 5.2 : Numunelerin içerdiği bozunma serilerinin ana radyonüklidlerinin Bq/kg cinsinden aktivite değerleri	39
Çizelge 5.3 : Kömür numuneleri için hesaplanan Radium eşdeğeri, havada soğurulan doz, yıllık efektif doz eşdeğeri, sağlığa zararlılık belirteçleri	43
Çizelge 6.1 : Nötron akısı $10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ olan bir reaktörde NAA ile belirlenebilen elementler ve dedeksiyon limitleri [34]	46
Çizelge 6.2 : UMT-1 referans malzemesi için NAA sonuçları. Değerler $\mu\text{g/g}$ olarak verilmiştir.....	54
Çizelge 6.3 : WGB-1 referans malzemesi için NAA sonuçları. Değerler $\mu\text{g/g}$ olarak verilmiştir.....	54
Çizelge 7.1 : Çalışma alanlarında ölçülen havalandırma seviyeleri, toz yoğunlukları, radon konsantrasyonları, radon doz hızları, yıllık efektif radon dozu (YED), akciğer kanseri riski	59
Çizelge 8.1 : Numunelerdeki toryum bozunma serisinin aktivite derişimleri	61
Çizelge 8.2 : İşçilerin günlük zamanlarının %15 ini madende, %65 ini kapalı mekanlarda ve %20 sini açık alanlarda geçirdiği düşünülerek hesaplanan yıllık etkin doz eşdeğerleri	63
Çizelge 8.3 : Üzülmez numunelerinin NAA sonucu elde edilen elementer içerikleri. Değerler $\mu\text{g/g}$ olarak verilmiştir	66
Çizelge 7.4 : Kozlu ve Karadon numunelerinin NAA sonucu elde edilen elementer içerikleri. Değerler $\mu\text{g/g}$ olarak verilmiştir	67

ŞEKİL LİSTESİ

Sayfa

Şekil 1.1 : ^{137}Cs standart kaynağının bozunma düzeyleri. Burada E_b beta geçişinin enerjisi, I_b bu geçişin mutlak şiddetidir.	5
Şekil 1.2 : Kurşun için fotoelektrik kütle zayıflatma katsayısı.	7
Şekil 1.3 : ^{137}Cs standart kaynağının spektrumsa beliren karakteristiği.	8
Şekil 1.4 : Küçük detektörler için olası etkileşme süreçlerinin temsili.	11
Şekil 1.5 : Küçük detektörler için olası etkileşme süreçlerinin spektrumdaki temsilleri. Gelen foton enerjisi çift oluşum için yeterli değilse sol tarafta temsil eden spektrum, yeterli ise sağ tarafta temsil edilen spektrum oluşur.	11
Şekil 1.6 : Çok büyük detektörler için olası etkileşme süreçlerinin temsili.	12
Şekil 1.7 : Çok büyük detektör boyutlarında olası etkileşmeler sonucu oluşan spektrumun temsili.	12
Şekil 1.8 : Gerçek boyutlardaki detektörler için olası etkileşme süreçlerinin temsili.	13
Şekil 1.9 : Gerçek detektör boyutlarında olası etkileşmeler sonucu oluşan spektrumun temsili.	14
Şekil 1.10 : A : Mutlak sıfır sıcaklığında ideal bant yapısı (tüm elektronlar değerlik bandından ve iletkenlik yok). B : Oda sıcaklığında bant yapısı (değerlik bandından iletkenlik bandına termal uyarılma ile elektron akışı sonucu iletkenlik var). C : Sıvı azot sıcaklığına bant yapısı (Termal uyarılma ile elektron akışı yok denecek kadar az. Elektron akışı gelen gama fotonunun oluşturduğu fotoelektronların değerlik bandından iletkenlik bandına geçmesi sonucu gerçekleşir).	15
Şekil 1.11 : Enerji çözünürlüğünün tanımı. H_0 kanalında, Gausien şekildeki σ satandard sapmalı bir pik için, $\text{FWHM}=2,35\sigma$ olarak verilir [33].	15
Şekil 2.1: Sampo90 analiz programının kullanıldığı sayım düzeneği.	17
Şekil 2.2: Genie2000 analiz programının kullanıldığı sayım düzeneği.	18
Şekil 2.3: HPGe detektörünün içine yerleştirildiği, zırhlama sistemi.	19
Şekil 2.4: Önyükselticiye gelen sinyalin spektroskopi yüksekticideki durumu.	20
Şekil 3.1: Genie2000 analiz programında enerji kalibrasyonu.	24
Şekil 3.2: 4cm kaynak-detektör penceresi uzaklığında mutlak verim.	26
Şekil 3.3: 30 cm kaynak-detektör penceresi uzaklığında mutlak verim.	26
Şekil 4.1: Simülasyonda kullanılan detektör-kaynak geometrisi.	30

Şekil 4.2: Verim eğrisinin (simülasyon değerlerinin fiti ile oluşturulmuş) ve verim kalibrasyonu değerlerinin (deneysel verim değerleri) ile farklı detektör-kaynak geometrileri için karşılaştırılması.	32
Şekil 4.3: Dokuz deneysel nokta kullanılarak yapılmış fit ile, 28 nokta kullanılarak yapılmış fit arasındaki fark üç farklı dedektör kaynak mesafesi için verilmektedir	34
Şekil 5.1: Pasif gama spektroskopisi için numune-kaynak geometrisi.....	36
Şekil 5.2: Karadon Müessesinden toplanmış bir kömür numunesine ait pasif gama enerji spektrumu.....	37
Şekil 6.1 Aynı numunenin farklı soğutma zamanları bekletilerek alınan spektrumların karşılaştırılması. Yeşil renkli spektrum diğerinden 20 gün sonra alınmıştır.....	50
Şekil 7.1: Radon gazı ölçümlerinde kullanılan radon test tüpü	57

ZONGULDAK YÖRESİ KÖMÜR MADENLERİNDE DOĞAL RADYOAKTİVİTENİN KALİTATİF VE KANTİTATİF ANALİZİ

ÖZET

Bu tez çalışmasında, kömür işçilerinin maruz kaldıkları doğal radyonüklid kaynaklı ışıının olası etkilerinin minimize edilmesi için, işçilerin çalıştığı bölgelerden toplanan numunelerdeki doğal radyonüklid konsantrasyonlarının belirlenmesi esas alınmıştır. Prensip olarak bu çalışmada yapı malzemesi olarak düşünülen ve Zonguldak ilinde bulunan üç farklı kömür işletmesinden toplanan taşkömürü numunelerinin doğal radyonüklid konsantrasyonları pasif gama spektroskopisi metodu ile belirlenmiştir. Bu değerlerden yola çıkılarak radyum aktivite eşdeğeri, havada soğurulan doz hızı, yıllık ortalama doz eşdeğeri ve risk faktörleri hesaplanmıştır. Numunelerin, sağlığa zararlılık belirteçleri göz önüne alındığında iki bölgenin, 0.97 (1 nolu Karadon numunesi) ve 1.63 (5 nolu Kozlu numunesi) değerleri ile radyolojik bakımdan risk değerlerinde veya yakın olduğu belirlenmiştir. Detektörün verim hesabı, tez çalışmaları esnasında geliştirilen ve “Applied Radiation and Isotopes” ‘da yayına kabul edilen bir metot ile yapılmıştır. Bu metotta standart kaynaklar kullanılarak elde edilen deneysel kalibrasyon verisi ve teorik model aynı anda kullanılmış ve 20 ile 1770 keV enerji aralığındaki geniş bir bölgede verim eğrisinin oluşturulması mümkün olmuştur. Nötron aktivasyon analizi tekniğinin numunelere uygulanmasıyla kömür numuneleri içindeki, (n,γ) reaksiyonlarına uygun (eser miktarda da olsa) elementlerin kalitatif ve kantitatif analizi yapılmıştır. İTÜ Enerji Enstitüsünde bulunan TRIGA-MARK II reaktörünün akısı tayin edilmiş ve doğruluğunun testi için, içeriği bilinen sertifikalı malzemeler ışınlanıp analiz edilerek bulunan değerler sertifika verileri ile karşılaştırılmıştır. Numunelerimizde 25 farklı elementin konsantrasyonu (gramdaki mikrogram olarak) tayin edilmiştir. Numunelerin toplandığı bölgelerdeki radon gazı konsantrasyonları, aktif karbon içeren radon test tüpleri ile belirlenmiştir. Ölçümleri yapılan bölgelerdeki radon konsantrasyonları 1000 Bq/m³ olan limit değerden düşük gözlenmiştir. Radon gazı kaynaklı doz hızı, yıllık etkin doz ve 20 yıl sonunda akciğer kanserine yakalanma risk değerleri, radon konsantrasyonları ve uygun dönüştürme faktörleri kullanılarak hesaplanmıştır.

QUALYTATIVE AND QUANTITATIVE ANALYSIS OF NATURAL RADIOACTIVITY IN COAL MINES AT ZONGULDAK REGION

SUMMARY

The present work was aim to determine the activity concentrations of natural radionuclides of the bituminous coal samples, collected from Zonguldak region for minimizing the radiological risk factors of the coal miners. In principle, we assume the coal samples as building materials for the underground miners and we determine the natural radionuclide concentrations of bituminous coal samples collected from three different coal establishments in Zonguldak city, Turkey. The measurements were performed using passive gamma ray spectroscopy. Radium equivalent activity, absorbed dose in air, annual effective dose equivalent and risk factor of each sample were calculated using the concentration values determined. Regarding the health hazard index, two regions of interest were found to be in the limit of the risk with the values of 0.97 (Karadon sample number 1) and 1.63 (Kozlu sample number 5). The efficiency calibration of the Germanium detector was performed by a new developed method, and published in the Applied Radiation and Isotopes. In this method, the experimental data from the standard reference sources and the theoretical model were used simultaneously and the efficiency calibration curve of the detector was determined between 20 and 1770 keV. The qualitative and quantitative analysis of the coal samples were also performed with the neutron activation analysis technique for the elements (including the trace elements) that are suitable for (n, γ) reactions. The neutron flux of the TRIGA-MARK II research reactor at İTÜ Institute of Energy was determined and verified by the NAA analysis of the irradiated standard reference materials. 25 different elements were determined with the neutron activation analysis in the samples. The radon concentrations of the areas that the samples were collected before, were determined and all of the sampling areas showed lower than 1000 Bq/m³ action level. The radon based dose rate, annual effective dose and the lung cancer risk for 20 years were also determined using radon concentrations and conversion factors.

1.GİRİŞ

^{238}U , ^{235}U , ^{232}Th ve ^{40}K doğal radyonüklidleri ve bunların bozunma zincirlerindeki diğer kararsız ürün çekirdekler doğal radyoaktiviteye yeryüzünden gelen katkının temel kaynaklarıdır. Doğal radyonüklidler ortamın jeolojik yapısına göre farklı konsantrasyonlarda bulunurlar ve bu konsantrasyonlar, insan sağlığını ilgilendiren olası radyolojik etkilerin belirlenmesinde kullanılır [1-3]. Doğal radyonüklid konsantrasyonu seviyesinin ev, işyeri, maden gibi kapalı alanlarda tayini, havalandırma koşullarının yetersizliği göz önüne alındığında daha da önemlidir [4]. Zira uranyum bozunma zinciri (^{238}U) içerisinde yer alan ve α aktif ^{222}Rn (radon) gazı, hava moleküllerine tutunarak ortamda (3,8 gün yarı ömür ile) bulunur ve daha çok soluma yoluyla insan vücuduna girerek bozunmasına devam edebilir. Radon gazı, ^{226}Ra çekirdeğinin α bozunması sonucunda oluştuğundan dolayı, ^{226}Ra konsantrasyonu, radon gazının ortamda ne kadar bulunduğunun göstergesidir. Bu konuda yapılan çalışmalar, ^{226}Ra çekirdeğinin ve dolayısıyla radon gazının izin verilebilir konsantrasyon değerlerinin üzerinde olması durumunda, akciğer kanserine yakalanma riskini artırıcı bir etki yaptığını bildirmektedir [5].

Madde içerisinde eser miktarda bulunan elementlerin ve bunların miktarlarının belirlenmesi uzun yıllardan çalışılan bir konu olmuştur [6,7]. İnsan sağlığı ve çevre kirliliği açısından önemli olan As, Ba, Cd, Cr, Co, Hg, Mn, Mo, Sb, Se, Sn, V ve Zn gibi elementler bu bağlamda sıkça çalışılan elementlerdir [8,9]. İncelenen söz konusu elementler, doğada kendiliğinden oluşmuş veya insan etkisi ile ortama bulaşmış olabilir. Bu elementlerin madde içindeki derişimlerinin belirlenmesinde, ilgili elemente göre değişen teknikler kullanılır. Doğal radyonüklidlerin madde içerisinde kalitatif ve kantitatif olarak belirlenmesinde pasif gama ışını spektroskopisi, yukarıda bahsi geçen elementlerin belirlenmesinde ise nötron aktivasyon analizi teknikleri oldukça yaygın olarak kullanılmaktadır [10,11]. Doğal radyoaktivitenin insan sağlığı üzerine etkileri, içinde doğal radyoaktivite barındıran ve beslenme yolu ile vücuda alınan gıda maddelerinin yol açtığı iç etkiler ya da yapı

malzemeleri, toprak ve kaya eřitleri, kmrn yanması sonucu oluřan kl serpintileri ve yeraltı madenleri gibi dıř etkiler olmak zere sınıflandırılabilir [12-19]. Doęal radyoaktivite ieren rnek numunelerin analizleri, rnek toplama ve hazırlama iřlemlerinden bařlayarak, numunelerin ierdikleri madde deriřimlerinin, uluslararası kabul gren birimlerle ifade edilmesine kadar neredeyse her yn ile standarttır. Elde edilen sonular oęu zaman insan saęlıęı ile iliřkilendirildięi gibi, malzemelerin radyolojik zelliklerinin belirlenmesi, jeolojik yapılar hakkında bilgi edinme, malzemelerin yař tayini gibi eřitli konularda da kullanılmaktadır [20-23]. Ntron aktivasyon analizi alıřmalarında, spesifik bir elementin [24] ya da aynı anda birok elementin [25] belirlenmesi mmkndr. İncelenecek olan malzemelerde tayin edilebilecek elementler, kullanılan ntron kaynaęının enerji spektrumu ve akısı, hedef ekirdeęin ntron kapma etki tesir kesiti, elementin bozunma sabiti gibi etkenlere baęlıdır.

Pasif gama ıřını spektroskopisinde numuneden doęrudan, ntron aktivasyon analizindeki (n,γ) reaksiyonu sonucunda yayımlanan ve detektrde kayıt edilen spektrumların analizi iin sistematik hatalardan uzak, duyarlı ve gvenilir bir analizin yapılmasının ilk kořulu sayım sisteminin kalibrasyonlarının doęru yapılmasıdır. Yarı iletken detektrler kullanılarak yapılan sayımların analizlerinde enerji, řekil ve verim kalibrasyonlarının duyarlılıęı, lm cihazlarına baęlı olduęu gibi, laboratuvar imknlarına da baęlı olmaktadır. Yeterli sayıda veya uygun ıřınım enerji aralıęında bulunmayan standart kalibrasyon kaynakları ile yapılan kalibrasyonlar, malzemelerin ierdikleri gerek element deriřimlerinden uzak sonulara yol aacaktır. Bu yetersizlikleri ortadan kaldırmak iin, verim hesabında, madde ile etkileřim srelerinin gz nne alındıęı Monte Carlo yazılımları geliřtirilmiřtir [26]. Bu yazılımlar kullanılarak elde edilen verim kalibrasyonu eęrisinin doęruluęu, yazılımda kullanılan ve kullanıcı tarafından yazılıma tanıtılan detektr parametrelerinin doęruluęuna baęlıdır. retici firmaların verdięi detektr parametrelerindeki belirsizlikler, Monte Carlo yazılımları ile elde edilen verim eęrilerinin hatasının byk olmasına neden olmaktadır [27]. Bu tez alıřmasında yksek saflıklı germanyum detektrlerin 26 ile 1770 keV enerji aralıęında verim eęrilerinin tayini iin deneysel verileri ve basit bir Monte Carlo yazılımını eřzamanlı kullanan bir metot geliřtirilmiřtir [28].

Günümüzde gama spektrumların analizleri, üretici firmalardan sağlanan profesyonel paket yazılımlarla yapılmaktadır. Bu yazılımlar ileri derecede istatistiksel ve sayısal hesaplama yöntemleri sayesinde, sayım sisteminden alınan datayı bilgisayar yardımı ile spektrum olarak görsel ekrana taşır. Bu tez çalışmasında yapılan pasif gama spektroskopisi analizlerinde Sampo90 spektrum analiz programı, nötron aktivasyon analizi spektrumlarının değerlendirilmesinde ise GENIE2000 spektrum analiz programı kullanılmıştır. GENIE2000 analiz programının içeriğinde nüklid tanımlama kütüphanesinin bulunması, kalibrasyon katsayılarının daha kolay oluşturulması, gerçek eşzamanlı çakışma etkisi düzeltmelerinin bulunması gibi avantajları bulunmaktadır. Sampo90 analiz programında ise, spektrumdaki çoklu (multiple) piklere son derece hassas, kullanıcının müdahale edip değiştirebildiği en iyi fiti yapmak mümkündür. Bu avantaj ve dezavantajlardan dolayı, yapılan analizlerde uygun analiz programı seçilerek sonuca gidilmiştir. ¹⁵²Eu standart kaynağının 5 cm detektör-kaynak mesafesinden alınan spektrumunun her iki program ile analizinin sonuçları Çizelge 1.1 ve Çizelge 1.2 ‘de sunulmuştur.

Çizelge 1.1 : ¹⁵²Eu standart kaynağı SAMPO90 analiz sonucu.

SAMPO 90, 1990 PA,MN,JR.									
peak no	centroid channel	energy keV	area counts	error %	background counts	intensity gps	error %	gfit	
7	288.48	121.91	2.3655E+05	.9	5.2719E+03	1.4912E+04	.9	36.8	
9	587.06	244.76	3.4640E+04	.6	2.9925E+03	4.1283E+03	.6	1.9	
11	829.05	344.33	9.2088E+04	.5	1.9379E+03	1.4991E+04	.5	4.4	
19	1885.21	778.93	1.9957E+04	.4	1.2984E+03	6.7766E+03	.4	.7	
20	2100.21	867.38	5.4720E+03	1.1	1.3599E+03	2.0469E+03	1.1	.9	
21	2335.17	964.05	1.7554E+04	.5	8.0977E+02	7.2214E+03	.5	.9	
23	2631.19	1085.84	1.1671E+04	.8	5.6328E+02	5.3443E+03	.8	1.4	
25	2694.93	1112.06	1.4641E+04	.8	6.2003E+02	6.8495E+03	.8	1.8	
28	3414.25	1408.00	1.8123E+04	.5	6.3243E+01	1.0485E+04	.5	1.0	

Çizelge 1.2 : ¹⁵²Eu standart kaynağı GENIE2000 analiz sonucu.

GENIE2000 Peak Analysis Report									
Peak No.	ROI start	ROI end	Peak centroid	Energy (keV)	FWHM (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncert.	Continuum Counts	
8	281-	295	288.49	121.14	1.50	2.345533E+05	494.93	1.31E+04	
10	579-	594	587.07	244.99	1.55	3.442396E+04	198.68	7.54E+03	
13	821-	836	829.07	344.55	1.59	9.155568E+04	308.08	4.89E+03	
22	1876-	1894	1885.22	778.99	1.83	1.985111E+04	365.60	3.32E+03	
23	2090-	2109	2100.20	866.54	1.83	5.382315E+03	84.71	3.58E+03	
25	2325-	2344	2335.18	964.22	1.95	1.747254E+04	299.02	2.10E+03	
27	2622-	2650	2631.20	1085.01	1.98	1.157549E+04	108.91	1.22E+03	
29	2685-	2704	2694.94	1112.23	2.04	1.465124E+04	255.39	1.43E+03	
32	3403-	3424	3414.26	1408.18	2.19	1.806017E+04	188.05	1.94E+02	

Bu tez çalışmasında taşkömürü numunelerinin içerdiği doğal radyoaktif elementler Bq/kg cinsinden belirlenmiş, karşılık gelen radyum eşdeğer aktiviteleri, havadaki doz hızı, yıllık etkiz doz eşdeğeri büyüklükleri hesaplanmıştır.

Numunelerin içerdikleri doğal radyoaktivitenin yanı sıra, termal ve epitermal nötronlarla yapılan nötron aktivasyon analizleri ile taşkömürü numunelerinin içerdikleri elementler $\mu\text{gr/gr}$ cinsinden belirlenmiştir. Toplanan numunelerin derinlik bilgileri ile doğal radyonüklid derişimleri arasındaki ilişki belirlenerek sonuçlar tartışılmıştır.

1.1 Radyoaktif Bozunma Türleri

Kararsız çekirdeklerin, kararlı duruma geçerken yaptıkları bozunmalardan en önemlileri bu bölümde belirtilecektir.

1.1.1 Gama Işınları

Uyarılmış atomik çekirdeğin kararlı hale geçerken yayımladığı yüksek enerjili elektromanyetik radyasyon gama ışını olarak isimlendirilir. Bozunma durumundaki kararsız çekirdekten, genellikle α veya β bozunmalarını takip ederek yayımlanan gama ışınları belirli bir şiddette ve enerji değerine sahiptirler. Yayımlanan gama ışınlarının enerjileri çekirdeğin karakteristik bir özelliğidir. Bu karakteristik ışıklardan yola çıkılarak malzemenin içinde bulunan radyonüklidler ve bunların miktarları belirlenebilir.

1.1.2 α bozunumu

Bir ${}^4\text{He}_2$ çekirdeğinin, ağır bir çekirdekten atılması olayına α bozunumu denir ve bu bozunma genel olarak (1.1) deki gibi ifade edilebilir. Burada A ve Z sırası ile ana çekirdeğin kütle numarası ve proton sayısını temsil eder.



α bozunması sonucu oluşan ürün çekirdek kararlı veya uyarılmış durumda bulunabilir. Uyarılmış durumda kalan ürün çekirdek, tipik olarak yaklaşık 10^{-14} saniye sonra kararlı hale dönmek için gama bozunumu ya da iç dönüşüm (internal conversion) süreçlerini izler. İç dönüşüm süreci, uyarılma enerjisinin direkt olarak atomik elektronlara aktarılması ve bu elektronun atomu terk etmesi sonucu oluşan X-ışınlarından sorumludur.

1.1.3 β bozunumu

β bozunmalarında proton ve nötron birbirine dönüşür ve atomik kütle numarası ana ve ürün çekirdek için korunur. Üç çeşit β bozunumu çeşidi vardır ; β^- , β^+ ve elektron yakalama. β^- bozunmalarında çekirdek (1.2) de gösterildiği gibi bir nötronunu protona, elektrona ve bir elektron anti-nötrinosuna dönüştürür.



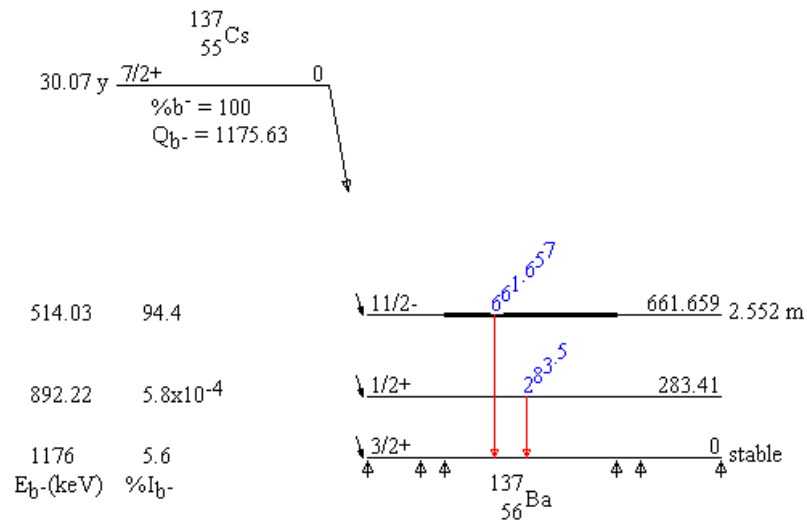
β^+ bozunmalarında çekirdek, durumunu (1.3) gösterildiği şekilde değiştirir.



Elektron yakalama olayı, çekirdek ile çekirdeğe yakın bulunan iç kabuktaki elektronlar arasında gerçekleşir. Çekirdek yüksek Coulomb potansiyeli nedeniyle bir elektron yakalayarak, bünyesindeki bir protonu bir nötrona dönüştür ve sonuçta oluşan ürün çekirdek (1.4) te gösterildiği gibi bir nötrino ile beraber oluşturulur.



β bozunmaları sonucu oluşan çekirdekler kararlı hale direk geçebilecekleri gibi, bozunma sonucu oluşan ürün çekirdek, uyarılmış bir durumda da kalabilir. Bu uyarılmış durumdan kararlı duruma geçiş için ise takip eden süreç gama bozunumu olacaktır.



Şekil 1.1 : ${}^{137}\text{Cs}$ standart kaynağının bozunma düzeyleri. Burada E_b beta geçişinin enerjisi, I_b bu geçişin mutlak şiddetidir [29].

Uyarılmış durumdan kararlı duruma geçerken yayımlanan gama fotonunun enerjisi Şekil 1.1 de görüldüğü gibi ilk nükleer durumla son nükleer durum arasındaki enerji farkı kadardır. Gama ışınının görölme sıklığı (I_γ), ana çekirdeğin β bozunma sıklığı (I_b) 'na bağlıdır

1.2 Radyasyonun Madde İle Etkileşmesi

Bir kaynaktan yayımlanan gama fotonlarının detektör tarafından algılanması, bu fotonların detektör malzemesi ile etkileşme sürecine bağlıdır. Gama fotonları madde ile üç temel mekanizma çerçevesinde etkileşirler; fotoelektrik soğurulma, Compton saçılması ve çift oluşumu.

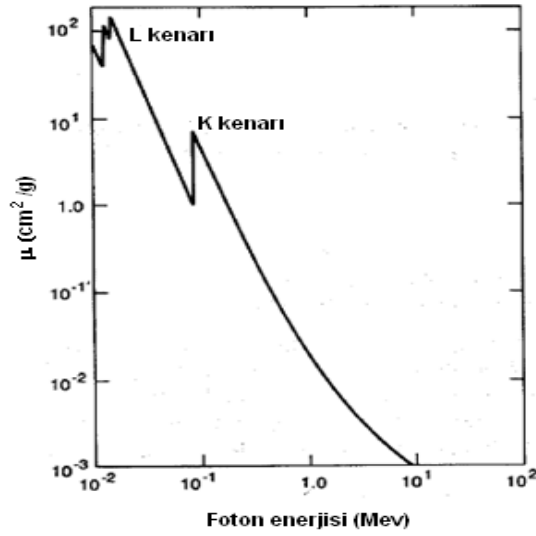
1.2.1 Fotoelektrik soğurulma

Gama fotonları, atomik elektronla çarpışması sırasında enerjilerinin tamamını elektrona aktarabilirler. Bu enerjinin bir kısmı, elektronun bağlı bulunduğu atomik yörüngeden kopup serbest kalması için, kalan kısmı da elektronun kinetik enerji kazanarak ortam içinde yol almasında harcanır. Fotoelektrik soğurulmada, gelen fotonun enerjisinin tamamı elektriksel sinyale dönüştüğünden gama ışınlarının deteksiyonunda en önemli yeri tutar.

Fotoelektrik soğurulma, gelen fotonunun enerjisine, elektronun bağlanma enerjisine ve hedef atomun atom numarasına bağlıdır. (1.5) bağıntısında gösterildiği gibi, kaba bir yaklaşıklıkla, etkileşme ağır atomlar için, düşük gamma enerjilerinde daha olasıdır.

$$\text{Fotoelektrik soğurulma} \propto \frac{Z^4}{E^3} \quad (1.5)$$

(1.5) ifadesi, atom numarasının kuvvetinin 4.0 ile 4.8 arasında değişmesi sebebiyle bir yaklaşıklık olarak doğrudur. Fotoelektrik olay, proton sayısının artmasıyla hızlı bir şekilde attığından dolayı, yüksek atom numaralı malzemeler detektör malzemesi olarak kullanılmaktadır. Gelen gamma fotonunun enerjisine bağlı olarak fotoelektrik soğurulma olasılığının nasıl değiştiği Şekil 1.2 de verilmiştir. Fotoelektrik soğurulma, düşük enerjili gamma ışınları, X-ışınları ve Bremsstrahlung ışımasında baskın etkileşme olarak gözlenir.



Şekil 1.2 : Kurşun için fotoelektrik kütle zayıflatma katsayısı [30].

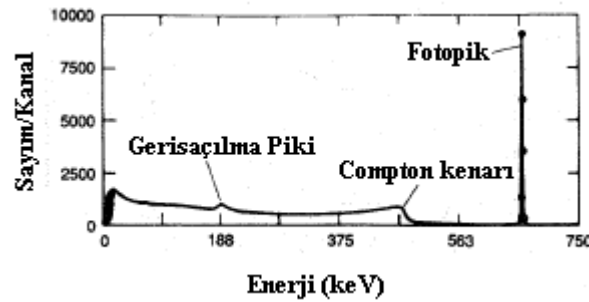
Fotoelektrik olayda, gelen fotonun enerjisini soğurarak yörüngesinden ayrılan elektronun yeri, ortamdaki bir başka elektron ya da başka bir yörüngeden gelen elektron tarafından doldurulur. Atomik yörüngeler arasında oluşan bu geçiş, karakteristik X-ışını şeklinde gözlenir. Örneğin 30 keV lik bir gama fotonu, Xe atomu ile fotoelektrik etkileşmeye girdiğinde, fotonların % 86 'sı K kabuğu elektronları tarafından soğurulur. Bu oranın % 87.5 'i K kabuğunun karakteristik X-ışınları, % 12.5 'i ise Auger elektronları olarak gözlenir. Gelen fotonların % 14 oranındaki kısmı ise L veya M kabuğundaki elektronlar tarafından foto-elektron oluşturacak şekilde soğurulurlar. Şekil 1.2 deki süreksizlik noktaları, soğurulma kenarları (absorbtion edge) olarak adlandırılır. Bu noktalarda, gelen gama fotonunun enerjisi elektronun bağlı bulunduğu kabuktaki bağlanma enerjisine eşittir. Bu nedenle K kenarı, diğer kenarlara göre daha yüksek enerjili fotonlar tarafından oluşturulur. Gelen fotonun enerjisi, soğurulma kenarına denk gelen enerjiden büyük olduğu anda fotoelektrik olay gerçekleşir ve foto elektron kazandığı fazladan enerji ile atomu terk eder. Bu enerjinin altında gelen gamma fotonu artık K kabuğu elektronlarını koparamazken, enerjinin azalması ile birlikte etkileşme olasılığı L kabuğu elektronları için bağlanma enerjisine kadar artar. Buradaki süreksizlikler L_I , L_{II} , L_{III} kenarı adını alır. Bu soğurulma kenarlarının varlığı X-ışını flouresans analizleri için önemlidir.

1.2.2 Compton saçılması

Compton saçılmasında, gelen foton, serbest ya da atoma çok düşük bir bağlanma enerjisi ile bağlı olan elektronlarla, enerjisinin bir kısmını aktararak etkileşir. Bu etkileşme bağlanma enerjisinin düşük olduğu atomun en dış kabuk elektronlarında baskındır. Gelen foton ile saçılan foton arasındaki enerji farkı, serbest duruma geçen elektronun kinetik enerjisini belirler. $h\nu$ enerjisinde gelen bir foton, saçılmadan sonra $h\nu'$ ($\nu > \nu'$) enerjisinde olur. Enerjide meydana gelen bu değişim, (1.6) da verildiği gibi saçılma açısına bağlıdır ve Compton saçılma formülü ile temsil edilir.

$$h\nu' = \frac{h\nu}{1 + (h\nu / m_0c^2)(1 - \cos \phi)} \quad (1.6)$$

Burada m_0c^2 elektronun durgun kütle enerjisi (0.511 MeV), ϕ fotonun geliş doğrultusundan sapma açısıdır. Saçılan fotonun enerjisi, 180° lik bir saçılma açısında minimum, sıfıra yakın küçük açılar için maksimum olacaktır. Saçılma detektör içerisinde tüm açılarda gerçekleşir ve hedef elektronun soğuracağı maksimum enerji (1.6) formülünde $\phi=180$ durumundan hesaplanır. Compton saçılması ile saçılan bir elektron, genellikle detektör içerisinde durdurulur ve bu durumda oluşan sinyalin genliği, gelen foton ile saçılan fotonun arasındaki enerji farkı ile orantılıdır. Şekil 1.4 de verilen ^{137}Cs spektrumu örneğinde, 661 keV de oluşan karakteristik pik, gelen fotonun enerjisinin tamamının foto elektronlara aktarıldığı durumda oluşmaktadır.



Şekil 1.3 : ^{137}Cs standart kaynağının spektrumsa beliren karakteristiği [30].

Şekil 1.3 te görüldüğü gibi foto pik enerjisinden daha düşük enerjilerde oluşan spektrum, gelen foton enerjisinin bir kısmının serbest elektronlara aktarıldığı Compton saçılması sonucu oluşmuştur. 470 keV civarında, elektronların gelen fotonun enerjisini en yüksek miktarda soğurduğu anlaşılmaktadır. Bu şekilde oluşmuş olan kenara Compton kenarı (Compton edge) adı verilir. 188 keV civarında oluşan pik geri saçılma piki (backscatter peak) adını alır. Compton saçılması, gelen

fotonla, atoma çok zayıf bir şekilde bağlı elektronla arasında olduğundan, saçılma olasılığı için, atom numarasına bağımlılık neredeyse yoktur. Etkileşme olasılığı, baskın olarak her materyal için sabit olan elektron yoğunluğuna (Z/A) bağlıdır.

1.2.3 Çift oluşumu

Enerjisi en az 1.022 MeV olan bir gamma fotonu, bir çekirdek yakınındaki güçlü elektromagnetik alandan etkilenerek elektron-pozitron çifti oluşturabilir. Elektron ve pozitronun yaratılabilmesi için 2×0.511 keV lik bir minimum enerji gerektirdiğinden dolayı, 1.022 MeV lik foton eşik enerjisine ihtiyaç vardır. Eşik değerinden yüksek enerjiler, elektron-pozitron çifti arasında kinetik enerji olarak paylaşılır.

Çift oluşumu ile oluşan elektron-pozitron çifti, detektör içerisinde yavaşlatılır. Enerjisini kaybeden pozitron, ortamdaki bir elektronla birleşerek (annihilation process), her biri 0.511 keV lik iki ayrı gamma fotonu oluşturur. Bu iki foton detektör içerisinde soğurulabilir veya soğurulamadan detektörden kaçabilir. Çift oluşumu olayı, spektrumda, üç farklı enerjide pik oluşumuna sebep olur. Eğer her iki yok olma fotonu birden soğurulursa, etkileşme, gerçek enerji pikine (full-energy peak) katkıda bulunmuştur. Yok olma fotonlarından biri soğurulmuş, diğeri detektörden kaçmış ise, bu durumda, etkileşme, spektrumda bulunan gerçek enerji pikinden 511 keV düşük enerjili tek-kaçış (single-escape peak) pikinin oluşmasına sebep olur. Yok olma fotonlarının her ikisinin de detektörden kaçması durumunda, gerçek enerji pikinin 1.022 MeV altında çift-kaçış piki (double-escape peak) oluşur.

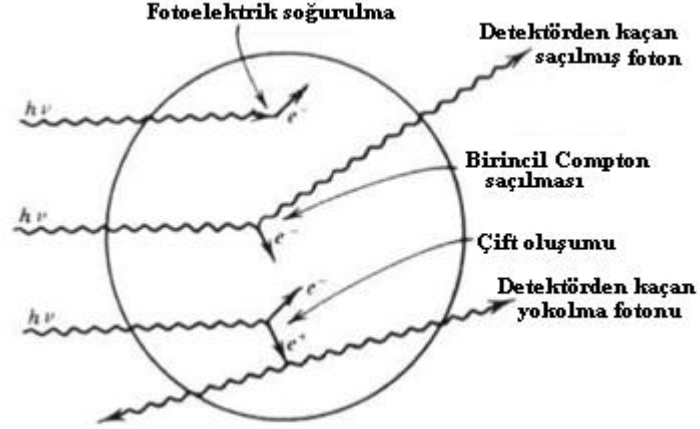
1.3 Gama Işını Detektörleri

Gama spektroskopisinde kullanılan en yaygın detektörlerden biri yarıiletken detektörlerdir. Yarıiletken detektörlerden yüksek saflıklı Germanyum detektörler enerji çözünürlüklerinin iyi ve boyutlarının görece küçük olması, hızlı zaman cevapları, etkin hacimlerinin algılanacak radyasyona göre seçilebilmesi gibi avantajlara sahiptir. Gamma-ışınlarının detektörde sinyal oluşturabilmesi için madde ile etkileşmeye girmeleri ve etkileşmenin kaydedilmesi gerekir. Gamma-ışınlarının varlığını saptamadaki anahtar kelimeler ‘soğurulma ve iyonizasyondur’. Enerjisinin tümünü ya da bir kısmını elektronlara aktaran gamma fotonları tarafından oluşturulan iyonize elektron, ortam içerisindeki başka elektronlarla da çarpışarak net bir yük oluşturur. Bu net yük direkt olarak (yarıiletken detektörler veya orantılı sayıcılar vs. yardımıyla) ya da dolaylı yoldan (ışıldama detektörleri –scintillation detectors- yardımıyla), gelen fotonun varlığını ve enerjisini belirlemek için toplanır. Sonuç olarak elde edilen elektrik sinyalinin büyüklüğü, gelen fotonun enerjisinin ne kadarının detektör içerisinde soğurulduğuna bağlıdır. Gelen gama ışınlarının detektördeki etkileşme süreçleri detektör boyutlarına ve malzemesine bağlıdır. Detektör boyutları, ikincil gama ışınlarının ortalama serbest yoluna (mean free path) göre küçük, orta ve çok büyük olarak nitelenebilir. İkincil gama radyasyonu, gelen gama ışınlarının Compton saçılması sonucu yoluna devam eden fotonları ve çift oluşumu sonrasında oluşan pozitronun soğurulmasıyla oluşan yok olma fotonlarını temsil eder ve menzili birkaç santimetre kadardır. Bu mesafelerle karşılaştırıldığında, küçük, orta ve çok büyük detektörler için elde edilen spektrumlar farklı olacaktır. Gama fotonlarının madde ile etkileşme sürecinin anlaşılması için bu üç büyüklüğü incelemek öğretici olacaktır. Bu tez çalışmasında kullanılan detektör yarıiletken bir detektör olduğundan dolayı, sadece bu detektörlerin çalışma prensibine değinilecektir.

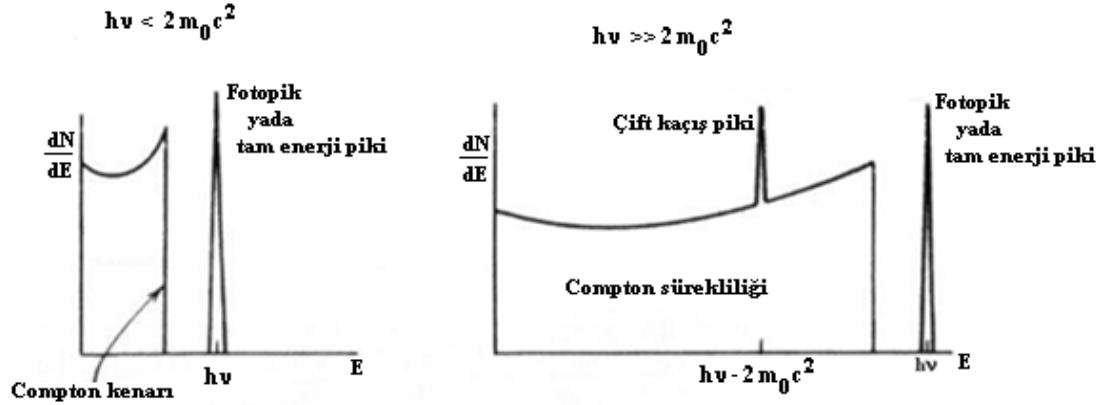
1.3.1 Küçük detektörler

Küçük detektörler, prensip olarak sadece gelen fotonun birincil etkileşmelerini soğururlar ve Şekil 1.4 te gösterildiği gibi temsil edilebilir. Gelen foton enerjisinin çift oluşumu için gereken enerjiden küçük olduğu durumlarda, oluşan spektrumda sadece Compton saçılması ve fotoelektrik olay süreçlerinin etkileri görünür. Compton saçılması sonucu kinetik enerji kazanan ve bu enerjileri birkaç milimetrelilik

mesafede soğurulan elektronlar sürekli bir spektrum oluştururlar. Şekil 1.5 da gösterilen bu süreklilik bölgesine Compton sürekliliği (Compton continuum) adı verilir. Spektrumda oluşan dar ve kesikli enerji değerine sahip pik ise, fotoelektrik olay sonucu oluşan foto elektronlar tarafından oluşturulmuştur ve foto pik ya da tam enerji piki (full energy peak) adını alır.



Şekil 1.4 : Küçük detektörler için olası etkileşme süreçlerinin temsili [31].



Şekil 1.5 : Küçük detektörler için olası etkileşme süreçlerinin spektrumdaki temsilleri. Gelen foton enerjisi çift oluşum için yeterli değilse sol tarafta temsil eden spektrum, yeterli ise sağ tarafta temsil edilen spektrum oluşur [31].

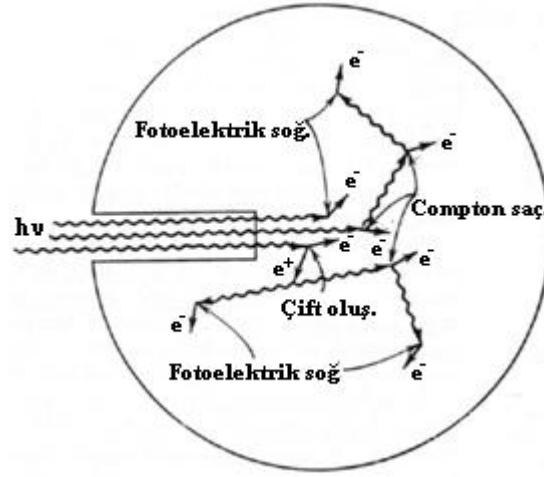
Çift oluşumu için yeterli enerji değerinde gelen fotonun yok olması sonucu oluşan elektron ve pozitron, küçük detektör boyutlarında soğurulurlar; ancak pozitronun yok olması sonucu oluşan iki yok olma fotonu detektörden kaçar. Sonuç olarak, sadece elektron ve pozitronun kinetik enerjisi olan

$$E = h\nu - 2m_0c^2 \quad (1.7)$$

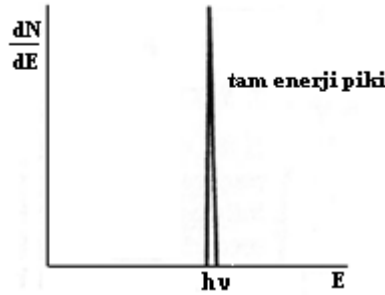
(1.7) deki enerji değeri detektörde soğurulur ve Şekil 1.5 daki çift kaçış piki oluşur.

1.3.2 Çok büyük detektörler

Küçük detektör boyutlarının tersine, gelen tüm gama fotonlarının detektör içinde soğurulduğunu yani tüm enerjinin elektronlara aktarıldığını kabul eden bu durum Şekil 1.6 de temsil edilmiştir. Gelen fotonların enerjisini temsil eden elektronlar spektrumda tek bir değerde pik oluşmasına neden olurlar ve bu pikin enerjisi, Şekil 1.7 de gösterildiği gibi, gelen fotonların enerji değerine karşılık gelir.



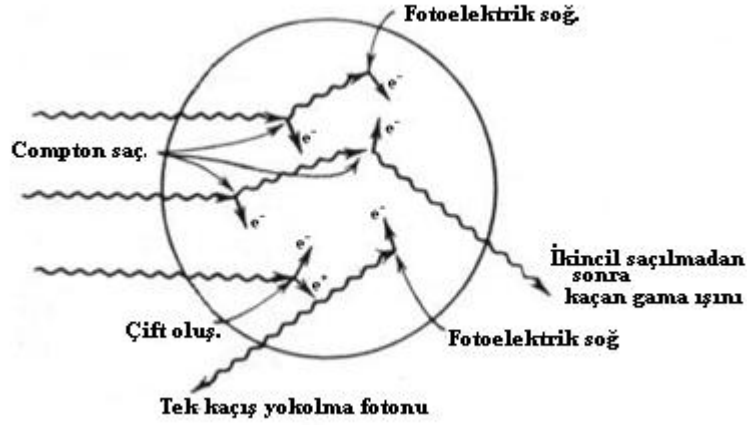
Şekil 1.6 : Çok büyük detektörler için olası etkileşme süreçlerinin temsili [31].



Şekil 1.7 : Çok büyük detektör boyutlarında olası etkileşmeler sonucu oluşan spektrumun temsili [31].

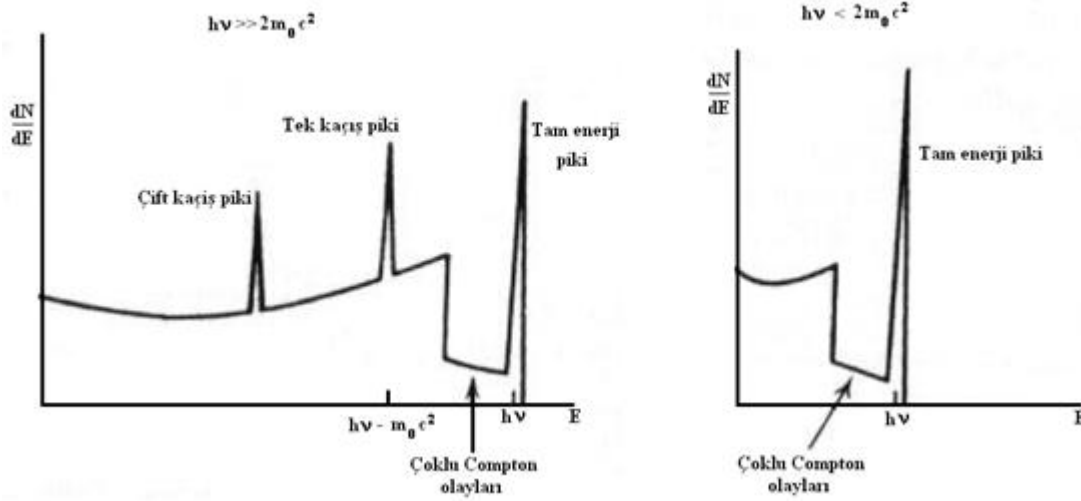
1.3.3 Orta boy (gerçek boyutlarda) detektörler

Çeşitli amaçlarla kullanılan yarıiletken detektörlerin gerçek boyutlarını ifade eden ve Şekil 1.8 da temsil edilen bu boyuttaki etkileşme süreçleri, küçük detektörler ve çok büyük detektörler için anlatılan süreçlerinin bir kombinasyonudur.



Şekil 1.8 : Gerçek boyutlardaki detektörler için olası etkileşme süreçlerinin temsili [31].

Çift oluşumu için yeterli enerjiye sahip olmayan fotonlar küçük detektörlerde olduğu gibi, foto pik ve Compton sürekliliğinin spektrumda oluşmasına neden olurlar. Ancak detektör boyutlarından dolayı, ilk Compton saçılmasına uğrayan foton, en az bir kez daha saçılmaya uğrayarak detektörü terk edebilir. Bu durumda enerjisi, Compton kenarı ile foto pik enerji değerinin arasında olan bir elektron temsili spektrumda yerini alır. Şekil 1.9 da işaret edilen ve çoklu Compton olayları adını alan bu etkileşmelerin sıklığı, saçılma derecesi arttıkça azalır. Eğer foton çoklu saçılmadan sonra, detektörden kaçamayıp bir foto elektron tarafından soğurulursa, soğurulan elektron bütün enerji pikine katkı yapar. Gelen foton enerjisi çift oluşumu için yeterli olduğunda, yok olma fotonları detektörden kaçabilir ya da detektör içerisinde soğurulabilir. Eğer her iki yok olma fotonu da etkileşmeden detektörden kaçarsa, çift kaçış piki; biri kaçıp diğeri tamamen soğurulursa tek kaçış piki spektrumda belirir. Tek kaçış pikinin enerji değeri, foto pik enerjisinden 511 keV azdır ve spektrumdaki yerini Şekil 1.9 da gösterildiği gibi alır. Yok olma fotonlarının, saçılmalara uğrayarak enerjilerinin bir kısmını detektörde bırakıp, detektörden kaçmaları, çift kaçış piki ile foto pik arasında kalan bölgenin doldurulmasına sebep olur.

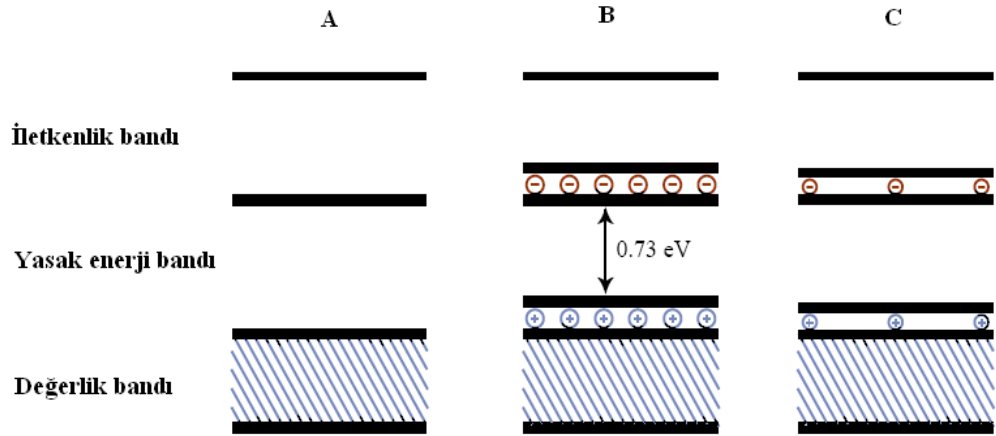


Şekil 1.9 : Gerçek detektör boyutlarında olası etkileşmeler sonucu oluşan spektrumun temsili [31].

1.3.4 Yarıiletken detektörler

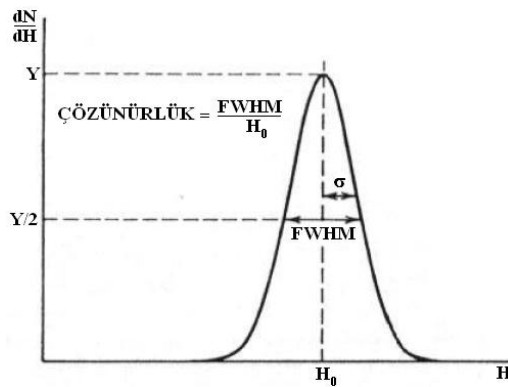
Yarıiletken detektörlerde bant yapısı göz önüne alındığında, yük taşıyıcılar olan elektron boşluk çiftleri, gelen radyasyon hakkında bilgi taşır. Periyodik latis yapısına sahip katı malzemelerde elektronlar, birbirinden bir bant aralığı (band gap) ile ayrılmış enerji bantlarında bulunurlar. Bu bant aralığının yüksekliği, malzemenin elektriksel özelliklerini belirler. Yarıiletken malzemeler için yaklaşık 1 eV değerindeki aralık değeri, valans bandında bulunan bir elektronun, iletkenlik bandına geçmesine olanak tanır. Yarıiletken detektörlerde, gelen radyasyonun bir elektrik sinyali olarak algılanması, yaratılan elektron boşluk çiftlerinin, uygulanan bir dış elektrik alan sayesinde kontaklara taşınması ile olur.

Yarıiletken detektörler genel olarak sıvı azot sıcaklığında çalıştırılırlar. Sıvı azot soğutması yarıiletken yapısındaki değerlik bandı elektronlarının, termal uyarılma sonucu iletkenlik bandına geçmelerini engellemek için uygulanır. Elektronların termal uyarılma ile iletkenlik bandına geçmeleri sonucu oluşan boşluklarla beraber bir sinyal olarak algılanmaları, sayım istatistiğine istenmeyen bir katkı sağlayacağından, detektör prensip olarak soğutulur. Soğutma etkisinin bant yapısına etkisi Şekil 1.10 de gösterilmektedir. Yarıiletken detektörler, n-p arasında oluşan bölgelerin (depletion region) genişletilmesi ve elektron-boşluk çiftlerinin taşınması amacıyla yüksek gerilim altında çalıştırılırlar. Tipik olarak 3-5 kV aralığında olan voltaj değerleri, bu tez çalışmasında kullanılan detektör için 3 kV olarak ayarlanmıştır.



Şekil 1.10 : A : Mutlak sıfır sıcaklığında ideal bant yapısı (tüm elektronlar değerlik bandından ve iletkenlik yok). B : Oda sıcaklığında bant yapısı (değerlik bandından iletkenlik bandına termal uyarılma ile elektron akışı sonucu iletkenlik var). C : Sıvı azot sıcaklığına bant yapısı (Termal uyarılma ile elektron akışı yok denecek kadar az). (Elektron akışı gelen gama fotonunun oluşturduğu foto elektronların değerlik bandından iletkenlik bandına geçmesi sonucu gerçekleşir).

Yarıiletken detektörlerin karakteristik özelliklerinden olan enerji çözünürlüğü, detektörün, spektrumda oluşan pikleri birbirinden ayırma gücünü belirtir. Yarıiletken detektörlerin enerji çözünürlüklerinin iyi olması, birbirine yakın enerjilerdeki fotonların ayırt edilebilmesini sağlar. Enerji çözünürlüğü, Şekil 1.11 de gösterildiği gibi, pikin yarı yüksekliğindeki tam genişliği (full width at half maximum, FWHM) ile tanımlanır. Gausien şeklindeki pik için FWHM değerinin, pikin merkez noktasına oranı, enerji çözünürlüğünü belirler. Dolayısıyla FWHM değerinin küçük olması enerji çözünürlüğünün iyi olduğu anlamını taşır. Detektörlerin enerji çözünürlükleri, standart kalibrasyon kaynaklarından elde edilen belirli bir enerji değerindeki pike ait FWHM (keV cinsinden) değeri ile verilir. Bu tez çalışmasında kullanılan yüksek saflıklı Germanyum detektörünün enerji çözünürlüğü, ^{60}Co standart kaynağına ait 1332 keV değerindeki pik için 1.8 keV olarak üretici firma tarafından verilmiştir.

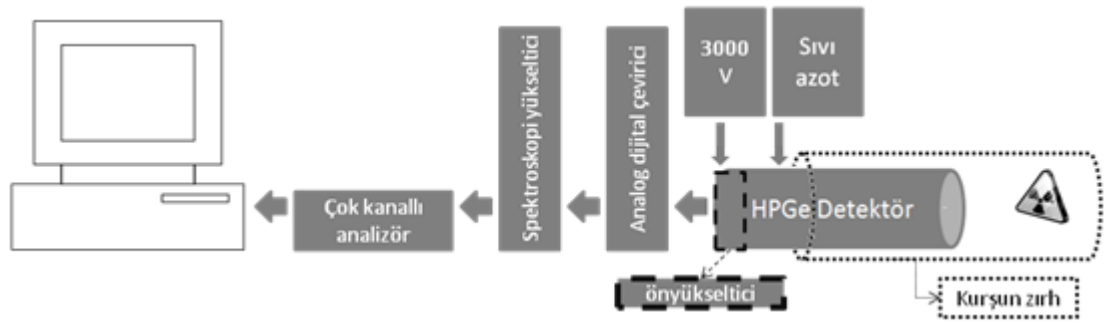


Şekil 1.11 : Enerji çözünürlüğünün tanımı. H_0 kanalında, Gausien şeklindeki σ standart sapmalı bir pik için, $\text{FWHM}=2,35\sigma$ olarak verilir [32].

2. GAMA IŞINI SPEKTROSKOPİSİ

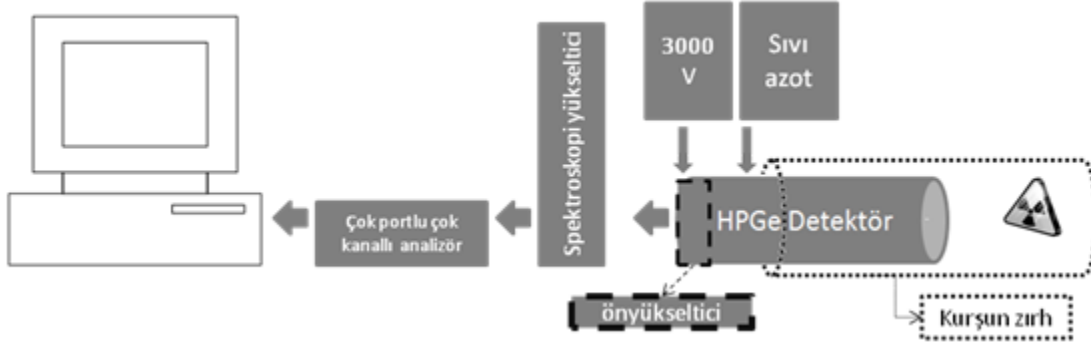
Detektör malzemesi ile etkileşen ve enerjisinin tamamını ya da bir kısmını detektör malzemesine aktaran gama ışınlarının, medde ile etkileşim süreçleri daha önce açıklanmıştı. Gelen fotonlar detektör malzemesine girdiklerinde enerjilerini, elektronlara aktarırlar ve bu elektronların kinetik enerjileri detektörde soğurulurlar. Böylece elektronların sahip olduğu kinetik enerji değerlerine ve soğurulma sıklığına göre bir dağılım oluşur. Bu enerji dağılımına spektrum denir ve spektrumun oluşmasında sayım sistemindeki bileşenler önemli rol oynar. Bu tez çalışmasında, gama fotonlarının sinyal yükseklik spektrumları (pulse height spectra) analizleri yapılmıştır. Foton enerjisi ile foto pikin spektrumdaki pozisyonu arasında lineer bir korelasyon vardır. Aynı enerjide gelen fotonlar spektrumda ilginin foto pikin genliğine katkıda bulunur. Sinyal yükseklik spektrumunun temeli budur.

Temel olarak bir gama spektroskopi sistemi, Şekil 2.1 de verildiği gibi, detektör, önyükseltici, spektroskopik yükseltici, analog-dijital çevirici (ADC), çok kanallı analizör (MCA) ve spektrumların değerlendirildiği bir yazılımdan oluşmaktadır. Eğer düşük seviyeli radyoaktivite ölçümleri yapılıyorsa, detektörün zırhlaması da önem kazanmaktadır.



Şekil 2.1 Sampo90 analiz programının kullanıldığı sayım düzeneği.

Şekil 2.2 deki düzenek Genie2000 analiz programı kullanılarak gerçekleştirilen sayım düzeneği gösterilmiştir. Burada farklı olarak, çok portlu çok kanallı analizör (Multiport MCA) içerisinde bilgisayar kontrollü analog dijital çevirici bulunduğundan, sayım düzeneğinde ayrıca yer almamıştır.



Şekil 2.2 Genie2000 analiz programının kullanıldığı sayım düzeneği.

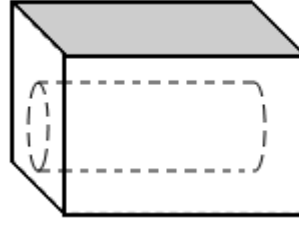
2.1 Zırlama

Kozmik radyasyonun her an yeryüzünü bombardıman etmesi sonucu ortamda bulunan parçacıklar, yapı malzemelerinde bulunan radyonüklidler, ortamda bulunabilecek insan yapımı radyoaktif malzemeler, detektörün kendi içerisinde bulunan kısımlarından gelen doğal radyoaktivite gibi etkenler, radyasyon detektörlerinde her zaman bir fon ışınımının (background) oluşmasına sebep olur. Aktivitesi düşük malzeme analizlerinde zırlama çok daha önem kazanır ve bu durumda fon ışınımının detektör üzerindeki etkisinin azaltılması gerekir.

Pasif gama spektroskopisi analizi ölçümlerinde kullanılan yüksek saflıklı Germanyum detektörü için hazırlanan zırh sistemi Şekil 2.3 de verilmiştir. Etkisi mümkün olduğunca azaltılan fon ışınımı, numunelerin net aktivite değerlerinin hesaplanması için kullanılır.

Detektörümüz, laboratuvarımızda bulunan 5 cm kalınlığında Gamma Products, INC G4-U model, bir yüzü açık silindir şeklindeki kurşun zırh içine yerleştirilmiştir. Silindirik zırhın iç duvarları, kurşundan gelebilecek X ışınlarını engellemek için 2 mm kalınlığında pirinç levha ile kaplanmıştır. Silindirik kurşun zırhın dışı 5 cm kalınlığındaki, düşük fon ışınımına sahip kurşun bloklar ile Şekil 2.3 teki gibi dikdörtgenler prizması şeklinde örülerek fon ışınımı minimuma indirilmiştir.

Ancak fon etkisini tamamen ortadan kaldırmak olanaksızdır. Bu durumda alınan her spektrumun analizinde fon ışınımı düzeltilmesi yapılmıştır.



Şekil 2.3 : HPGe detektörünün içine yerleştirildiği, zırhlama sistemi.

2.2 Yüksek Saflıklı Germanyum Detektör (HPGe)

Gama spektroskopi ölçümlerinde en çok tercih edilen detektörler yüksek saflıklı Germanyum detektörlerdir. Detektör malzemesinin yarıiletken Silisyum yerine Germanyumdan yapılması, atom numarasının büyük olması sebebiyle, yüksek enerjili gama ışınlarının soğurulmasında avantaj sağlar.

Bu tez çalışmasında fakültemiz nükleer fizik araştırma laboratuvarında bulunan % 20 relatif verimli, 1332 keV enerji değerinde 1.8 keV enerji çözünürlüklü, sıvı azot soğutmalı, 0.5 mm Be pencere, genişletilmiş skalalı (extended range) yüksek saflıklı Canberra GX2018 Germanyum detektörü kullanılmıştır.

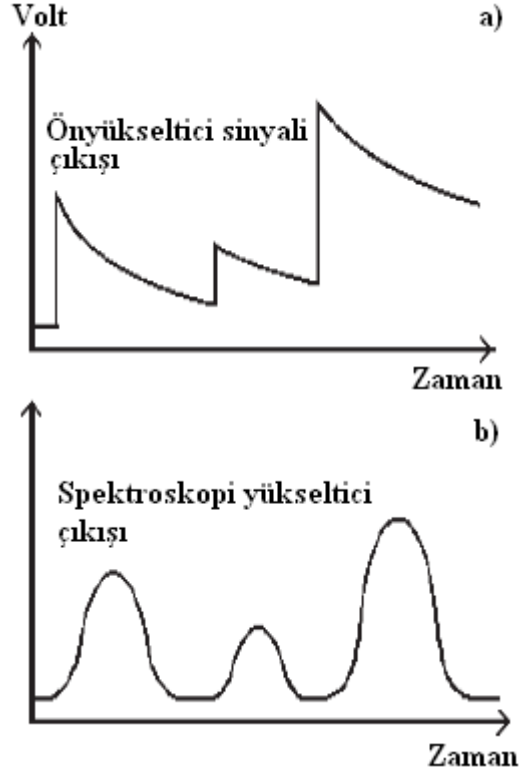
2.3 Önyükseltici (Preamplifier)

Detektör kristalinde oluşturulan yüklerin toplandığı ilk yer önyükselticidir. Yarıiletken detektörlerinde, detektör kristalinde oluşan yük miktarı çok azdır. Bu durumda oluşan sinyal, sayım sisteminin sonraki bileşenine gitmeden önce bir önyükselticiye ihtiyaç duyulur. Önyükselticiler, algılanan sinyali, sinyal-gürültü (signal-to-noise) oranını düşürmeyecek şekilde toplamak ve bir sonraki bileşene aktarmak için, detektöre mümkün olduğunca yakına ve mümkün olduğunca kısa sinyal kabloları kullanılarak yerleştirilir.

2.4 Spektroskopi Yükselticiler (Spectroscopy amplifier)

Önyükselticiden gelen sinyaller mV lar mertebesindedir. Spektroskopi yükselticinin temel amacı bu sinyalleri bir sonraki bileşen ADC 'nin giriş seviyesi olan 0-10 V aralığına yükseltmektir. Şekil 2.4 te gösterildiği gibi, önyükselticiden gelen sinyaller, spektroskopi yükselticinin şekillendirme zamanına (shaping time) göre işlenirler. Spektroskopi yükselticinin çıkışındaki sinyal yüksekliği, tıpkı önyükselticide olduğu

gibi, gelen fotonların enerjileri ile orantılıdır. Kullanılan detektörün cinsine göre spektroskopi yükselticinin şekillendirme zamanı ayarlanır ve germanyum detektörler için bu zaman 4 μ s mertebesinde dir.



Şekil 2.4 : Önyükselticiye gelen sinyalin spektroskopi yükselticideki durumu [32].

2.5 Analog-Dijital Çeviriciler (ADC)

Spektroskopi yükselticiden gelen sinyaller analog dijital çeviricide dijitalize edilir. ADC 'nin çevrim esnasında geçen süre, çevrimdeki lineerlik ve çözünürlük analog dijital çeviricilerinin performansını belirler. Çevrim süresi ADC 'nin bir analog giriş sinyalini dijitalize etmek için harcadığı zamandır. Kaynak aktivitesinin yüksek olduğu durumlarda ADC ye giren sinyallerin aralarındaki ortalama zaman farkları ADC 'nin çevrim zamanından daha az olabilir. Bu durumda giriş sinyallerinin tamamı dijitalize edilemez. ADC bir giriş sinyalini işleyene kadar girişi kapatır. ADC girişi kapattığı süre kadar zamanı sonradan spektrumun alınma zamanına (true time) ekleyerek etkin zamanı (live time) oluşturur. Çözünürlük ise, çevrilen dijital değerin ne kadar hassas oluşu ile ilgilidir ve çeviricideki bit sayısına yani

adreslenebilir maksimum kanal sayısının büyüklüğüne bağlıdır. Laboratuvarımızda kullanılan Canberra 8075 ADC 13 bit olduğundan kanal sayısı $2^{13} = 8192$ dır.

2.6 Çok Kanallı Analizör (MCA)

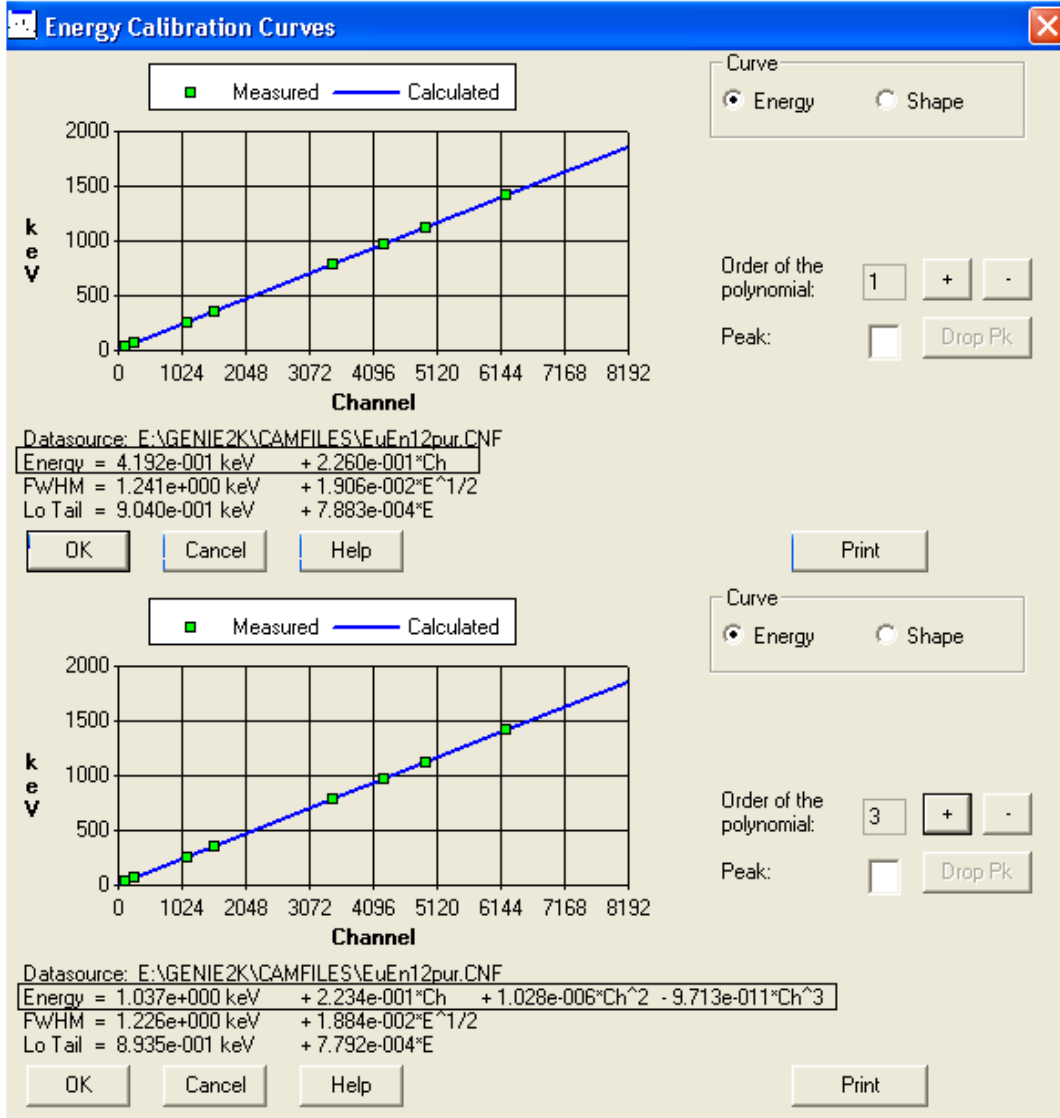
ADC den gelen dijitalize edilmiş sinyaller, çok kanallı analizör içerisindeki sinyal yükseklik analizörü (PHA) yardımıyla büyüklüklerine göre karşı gelen kanallara (enerji) yerleştirilir. Aynı kanala ikinci bir sinyal geldiği durumda bu kanaldaki sayımın değeri 1 artırılır. Böylelikle hangi kanala kaç tane sayım geldiğini gösteren enerji spektrumunu oluşturmaktır.

3. KALİBRASYONLAR

Pasif gamma spektroskopi yöntemi ile belirlenen radyonüklid konsantrasyonlarının, ilgilenilen örnek içerisindeki miktarının doğru olarak tayin edilmesindeki önemli faktörlerden biri kullanılan detektörün ve sayım sisteminin kalibrasyonlarının doğru bir şekilde yapılmasıdır. Enerji, şekil ve verim kalibrasyonları için kullanılan standart kaynakların fotopiklerinin, çalışılacak olan enerji aralığında olması ve bu piklerin sayısı, kaynakların aktivitesinin yeterli bir düzeyde olup olmaması, standart kaynağın spektrumlarında izole piklerinin olup olmaması gibi etkenler bu kalibrasyonların kalitesini belirler. Sayım düzeneğindeki spektroskopi yükseltici, çok kanallı analizör gibi modüllerin de kendilerine özgü ayarlarının doğru bir şekilde yapılması gerekmektedir. Bu ayarlar üretici firmalardan edinilen kullanıcı kitapçıklarında açıkça belirtilmiştir ve her spektrum analizinden önce muhtemel sistematik hataları engellemek için tekrarlanması yararlıdır.

3.1 Enerji Kalibrasyonu

Çok kanallı analizörde kanal numarasına karşı gelen enerji değerlerinin belirlenmesi gerekmektedir. Bu işleme enerji kalibrasyonu denir. Enerji kalibrasyonu, foto pik enerjileri yüksek doğrulukla bilinen ve izole pikler içeren standart kaynakların spektrumları kullanılarak yapılır. Kalibrasyonda kullanılan foto pik sayısı ne kadar fazla ise kalibrasyon eğrisinin doğrusallığının kontrolü o kadar iyi yapılır. Doğrusallık, deney düzeneğinde kullanılan spektroskopi yükselticiye, sayım istatistiğine, detektörün çalışma voltajının veya çalışması sırasındaki kararlılığına bağlıdır. Çoğu zaman bu doğrusallıktan sapma (non-linearity) küçüktür. Ancak duyarlı bir analiz için, enerji ve kanal numaraları ile oluşturulan enerji kalibrasyonu eğrisi 2. veya 3. dereceden polinomlar kullanılarak fit edilir. Sonuçta elde edilen enerji kalibrasyon eğrisi, tüm spektruma extrapole edilir. Genie2000 analiz programı kullanılarak yapılan enerji kalibrasyon eğrisi 1. ve 3. derece fitler için Şekil 3.1 de gösterilmiştir. Buradan görüldüğü gibi kalibrasyon eğrisinin lineere çok yakın olduğu görülmektedir.



Şekil 3.1 : Genie2000 analiz programında enerji kalibrasyonu.

3.2 Verim Kalibrasyonu

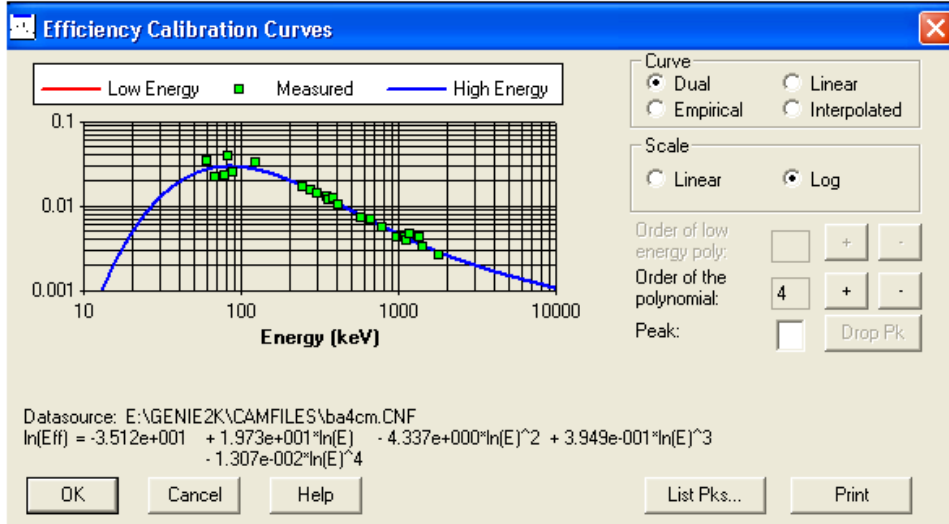
Bir kaynaktan yayımlanan gama ışınlarının miktarının doğru olarak tayin edilebilmesi için detektörün veriminin enerjiye bağımlılığının bilinmesi gerekir. Detektörün verimi bilinmeden de incelenen numunenin bir standardının elde olması durumunda numunenin aktivitesi belirlenebilir. Ancak bu durum çoğu zaman imkânsızdır. Detektör verimini önceden belirtilen nedenlerden dolayı hiçbir zaman %100 olmayacaktır. Verim ifadesi genelde mutlak (absolute) , relatif ve içsel (intrinsic) olarak üç farklı şekilde ifade edilir. Mutlak verim, temel olarak, kaynaktan yayımlanan gamma ışınlarının sayısı ile orantılı olan spektrumda görünen foto piklerin altındaki alanlardan hesaplanır. Relatif verim, ⁶⁰Co kaynağının 1332 keV

enerjisindeki gamma fotonunun detektörde hangi oranda detekte edilebildiği ile ilgilidir. İçsel verim, spektrumdaki sayım ile detektörün içerisine ulaşmış olan gamma ışınlarının sayısı arasındaki ilişkiyi temsil eder ve kaynak-detektör geometrisinden bağımsızdır. Genel olarak pasif gamma spektroskopi çalışmalarında dikkate alındığı gibi, bu tez çalışmasında da foto pik alanları, ilgili çekirdeklere karşılık gelen aktiviteler ile ilişkilendirilmiştir. Bu ilişki detektör-kaynak geometrisine bağlı olduğundan farklı sayım geometrileri için o geometrilere karşı gelen verim kalibrasyon eğrileri kullanılır.

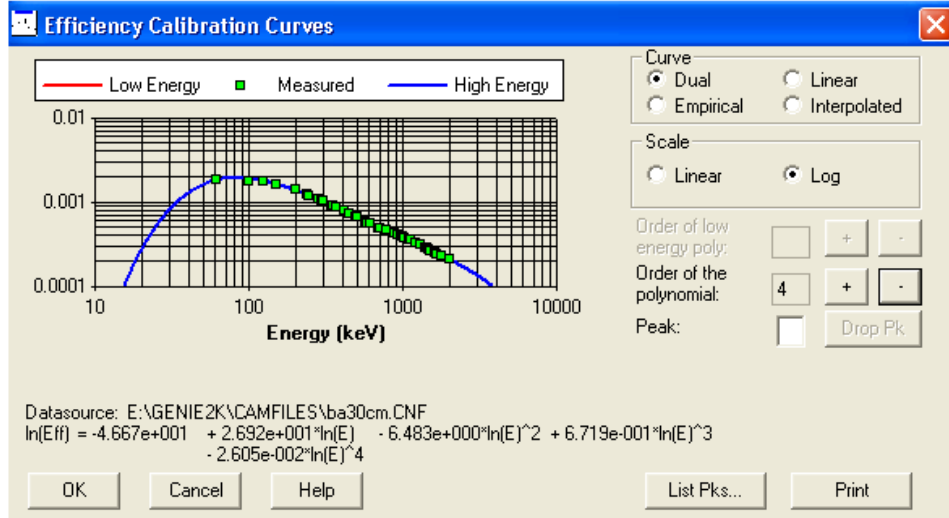
Verim eğrileri oluşturulmasında aşağıdaki (2.1) formülü kullanılmıştır;

$$\varepsilon = \frac{GPS}{I_{\gamma} \times A} \quad (3.1)$$

Formül 2.1 deki GPS (gamma per second, Bq) ilgili pik için saniye başına detekte edilen gamma ışını sayısı, I_{γ} ilgili pike karşılık gelen gamma ışınının mutlak yayımlanma olasılığı (%) ve A kullanılan standart kaynağın sayım anındaki aktivite değeri (Bq) olup ε kullanılan sayım geometrisi için mutlak detektör verimidir. Verim eğrisinin oluşturulmasında kullanılan nokta sayısının fazlalığı, kalibrasyon eğrisinin fit edilmesini kolaylaştırır ve eğrinin daha hassas olarak elde edilmesine yardımcı olur. Şekil 3.2 ve Şekil 3.3 de farklı uzaklıklarda Genie2000 analiz programı kullanılarak elde edilmiş verim eğrileri gösterilmiştir. 30 cm uzaklığında oluşturulan verim eğrisindeki, deneysel noktaların düzenliliği, bu uzaklıktaki gerçek eşzamanlı çakışma (true coincidence summing) etkisinin ortadan kalkmasından kaynaklanmaktadır. Gerçek eşzamanlı çakışma aynı kaynaktan yayımlanan birden fazla gama ışınının, sayım sisteminde aynı anda algılanması olayıdır. Kaynaktan yayımlanan iki ayrı fotonun, sayım sisteminde ayırt edilebilmesi için, sayım sisteminin zaman çözünürlüğünün, bu iki fotonun detektöre geliş zamanları farkından küçük olması gerekir. Sistemin çözünürlük zamanı gelen iki fotonun ayırmak için yeterli olmadığında, fotonlar aynı anda algılanmış anlamına gelmektedir. Böylece, spektrumda aynı anda algılanan iki fotonun toplam enerjisine sahip bir pik oluşur.



Şekil 3.2 : 4cm kaynak-detektör penceresi uzaklığında mutlak verim.



Şekil 3.3 : 30 cm kaynak-detektör penceresi uzaklığında mutlak verim.

3.2.1 Verim eğrisi için geometri düzeltmesi

Analizi yapılacak malzemenin şekil ile verim eğrisinin belirlenmesinde kullanılan standart kaynakların ile uyumunun tam olması istenir. İncelenecek numunelerin toz olması durumunda Marinelli kabı şeklinde standart kaynaklar üretilmiştir. Analizi yapılacak malzeme, örnek hazırlama sürecinde toz haline getirilerek, standart kaynak ile aynı geometriye sahip kaba doldurulur. Böylece detektörün verim eğrisi oluşturulurken kullanılan standart kaynak-detektör geometrisi, numune-detektör geometrisi ile aynı olur ve spektrum analizlerinde geometri düzeltmesine gerek kalmaz. Ancak Marinelli kabı geometrisinde standart kaynak her zaman elde

olmayabilir. Bu tez çalışmasında kullanılan nokta standart kaynaklarla oluşturulan verim eğrisini, numune ölçümlerinde kullanabilmek için basit bir Monte Carlo programından yararlanılmıştır. Bu kod öncelikle nokta kaynak-detektör geometrisinde, nokta kaynaktan her bir yöne (izotropik) ilerleyen doğrusal çizgiler üretmektedir. İkinci adımda detektör ve kaynak boyutlarının ve kaynak-detektör mesafesinin koda girilmesi ile üretilen bu çizgilerden ne kadarının, detektör kristaline ulaştığı belirlenmektedir. Aynı işlem numune-detektör geometrisi için tekrarlandığında, kaydedilen detektöre ulaşan çizgi sayısı kaynak-detektör geometrisinde elde edilen sonuçla karşılaştırılır. Sonuç olarak ortaya çıkan oran, verim kalibrasyonunda her enerji değeri için düzeltme olarak uygulanır. Çizgilerin üretiminde, düşük enerji değerli ışınımın analizleri ile ilgilenilmediğinden, ışınların numune içindeki soğurulmaları (self absorbtion) dikkate alınmamıştır. Yazılan kodlar ekte verilmiştir.

3.3 Şekil Kalibrasyonu

Standart kaynakların izole ve tek (singlet) pikleri kullanılarak yapılan şekil kalibrasyonunun temel prensibi şudur. Bir foto pikin sayım sisteminin elektroniki ile ilgili olarak oluşturduğu istatistiksel dağılımın tepesi Gausien (merkezi, genişliği ve yüksekliği olmak üzere 3 parametre) ve kuyrukları exponansiyeldir (genlik ve üstel bağımlılık olmak üzere her biri için 2, toplamda 4 parametre). Foto pikin üzerinde oturduğu background 'un lineer olduğu durumda 2, parabolik olduğu durumda ise 3 parametre gerekmektedir. Sonuç olarak bir tek (singlet) fotopikin fit edilerek net alanının (dolayısıyla net sayımın) bulunması için toplamda en az 9 parametrelilik bir fonksiyon gerekmektedir. Bu parametrelerden pikin genişliği, kuyrukların uzunluğu ile ilgili olan üçü enerjiye bağımlıdır. Standart kaynakların izole ve tek pikleri kullanılarak bu üç parametrenin enerji bağımlılığı çıkarılır. Buna şekil kalibrasyonu denir. Numunenin gama spektrumu analizlerinde kalibrasyonun gerektirdiğinden daha geniş bir pike rastlanması durumunda analiz programı burada bir çift pikin (dubletin) veya bir çoklu pikin (multiplet) 'in olması gerektiğini şekil kalibrasyonu sayesinde tayin eder.

3.4 Sayım Düzenegi Ayarları

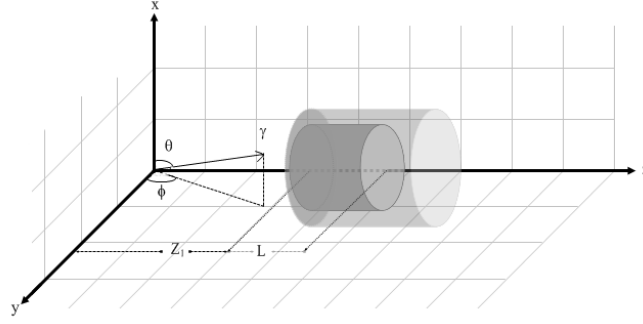
Gürültünün ölü zamanı artırarak gereksiz yere ADC 'yi meşgul etmesini engellemek için düşük düzey ayırıcı (low level discriminator) gürültü seviyesinin hemen üzerine ayarlanır. Oluşan foto pikin simetrisini ayarlamak için kutup/sıfır (pole/zero) ayarı yapılır. Spektrumda gözlenmesi istenen en yüksek foto pikin enerjisi yükselticinin kaba ve hassas kazanç (course and fine gain) ayarları ile yapılır. Ayrıca ADC 'nin çevrim verimi birim enerji başına optimum kanal sayısının kullanılabilmesi için ayarlanır.

4. HPGe DETEKTÖRLER İÇİN VERİM EĞRİSİ BELİRLENMEDE KULLANILAN HİBRİT METOT

Genellikle detektörlerin verim eğrileri deneysel datanın çok parametrelili bir fonksiyona fit edilmesi ile ya da tam (complete) Monte Carlo simülasyonları kullanılarak tayin edilmektedir [26]. Deneysel datanın çok fonksiyonlu bir dataya doğru fit edilmesi, örneğin HPGe detektörleri için fit fonksiyonundaki parametre sayısı 10-12 olduğundan dolayı, deneysel nokta sayısının çok olmasına ve hatta bu noktaların ilgilenilen bölgede düzgün yayılmış olmasına yakından bağlıdır. Monte Carlo simülasyonlarının iyi sonuçlar vermesi ise detektörün fiziksel parametreleri hakkında çok detaylı bilginin elde bulunmasını gerektirmektedir ki buda her zaman mümkün değildir. Bu çalışmada yüksek saflıklı germanyum detektörlerin 26 ile 1770 keV enerji aralığında verim eğrilerinin tayin edilmesi için yeni bir metot sunulmuştur. Metot, temel itibarı ile teorik model ve deneysel ölçümün karmasından oluştuğu için adına hibrit denmiştir.

4.1 Teorik Altyapı

Geliştirilen metodun teorik kısmı, yazılan kodun, gelen gama fotonlarının detektör kristali ile etkileşmelerindeki fiziksel süreçleri hesaba katması ile ilgilidir. Simülasyon, bu etkileşme terimlerini içeren, enerjiye bağımlı üç parametrenin belirlenmesini gerektirmektedir ve bu parametreler simülasyon ile elde edilen verim değerlerinin detektörün deneysel verim datalarına fit etmesiyle bulunur. Deneysel verim eğrisi değerlerinin fazlalığı, belirlenecek olan parametrelerin hassalığını belirler.



Şekil 4.1 : Simülasyonda kullanılan detektör-kaynak geometrisi.

Şekil 4.1 de gösterilen geometride verim eğrisi elde etmek için geliştirilen simülasyonda öncelikle başlangıç noktaları (0,0,0) olan gama ışınlarını ϕ_i ve θ_i doğrultusunda sırasıyla 0.36° ve 0.18° lik adımlarda üretilmektedir. Her bir gama ışınına 0.1 mm ilerleme adımı verilerek **(4.1a)**, **(4.1b)** ve **(4.1c)** koordinatları boyunca detektöre girip girmediği kontrol edilmiştir.

$$X_{i,n} = T_{i,n} \cos \theta_i \quad (4.1a)$$

$$y_{i,n} = T_{i,n} \sin \theta_i \cos \phi_i \quad (4.1b)$$

$$z_{i,n} = T_{i,n} \sin \theta_i \sin \phi_i \quad (4.1c)$$

$$T_{i,n} = 0.1 \times n \quad (4.1d)$$

Formüllerdeki i indisi gama ışını temsil eder, n ise ilerleme adımı sayısıdır. **(4.1d)** ifadesindeki $T_{i,n}$ değeri de başlangıç noktasından n adım ilerlemiş i . Gama ışınının mm cinsinden çizgi uzunluğudur. Eğer $\sqrt{x_i^2 + y_i^2} \leq \frac{D}{2}$ koşulu sağlanıyorsa ve adımın z koordinatı z_1 ve $z_1 + 0.1$ değerleri arasında ise gama ışını detektör kristali içindedir. Detektör geometrisine göre değişimi gözlemek için, simülasyon değerleri 20 cm^3 lif kristal hacminden 80 cm^3 lük kristal hacmine kadar 10 cm^3 lük artışlarla üretilmiştir. Sonuç olarak üretilen tüm değerlerin detektör geometrisinden bağımsız olduğu gözlenmiştir. Bunun nedeni simülasyonda üretilen verim değerlerinin, sonuçta deneysel verim değerlerine fit edilmesidir. Bu sonuç, yapılan simülasyonun farklı hacimlerdeki germanyum detektörleri için kullanılabileceğini kanıtlamaktadır. Gerçek kristal hacminden farklı geometride çalıştırılan simülasyon sonucunun deneysel dataya fit edilmeleri sonucu elde edilen fit parametrelerinin fiziksel anlamı

kalmamakla birlikte fiziksel parametrelere daha çok sayısal bir düzeltme anlamı yüklemektedir. Her bir gama fotonu kristal içinde $1 - e^{-\mu(E)T}$ faktörüne bağlı olarak soğurulacaktır. Burada $\mu(E)$ saf Germanyum için enerjiye bağlı toplam makroskopik etki tesir kesiti, T ise kristal içine giren gamanın burada aldığı yoldur (adım uzunluğu). $\mu(E)$ değerleri NIST 'in (National Institute of standards and Technology) XCOM veri kaynağından alınmıştır [33]. Üç fit parametresi ile bulunan simülasyon verim değerleri **(4.2)** formülüne göre üretilmektedir.

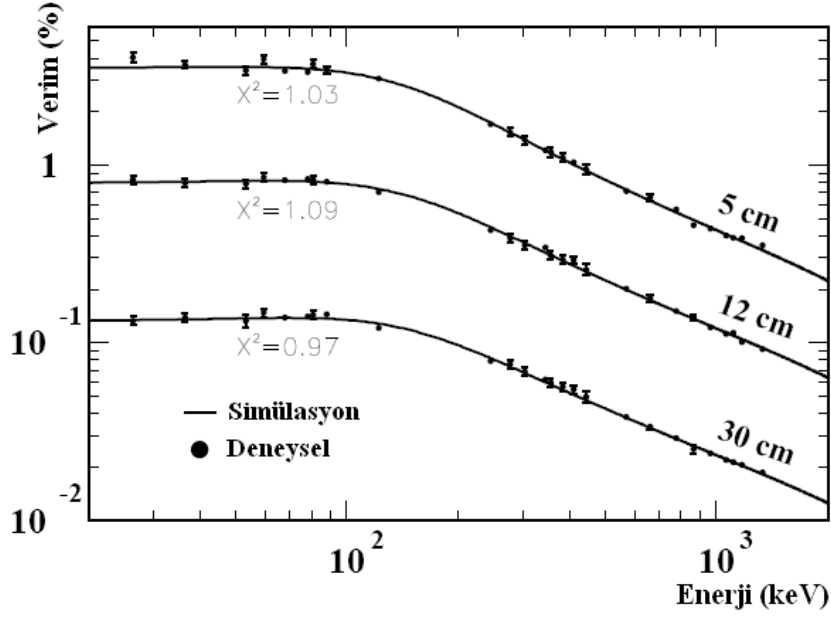
$$\varepsilon_{sim} = \frac{1}{p_0} \sum (1 - e^{-\mu(E)T_i}) \frac{\tau(E) + \kappa(E)\sigma(E)}{\mu(E)} \quad (4.2)$$

Burada $\tau(E)$ fotoelektrik olay ve $\sigma(E)$ Compton saçılması için etki tesir kesiti, $\kappa(E)$ Compton saçılmasıyla saçılan fotonun tüm enerjisini kristal içinde kaybetme olasılığıdır [34]. Simülasyonda $\kappa(E)$ olasılığı **(4.3)** eşitliğinde verildiği gibi hesaplanmıştır.

$$\kappa(E) = \frac{p_1}{E^{p_2}} \quad (4.3)$$

4.2 Hibrit Metod İle Belirlenen Verim Eğrileri

Deneyssel ve simülasyondan elde edilen verim kalibrasyonu değerleri 5, 12 ve 30 cm kaynak-detektör mesafelerinde hesaplanmıştır. Bu üç geometri için, simülasyon verilerinin fit edilmesi sonucu oluşturulan verim eğrisi ve deneyssel verim değerleri Şekil 4.2 de karşılaştırılmıştır.



Şekil 4.2 : Verim eğrisinin (simülasyon değerlerinin fiti ile oluşturulmuş) ve verim kalibrasyonu değerlerinin (deneyssel verim değerleri) ile farklı detektör-kaynak geometrileri için karşılaştırılması

Simülasyonda üretilen verim değerlerinin, deneysel verim değerlerine fit edilmesinde CERN yazılım kütüphanesindeki MINUIT [35] programı kullanılmıştır. Belirlenen fit parametreleri Çizelge 4.1 de verilmiştir.

Çizelge 4.1 : Simülasyondan elde edilen değerlerin, 28 (Durum A) ve dokuz (Durum B) deneysel verim değerine fit edilmesi sonucu bulunan fit parametreleri.

Z_1 (cm)	χ^2	Durum A			Durum B		
		P_0	P_1	P_2	P_0	P_1	P_2
5	1.03	7306±140	0.123±0.003	0.81±0.02	7262±359	0.120±0.007	0.83±0.03
12	1.09	109568±1729	0.149±0.003	0.81±0.02	111212±5463	0.150±0.008	0.82±0.03
30	0.97	175486±3001	0.169±0.003	0.80±0.02	173974±9744	0.167±0.010	0.83±0.03

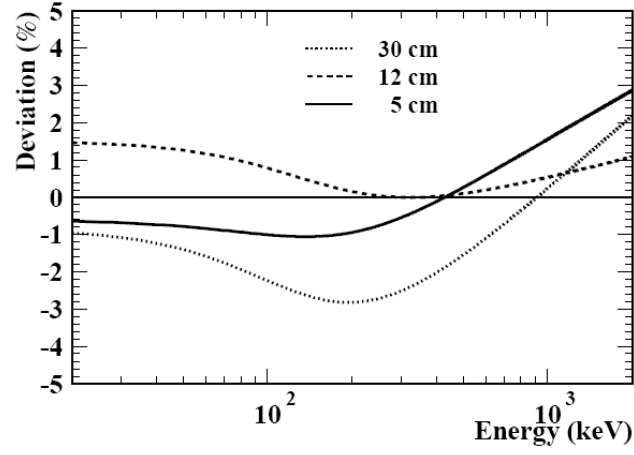
4.3 Hibrit Metodun Doğruluk Testi

Geliştirilen metot ile belirlenen verim eğrisi kullanılarak, aktivite değerleri bilinen ^{241}Am ve ^{152}Eu standart kaynakları Genie2000 programında analiz edilmiştir ve kaynakların hesaplanan aktiviteleri, Çizelge 4.2 de görüldüğü gibi üretici firmaların verdiği aktivite değerleri ile uyum içinde görülmüştür.

Çizelge 4.2 : Standart kaynakların bilinen ve hesaplanan aktivite değerleri karşılaştırılarak metodun test edilmesi. a, b, c değerleri sırasıyla 5, 12 ve 30 cm uzaklıkları için 28 noktaya, * 'lı değerler dokuz deneysel noktaya yapılmış fitin sonuçlarıdır.

Kaynak	Aktivite (μCi)	Enerji (keV)	Hesaplanan Aktivite (μCi)					
			a	b	c	a*	b*	c*
²⁴¹ Am	0.98±0.05	59.3	1.07±0.04	0.90±0.05	0.99±0.09	1.06±0.07	0.92±0.07	0.97±0.10
¹⁵² Eu	1.02±0.05	121.8	0.93±0.04	1.00±0.05	0.96±0.05	0.96±0.08	0.95±0.08	1.02±0.09
		244.7	0.91±0.05	1.00±0.05	0.95±0.05	0.92±0.08	0.99±0.09	0.98±0.10
		344.3	1.02±0.05	1.03±0.04	1.02±0.04	1.04±0.09	1.03±0.09	1.02±0.09
		411.1	1.02±0.05	1.09±0.07	1.21±0.10	1.04±0.09	1.09±0.11	1.22±0.15
		444.0	1.00±0.06	1.04±0.05	1.11±0.09	1.02±0.09	1.02±0.09	1.11±0.13
		778.9	1.08±0.04	1.04±0.04	1.05±0.05	1.10±0.09	1.03±0.08	1.03±0.09
		867.3	0.97±0.05	0.88±0.06	0.99±0.08	0.98±0.09	0.87±0.09	0.97±0.11
		964.0	1.02±0.04	1.03±0.04	1.11±0.05	1.03±0.08	1.02±0.08	1.04±0.10
		1085.8	1.11±0.05	1.07±0.05	1.05±0.07	1.11±0.09	1.06±0.09	1.04±0.10
		1112.0	1.06±0.05	1.06±0.04	1.11±0.05	1.06±0.09	1.05±0.08	1.10±0.10
¹⁵² Eu	1408.0	1.03±0.04	1.07±0.04	1.06±0.04	1.03±0.08	1.06±0.08	1.06±0.09	
	Ort	1.01±0.05	1.03±0.05	1.06±0.06	1.03±0.09	1.02±0.09	1.05±0.10	

Deneyisel standart kaynak deęerleri kullanılarak oluřturulan verim eęrisi, geliřtirilen yntemle elde edilen verim eęrisi ile karřılařtırıldıęında, uyumun farklı kaynak mesafelerindeki karřılařtırmaları da gznne alındıęında en fazla %3 olduęu gzlenmiřtir. Bu fark řekil 4.3’de belirtilmiřtir.



řekil 4.3 : Dokuz deneysel nokta kullanılarak yapılmıř fit ile, 28 nokta kullanılarak yapılmıř fit arasındaki fark  farklı detektr kaynak mesafesi iin verilmektedir.

5. GAMA SPEKTROSKOPİ ÖLÇÜMLERİ

5.1 Numune Toplama Ve Hazırlama

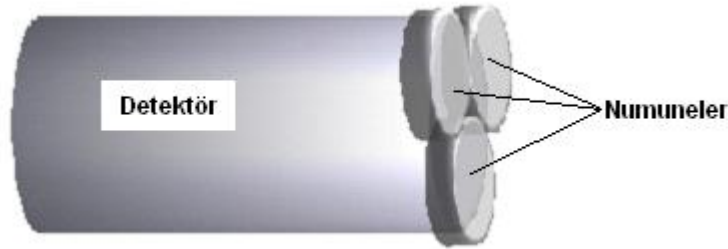
Bu tez çalışmasında yapılan tüm ölçümler, Türkiye Taşkömürü Kurumu imtiyaz alanı içerisinde bulunan Zonguldak ili ve çevresindeki üç farklı kömür müesseselerinden toplanan taşkömürü numuneleri ile yapılmıştır. Numuneler Kozlu, Üzülmüş ve Karadon kömür müesseselerinden, toplanarak İstanbul'a getirilmiştir. Numuneler ait oldukları müesseselerin, halen çalışmakta olan ocaklarından ve farklı kömür damarlarından toplanmıştır ve her bir numunenin toplandığı yerin bilgisi açıkça belirtilmiştir. Toplanan numuneler ortalama 1 kg ağırlığında parçalar olup, numune sayısı, söz konusu kömür ocaklarının halen açık ve çalışılan bölge sayısına bağlı olarak sınırlı kalmıştır. Numuneler madendeki 'ayak' adı verilen, kömür damarlarının delinerek içerisine doğru ilerlendiği bölgelerden alınmıştır. Bu bölgelerde işçiler kömür çıkarma tekniklerine göre, madeni bulunduğu bölgeden çıkartıp ayaklarının altına döşenmiş olan bantlara bırakmaktadırlar. Numune toplama sırasında, numunelerin alındığı derinlikler ayak giriş ve çıkışlarının bilinen derinliklerine göre ve ayak içerisine belirli aralıklarla, göçük olayını engellemek için, kurulan destek sistemlerine göre belirlenmiştir. Madende çalışılan her bölgede havalandırma olmayıp, sadece ocakların birleştiği ana çıkış noktalarında ve bazı kömür ayaklarında aşağıdan yukarıya doğru bir havalandırma sistemi vardır. Madende çalışan işçiler toza karşı herhangi bir maske kullanmamakta ve yemeklerini yine burada yemektirler.

Üniversitemiz örnek hazırlama laboratuvarına getirilen numuneler öğütücü yardımıyla toz haline getirilmiş ve 110°C de yaklaşık üç saat boyunca kurutulmuştur. Toz haldeki numunelere bağlayıcı malzemesi olarak bilinen metil selüloz katılmıştır. Toz numuneler 30 tonluk hidrolik preste sıkıştırılarak peletler haline getirilmiştir. Numunelerin içerdikleri kömür miktarı 15 gr, metil selüloz miktarı 4 gr ve nemden korumak için eklenen parafin miktarı ise 1 gr olarak belirlenmiştir. Bu oranlar yapılan denemeler sonucunda belirlenmiştir. Numunelerin ağırlıkları arasındaki ağırlıksal fark gerekli olmamakla birlikte %1'i geçmeyecek hassaslıkta tutulmuştur.

Uranyum serisi içerisinde bulunan bozunma ürünlerinin hepsinin yarı ömrü U^{238} den küçüktür. Bu durumda U^{238} , bozunma ürünleri ile daimi dengeye ulaşmıştır ve zincirdeki bozunma ürünlerinin aktiviteleri U^{238} aktivitesine eşittir. Bir aylık periyot, Rn^{222} gazının yaklaşık olarak on yarı ömrü tamamlaması için geçen süredir ve bu süre sonunda, uranyum serisi için denge sağlanmış kabul edilmiştir. Numuneler pelet haline getirildikten sonra uranyum ve toryum zincirlerindeki denge olayının (secular equilibrium) sağlanması için bir ay süre ile bekletilmiştir. Hazırlanan numuneler detektör önüne yerleştirilirken aşağıda belirtilen kriterler gözetilmiştir.

- Numunenin detektör penceresine uzaklığı : 0.5 mm
- Numune miktarı : 6 kömür numunesi peleti (≈ 88 gr)
- Sayım zamanı : 48 saat (live time)
- Zırhlama : 3 kat (X-ışınları soğrulması için pirinç zırh + laboratuvarımızda bulunan Gamma Products, INC G4-U model kurşun zırh + 5 cm lik kurşun bloklar kullanılarak mevcut G4-U kurşun zırhın etrafına örülen duvardan oluşmaktadır. Kurşun bloklarla örülen duvarın iki yanı ve arka tarafı, iki sıra bloktan yapılmıştır ve 10 cm kalınlığında olmuştur)

Sayım geometrisinin temsili Şekil 5.1 de gösterilmiştir.

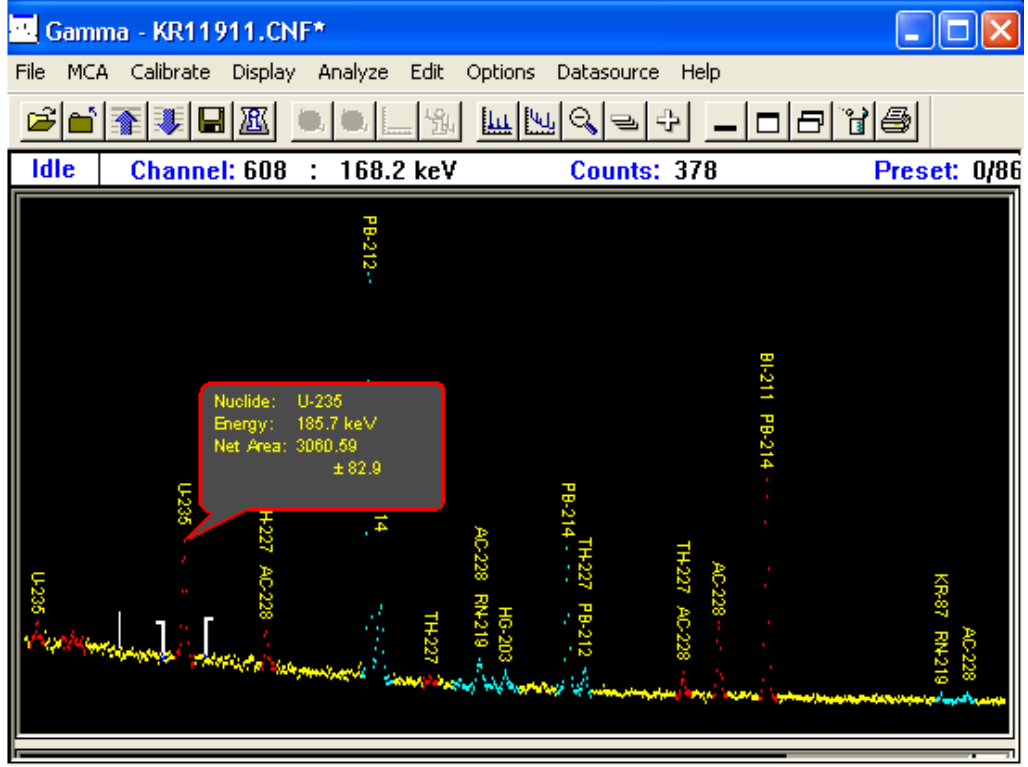


Şekil 5.1 : Pasif gama spektroskopisi için numune-kaynak geometrisi.

5.2 Gama Spektrumlarının Analizi

Numuneler hazırlanıp, deneysel düzenek hazır hale getirildikten sonra, yeterli istatistiğin sağlanması için iki gün boyunca sayım alınmıştır. Bu süre zarfında detektörün yüksek geriliminde dalgalanmalar söz konusu olabileceğinden enerji ve şekil kalibrasyonları her numunenin sayımının yapıldığı başlangıç ve bitiş zamanlarında yapılmıştır. Sayımlar sırasında ölü zaman %2-3 civarlarında seyretmiştir. Bir numunenin sayımı alınırken diğer numunenin örnek hazırlama

işlemini yapılarak zamanın verimli kullanılmasına özen gösterilmiştir. Spektrumların analizleri ancak, tüm numunelerin sayımı tamamlandıktan sonra yapılmıştır. Numunelerin pasif gama sayımları yapılırken, belirli aralıklarla ortamın fon ışınımı (background) sayımları da alınmıştır.



Şekil 5.2 : Karadon Müessesinden toplanmış bir kömür numunesine ait pasif gama enerji spektrumu.

Şekil 5.2 de örnek olarak, bir numuneye ait doğal uranyum, toryum ve aktinyum serisi bozunma ürünlerinin karakteristik gama ışınları Genie2000 analiz programının nüklid ayırma özelliği kullanılarak gösterilmiştir. Bu özellik, programın kütüphanesinde var olan karakteristik gama ışını geçişlerinin enerji değerlerini, spektrumdaki piklerin enerjileri ile karşılaştırır. Spektrumdaki pikler için bulunan enerjiler ve kütüphanedeki değerler ile aynı olduğunda nüklid tanımlanması yapılmış olur. Bu rutin bazı çekirdeklerin kütüphanede yer almaması sebebiyle tam güvenilir değildir. Bu yüzden piklerin hangi radyoaktif çekirdeğe ait oldukları, ilgili çekirdeğin tüm gama geçişlerine ve bunların şiddetlerine bakılarak karara bağlanmıştır.

Piklerin enerjileri ve alanları belirlendikten sonra radyonüklidin aktivite derişiminin belirlenmesinde (5.1) eşitlik kullanılmıştır;

$$A = \frac{N}{L \times \varepsilon \times I_{\gamma}} \quad (5.1)$$

Burada A radyonüklidin numune içindeki aktivitesi (Bq), N spektrumda beliren ilgili pikin net alanı, L ölü zaman düzeltmeli sayım zamanı (live time), ε detektörün karşılık gelen enerji değerindeki mutlak verimi, I_{γ} numune içerisindeki radyonüklide ait karakteristik gamma ışınının mutlak gama geçiş şiddetidir. Aktivite derişiminin hesabı için net pik alanları kullanılması gerektiğinden, pik alanlarından ilgili enerjilerdeki fon ışınımı sayımı çıkarılmıştır. Hesaplanan aktivite değerleri Bq/kg biriminde verilmiştir.

Farklı ocaklardan alınan numunelerin aynı kaynaklı çizgilerinin şiddet karşılaştırmalarından numunelerin aktiviteleri arasında kayda değer farklılıklar gözlenmiştir.

Çizelge 5.1 : Taşkömürü numunelerinin içerdği doğal radyonüklidlerin Bq/kg cinsinden aktivite değerleri. Parantez içindeki değerler numunelerin toplandığı derinliklerdir. s: Sulu damar, b: Büyük damar, c: Çay damar.

Numune		²³⁸ U serisi		²³² Th serisi		
		²¹⁴ Pb	²¹⁴ Bi	²²⁸ Ac	²¹² Pb	²⁰⁸ Tl
uz1	(-185)s	13.4±1.0	15.8±1.4	21.0± 1.3	17.0± 0.9	7.8±1.0
uz2	(-200)s	9.5±0.8	16.2±1.3	19.6± 1.4	12.6± 0.7	5.9±0.9
uz3	(-170)s	19.5±1.3	21.1±2.1	26.3± 2.3	23.4± 1.3	8.8±1.6
uz4	(-180)s	34.3±1.9	33.0±2.2	41.6± 1.5	43.4± 2.3	13.1±1.4
uz5	(-190) s	18.5±1.2	23.9±1.8	31.6± 1.5	27.2± 1.4	9.7±1.2
uz6	(-215) s	48.2±2.7	49.4±3.0	59.3± 2.2	61.8± 3.3	19.3±1.7
uz7	(-190) s	46.8±2.7	45.5±3.1	52.8± 2.3	51.8± 2.8	16.5±2.0
uz8	(-185) s	11.8±1.2	17.9±1.9	24.2± 2.3	15.9± 0.9	5.8±1.5
uz9	(-205) s	17.6±1.3	20.8±1.8	24.2± 2.8	21.1± 1.2	6.8±0.4
uz10	(-210) s	14.6±1.3	19.7±2.5	19.8± 2.4	14.6± 0.9	4.9±0.3
kz1	(+88) b	12.4±1.0	20.1±1.6	22.1± 1.7	16.0± 0.9	8.4±0.9
kz2	(-363) b	19.7±2.6	23.8±1.8	21.6± 1.7	18.6± 1.0	8.2±1.3
kz3	(-523) b	37.4±2.4	35.8±2.8	54.5± 3.6	54.0± 3.0	16.1±2.0
kz4	(-523) c	173.1±8.8	155.8±8.1	252.1±13.2	307.9±16.3	84.6±5.2
kr1	(-360) c	114.4±6.6	96.0±6.4	109.9± 6.7	127.7± 6.5	39.0±3.5
kr2	(-150) c	46.0±2.8	44.0±3.2	62.1± 4.0	65.0± 3.4	18.7±2.0
kr3	(-205) c	65.7±3.7	53.7±4.7	72.1± 4.7	71.4± 3.8	22.8±2.1
kr4	(-395) o	17.0±1.2	20.6±1.5	25.5± 2.1	21.8± 1.2	8.6±1.1

Çizelge 5.2 : Numunelerin içerdiği bozunma serilerinin ana radyonüklidlerinin Bq/kg cinsinden aktivite değerleri.

Numune	²²⁶ Ra	²³² Th	⁴⁰ K
uz1	14.6 ±1.5	19.0 ± 1.2	344.0 ±18.0
uz2	12.9 ±1.4	16.1 ± 1.2	395.3 ±20.2
uz3	20.3 ±2.3	24.8 ± 2.3	399.9 ±21.3
uz4	33.6 ±2.4	42.5 ± 1.7	430.7 ±22.0
uz5	21.2 ±1.8	29.4 ± 1.5	372.0 ±19.9
uz6	48.8 ±3.2	60.6 ± 2.6	665.3 ±34.1
uz7	46.1 ±3.4	52.3 ± 2.5	466.3 ±24.9
uz8	14.8 ±2.0	20.0 ± 2.0	364.8 ±19.8
uz9	19.2 ±2.0	22.6 ± 2.7	390.1 ±20.7
uz10	17.2 ±2.5	17.2 ± 2.1	395.7 ±21.3
kz1	16.3 ±1.7	19.0 ± 1.5	400.4 ±20.6
kz2	21.8 ±3.1	20.1 ± 1.6	388.5 ±20.2
kz3	36.6 ±3.2	54.2 ± 3.9	584.3 ±30.5
kz4	164.4 ±8.6	280.0 ±15.4	483.7 ±25.3
kr1	105.2 ±7.7	118.8 ± 7.4	1100.3 ±56.8
kr2	45.0 ±3.6	63.6 ± 4.2	577.0 ±30.1
kr3	59.7 ±5.4	71.8 ± 4.8	723.9 ±38.0
kr4	18.8 ±1.6	23.7 ± 2.0	421.4 ±21.8

Çizelge 5.1 deki aktivite değerleri ²¹⁴Pb için 295.2 ve 351.9 keV, ²¹⁴Bi için 609.3 ve 1120.3 keV, ²²⁸Ac için 911.2 ve 969.0 keV, ²¹²Pb için 238.6 keV, ²⁰⁸Tl için 583.2 ve 860.6 keV enerji değerlerindeki karakteristik gama geçişleri ile belirlenmiştir. Çizelge 5.2 deki ²²⁶Ra aktivitesi, ²¹⁴Pb ve ²¹⁴Bi radyonüklidlerinin ortalaması alınarak, ²³²Th aktivite derişimi ²²⁸Ac ve ²¹²Pb radonüklidlerinin ortalaması alınarak, ⁴⁰K için aktivite derişimi ise 1460.8 keV enerjili foto pik doğrudan alınarak belirlenmiştir.

5.2.1 Radium eşdeğeri (Radium equivalent)

Radium eşdeğeri, içerisinde doğal radyonüklid barındıran maddelerin aktivite derişimlerini karşılaştırmak için kullanılan genel bir ölçüttür.

$$Ra_{eq} = C_{Ra} + 1.43 \times C_{Th} + 0.077 \times C_K \quad (5.2)$$

Burada C_{Ra} , C_{Th} ve C_K sırasıyla yapı malzemesi içerisindeki ²²⁶Ra, ²³²Th ve ⁴⁰K derişimleridir. Çalışmada maden işçileri için kömür, bir yapı malzemesi olarak düşünülmüştür.

5.2.2 Maruz kalınan gama ışıını (Gamma ray exposure)

Gama ve X-ışınları içerisinde bulundukları ortamla etkileşir ve etkileşmenin büyüklüğü bu ışıınıları oluşturan kaynağın aktivitesine bağlıdır. Bu ışıınılara maruz kalma etkisinin ölçüsü Röntgen olarak adlandırılır. Başka bir deyişle maruz kalınan gama ışıınıması dQ/dm şeklinde ifade edilebilir. Burada dQ , etkileşme ile oluşan ikincil elektronların dm kütleli bir hava hacmi içerisinde meydana getirdikleri yüküdür.

5.2.3 Soğurulan doz (Absorbed dose)

Gama ışıınılarına maruz kalan maddelerin, gelen ışıınımdan dolayı soğurduğu enerji farklılık gösterir. Soğurucu ya da başka bir deyişle radyasyona maruz kalan maddelerin birim kütesinin, gelen radyasyondan soğurduğu enerjiye soğurulan doz denir. Soğurulan dozun eski birimi rad (erg/gr), SI birim sisteminde kullanılan eşdeğeri ise Gray (joule/kg) dir. Yapılan ölçümler sonucunda 1 Coulomb/kg lık maruz kalınan gama ışıınımasının havada meydana getirdiğı soğurulan dozun 33.8 Gray e denk geldiğı görülmüştür. Soğurulan doz değeri soğurucu ortamın atom numarasına bağlıdır. Soğurulan doz ölçümleri iyonizasyon odaları yada kalorimetrik ölçümler yapılarak belirlenebilir. Ancak uluslararası kurumların, yapılan birçok farklı çalışmayı göz önüne alarak belirlediğı sabitler ve doğal bozunma serilerini temsil eden radyonüklidler kullanılarak da soğurulan doz değeri hesaplanabilir [36]. Soğurulan doz ifadesinde daha çok 'soğurulan doz hızı' terimi kullanılır. Bu terim birim zamanda soğurulan doz anlamındadır ve Gy/s, Gy/sn şeklinde ifade edilebilir.

Bu tez çalışmasında maden işçileri için havada soğurulan doz hızı

$$D = 0.462 \times C_{Ra} + 0.604 \times C_{Th} + 0.0417 \times C_K \quad (5.3)$$

(5.3) bağıntısı ile ifade edilir ve elde edilen değeri (D), kullanılan katsayılar için nGy/s birimindedir.

5.2.4 Etkin doz eşdeğeri (Effective dose equivalent)

Soğurulan doz miktarının, farklı radyasyon türlerine göre çeşitli organlardaki etkisi farklı olacaktır. ICRP (international Commission of Radiation Protection) nin belirlediğı ve radyolojik literatürde doz eşdeğeri olarak bilinen terim, soğurucu organa veya dokuya göre, gelen radyasyon türünün dikkate alındığı bir tanımlamadır.

$$H_{T,R} = w_R \times D_{T,R} \quad (5.4)$$

(5.4) formülünde belirtilen $H_{T,R}$, T organı veya dokusunda soğurulan doz eşdeğeri, w_R gelen radyasyonun doku veya organdaki etkisini temsil eden radyasyon ağırlık faktörü ve $D_{T,R}$ ise doku veya organda gelen radyasyonun sebep olduğu soğurulan doz değeridir. Radyasyon ağırlık faktörü, bütün enerji değerleri için fotonlarda, elektronlarda ve muonlarda 1 olarak belirlenmiştir [31]. Bu değer nötronlarda ve protonlarda enerjilerine göre farklı değerler alır. Doz eşdeğeri için kullanılan birim, soğurulan doz değeri Gray olarak alındığında Sievert (Sv) olarak alınır.

Belirtilen formül (5.4), farklı organ veya dokular için ayrı ayrı hesaplanmalı ve sonuç olarak bir organizma için yapılan doz eşdeğeri hesabında tüm bu değerler toplanarak etkin doz eşdeğeri bulunmuş olur.

Yıllık etkin doz eşdeğeri (YEDE) hesabında, soğurulan doz değerinden yıllık etkin doz eşdeğerine dönüşüm sabiti ve ortamda bulunma faktörü (occupancy factor) önem teşkil eder. Soğurulan doz değerinden, yıllık etkin doz eşdeğerine dönüşüm katsayısı, yetişkin erkek ve kadınlar için gama ışınları söz konusu olduğunda 0.7 Sv/Gy olarak belirlenmiştir [36].

Maden işçilerinin çalışma koşulları değerlendirildiğinde, yeraltı işçileri günde en az 5 saat, senede 255 gün zamanlarını maden ocaklarındaki galeri ve ayaklarda geçirmektedirler. Bu çalışma koşulları göz önüne alındığında, yıllık etkin doz eşdeğeri hesaplaması (5.5) formülünde belirtildiği gibi yapılmıştır;

$$YEDE = D(nGy / h) \times 0.7(Sv / Gy) \times [84 \times 0.65 + D_{\text{maden}} \times 0.15 + 59 \times 0.2] \times 8760(\text{saat}) \quad (5.5)$$

Bu değerın hesaplanmasında esas alınan formül;

$$YEDE = 0.7(Sv / Gy) \times 8760(\text{saat}) \times [D_{\text{iç}} \times 0.80 + D_{\text{dış}} \times 0.20] \quad (5.6)$$

(5.6) daki gibi olup, buradaki köşeli parantez içindeki terimde, kişinin ortalama zamanının %80 ini iç mekânlarda, %20 sini dış mekânlarda geçirdiği düşünülmüştür. Burada $D_{\text{iç}}$ iç mekânlarda dünya genelinde hesaplanan ortalama doz hızı, $D_{\text{dış}}$ ise dış mekânlarda hesaplanan dünya genelinde ortalama doz hızıdır ve sırasıyla 84, 59 nGy/s değerlerinde verilmiştir [36]. Ancak yer altı maden işçilerinin çalışma koşulları gözetildiğinde, zamanlarının %65 ini ev gibi yerüstünde bulunan

mekânlarda, %15 ini madende ve %20 sini de kapalı olmayan yerüstü mekânlarda geçirdikleri düşünülmüştür. %65 lik ve %20 lik zaman dilimleri için hesaplanmış dünya ortalaması değerleri kullanılıp, %15 lik zaman dilimi için de madende maruz kalınan doz hızı belirlenerek, yeraltında çalışan maden işçileri için yıllık etkin doz eşdeğeri hesaplanmıştır.

5.2.5 Sağlığa zararlılık belirteci (Health hazard index)

Söz konusu radyasyonun potansiyel zararlarını belirtmek için kullanılan bu ölçüt, ortam içerisindeki etkileri gözetilen radyonüklidlerin derişimlerinin, detaylı çalışmalar sonucunda hesaplanan katsayılarla bölünmesi ile elde edilir. Bu katsayı değerleri, söz konusu radyonüklidin, etkin doz değerlerinin belirli bir zaman aralığında kabul edilebilir limitleri hesaplanarak bulunmuştur. Sonuç olarak doğal radyonüklidlerden kaynaklanan ve numunenin bütünü için geçerli olan sağlığa zararlılık belirteci (5.7) formülünde verilmiştir. Bu değer bire normalizedir. Sağlığa zararlılık belirtecinin birden yüksek değerler göstermesi, bu bölgelerdeki aktiviteyi artıran etkenlere müdahale etmeyi gerektirir. Buradaki H_{ex} ifadesindeki alt indis, belirlenen sağlığa zararlılık belirtecinin, vücuda dışarıdan etki yapan radyonüklidlerin dikkate alındığını belirtmektedir. Örneğin numunede sadece radyum dikkate alındığında, 370 Bq/kg derişiminden daha fazla radyum sağlığa zararlı olarak nitelendirilir.

$$H_{ex} = \frac{C_{Ra}}{370} + \frac{C_{Th}}{259} + \frac{C_K}{4810} \quad (5.7)$$

Çizelge 5.3 : Kömür numuneleri için hesaplanan Radyum eşdeğeri, havada soğurulan doz, yıllık efektif doz eşdeğeri, sağlığa zararlılık belirteçleri.

Sample	Ra _{eq} (Bq/kg)	D (nGy/h)	AED (μSv)	He _{ex}
Uz1	68.2 ± 7.6	32.6 ± 3.6	30.0 ± 3.4	0.18 ± 0.02
Uz2	66.3 ± 7.9	32.2 ± 3.8	29.6 ± 3.5	0.18 ± 0.02
Uz3	86.6 ± 11.8	41.1 ± 5.6	37.8 ± 5.1	0.23 ± 0.03
Uz4	127.6 ± 8.3	59.2 ± 3.9	54.4 ± 3.6	0.34 ± 0.02
Uz5	91.9 ± 7.9	43.1 ± 5.6	39.6 ± 3.4	0.25 ± 0.02
Uz6	186.6 ± 11.5	86.9 ± 5.4	79.9 ± 4.9	0.50 ± 0.03
Uz7	156.9 ± 11.9	72.4 ± 5.5	66.6 ± 5.1	0.42 ± 0.03
Uz8	71.6 ± 11.8	34.2 ± 5.6	31.4 ± 5.2	0.19 ± 0.03
Uz9	81.6 ± 12.5	38.8 ± 5.9	35.7 ± 5.5	0.22 ± 0.03
Uz10	72.2 ± 13.5	34.8 ± 6.5	32.0 ± 6.0	0.20 ± 0.02
Kz1	74.4 ± 9.0	35.7 ± 4.3	32.9 ± 4.0	0.20 ± 0.04
Kz2	80.5 ± 12.4	38.4 ± 5.9	35.3 ± 5.4	0.22 ± 0.03
Kz3	159.1 ± 16.2	74.0 ± 7.5	68.1 ± 6.9	0.43 ± 0.04
Kz4	602.1 ± 35.8	265.3 ± 15.8	244.0 ± 14.5	1.63 ± 0.10
Kr1	359.8 ± 29.7	166.2 ± 13.7	152.9 ± 12.6	0.97 ± 0.08

Çizelge 5.3 de çalışılan kömür numuneleri için belirlenen radyum eşdeğeri, havada soğurulan doz, yıllık efektif doz eşdeğeri, sağlığa zararlılık ölçütleri verilmektedir. Burada, işçiler için hesaplanan yıllık etkin doz eşdeğeri, işçilerin günlük zamanlarının %15 ini madende geçirdikleri ve toplam etkin doz eşdeğerine sadece madenden gelen katkılar gözetilerek hesaplanmıştır.

6. NÖTRON AKTİVASYON ANALİZİ (NAA)

Nötron aktivasyon analizi (NAA), malzeme içerisindeki bulunan elementleri belirlemede yaygın olarak kullanılan bir tekniktir. Bu teknik ile belirlenecek elementlerin deteksiyon alt limitleri, nötronların kaynağı ve enerjileri, reaksiyon sonucu oluşan radyoaktif çekirdekleri belirlemek için kullanılacak detektör sisteminin özellikleri ve hedef çekirdekle nötronların etkileşme süreçleri ile yakından ilgilidir. NAA 'da genel olarak kullanılan reaksiyon tipi çekirdeklerin nötron yakalama (neutron capture) reaksiyonu (n,γ) türü olanıdır. Bir nötron, hedef çekirdek tarafından absorbe edildiğinde, oluşan yeni çekirdek çoğu zaman uyarılmış haldedir. Uyarılmanın yol açtığı fazla enerji genelde alfa ve beta bozumalarını takip eden gama geçişleri ile salınır ve bilindiği gibi bu gama geçişleri karakteristiktir. Bu ışınımın yarı ömür zamanları, radyoaktif çekirdeğe göre ms değerlerinden yıl mertebelerine kadar değişebilir. Bu nedenle NAA da sayım ve soğutma zamanları önem kazanır. Yapılan çalışmalarda geciktirilmiş gama-ışını nötron aktivasyonu denen, sayımların uygun bozunma zamanları kadar bekletildikten sonra alındığı yöntem kullanılmıştır. Reaktör nötronları, enerjileri 0.5 eV 'un altında olduğunda termal, 0.5 eV-0.5 MeV aralığında olduğunda epitermal ve 0.5 MeV den daha büyük olduğu durumda ise hızlı nötronlar (fast neutrons) olarak adlandırılır.

NAA 'da önemli olan faktörlerden diğer ikisi de reaktör nötron akısı ve nötron etki tesir kesitleridir. Kullanılan reaktörün gücüne bağlı olarak değişen nötron akısı, termal ve epitermal nötronlar olmak üzere iki ayrı sınıfta (nöt/cm²s biriminde) ölçülür. Etki tesir kesitleri ise hedef çekirdeklerin, nötronlarla reaksiyona girme olasılığının bir ifadesidir. Reaktör akısı belirlendikten sonra, hedefte bulunması muhtemel çekirdeklerin nötron kapma tesir kesitlerine, yarı ömürlerine bakılarak hedef malzemesinin ne kadarının hangi sürede ısılanması gerektiğinin

hesabı yapılabilir. Çizelge 6.1 nötron akısı $10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ olan bir reaktörde NAA ile belirlenebilen elementlerin listesini ve deteksiyon limitlerini vermektedir.

Çizelge 6.1 : Nötron akısı $10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ olan bir reaktörde NAA ile belirlenebilen elementler ve deteksiyon limitleri [37].

Pikogram	Element
1	Dy, Eu
1–10	In, Lu, Mn
$10-10^2$	Au, Ho, Ir, Re, Sm, W
10^2-10^3	Ag, Ar, As, Br, Cl, Co, Cs, Cu, Er, Ga, Hf, I, La, Sb, Sc, Se, Ta, Tb, Th, Tm, U, V, Yb
10^3-10^4	Al, Ba, Cd, Ce, Cr, Hg, Kr, Gd, Ge, Mo, Na, Nd, Ni, Os, Pd, Rb, Rh, Ru, Sr, Te, Zn, Zr
10^4-10^5	Bi, Ca, K, Mg, P, Pt, Si, Sn, Ti, Tl, Xe, Y
10^5-10^6	F, Fe, Nb, Ne
10^7	Pb, S

6.1 Reaktör Akısının Tayini

Işınlamalar için, reaktörün ışınlama kanallarından ikisi kullanılmıştır. Bunlardan birincisi reaktörün merkez kanalı, diğeri reaktör kalbinin dış tarafında bulunan ve numunelerin pinomatik sistemle ışınlamaya gönderildiği tavşan kanalıdır. Termal akıların belirlenmesinde çoklu kaynak yönteminin yanı sıra Cd-kaplı altın yöntemi kullanılmıştır. Akı tayini için, termal ve epitermal nötron etki tesir kesitleri bilinen saf malzemeler merkez ve tavşan kanallarda ışınlanmıştır. Merkez kanalındaki ışınlamalar için kullanılan malzemelere ve miktarları sırası ile $^{181}\text{Ta}(\%99.99)$ 1.6 mg, $^{186}\text{W}(\%99.99)$ 4.2 mg, $^{197}\text{Au}(\%99.95)$ 5.0 mg ve $^{113}\text{In}(\%99.99)$ 1.8 mg dır. Tavşan kanal için ise 1.7mg ^{181}Ta , 6.0 mg ^{186}W , 6.2 mg ^{197}Au ve 2.5 mg ^{113}In olarak belirlenmiştir. Çok-kaynak yönteminde elimizde bulunan, folyo şeklindeki yüksek saflıklı elementler belirtilen miktarlarda ilgili kanalda ışınlanmıştır. Işınlanan folyolar aktif olduktan sonra uygun sürelerde soğutulmuştur. Sayımların alınabilmesi için, 5 cm kaynak-detektör mesafesinde gözlenen ölü zaman değerinin % 15’ in altına düşmesi beklenmiştir. Termal ve epitermal etki tesir kesitleri bilinen elementlerin aktivasyonu sonrasında kararlı hale geçerken yayımladıkları foto piklerin alanları belirlenerek, **(6.1)** formülündeki değerler yardımıyla bir eşitlik elde edilmiştir.

$$\phi_{th} \cdot \sigma_{th} + \phi_{ep} \cdot \sigma_{ep} = f \frac{N \cdot A \cdot \lambda}{a \cdot b \cdot I_{\gamma} \cdot N_0 \cdot \Sigma \cdot m \cdot (1 - e^{-\lambda t_i}) \cdot (e^{-\lambda t_c}) \cdot (1 - e^{-\lambda t_m})} \quad (6.1)$$

Burada

N - fon ışınlamı çıkartılmış net pik alanı,

A - aktif edilen elementin atom numarası,

Σ - ilgili enerji için mutlak detektör verimi,

λ - aktif edilen izotopun bozunma sabiti,

m - ışınlanan malzemenin kütlesi,

a - ilgili elementin ışınlanan malzeme içindeki bolluğu,

b - izotopik bolluk,

I_{γ} - mutlak gamma ışını şiddeti,

N_0 - Avagadro sayısı,

ϕ_{th} – Termal nötron akı değeri

ϕ_{ep} – Epitermal nötron akı değeri

σ_{th} – Termal nötron soğrulma etki tesir kesiti

σ_{ep} – Epitermal nötron soğrulma etki tesir kesiti

t_i , t_c , t_m - sırası ile ışınlama, soğutma ve ölçüm zamanları

f - ara-kararlı (meta-stable) bozunmalar için düzeltme çarpanı

olarak verilmiştir.

İkinci bir yüksek saflıkta hazırlanmış element kullanılarak elde edilen iki bilinmeyenli denklem sisteminin çözümünden termal ve epitermal nötron akılarının değerleri bulunmuştur. Elimizde ikiden fazla sayıda yüksek saflıklı element olması nedeniyle elde edilen σ_i, ϕ_i değerlerin ortalaması alınarak akı belirlemedeki hata azaltılmıştır. 250 kW maksimum güçte hesaplanan merkez kanal için termal akı $5.6 \cdot 10^{12}$, epitermal akı $2.8 \cdot 10^{11}$ nötron $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$; tavşan kanal için termal akı $3.3 \cdot 10^{12}$, epitermal akı $9.0 \cdot 10^{10}$ nötron $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ olarak belirlenmiştir. Bu değerler, daha önce yapılan çalışmalar ile uyum içindedir [38,39].

Hesaplanan akı değerlerinin doğruluğunu test etmek için ağırlığı ışınlama öncesinde belirlenen (4.2 mg) saf Tungsten numunesi merkez kanalda ışınlanmış ve hesaplama sonucunda 4.0 mg olarak bulunmuştur. Akı tayininde yapılan hata temel olarak, pik alanlarının istatistiksel hatası, termal ve epitermal nötron etki tesir kesitlerinin hatası, ilgilenilen enerjideki verimin hatası kaynaklı olup, diğer hatalar ihmal edilebilecek kadar küçüktür.

6.2 NAA İçin Örnek Hazırlama

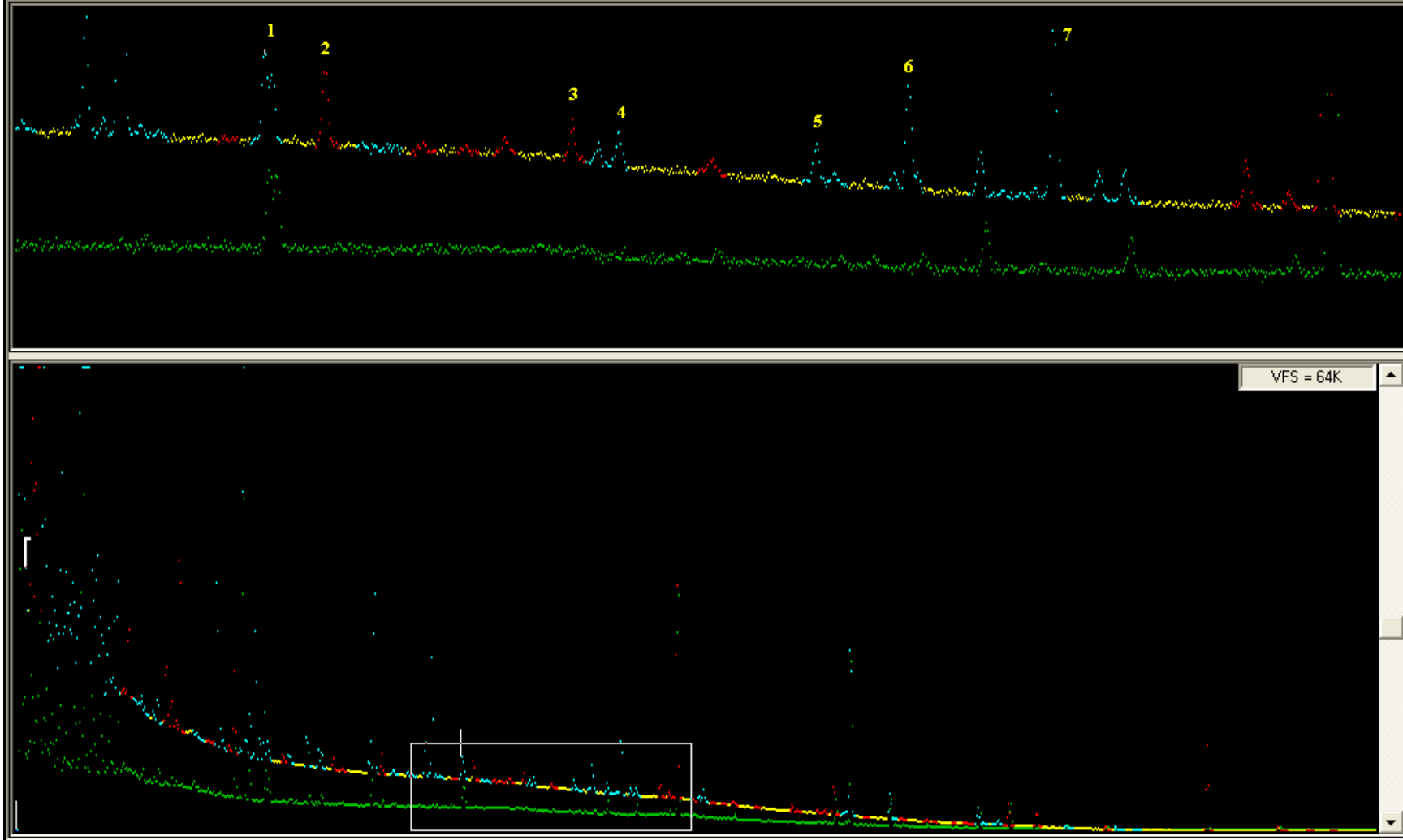
NAA için kömür numuneleri, merkez kanalındaki ışınlamalar için yaklaşık 150 mg, tavşan sistemindeki ışınlamaları için yaklaşık 5 mg lık 1 mm kalınlığında diskler şeklinde hazırlanmıştır. Numuneler çok ince kalınlıkta iki parafin şerit arasına nem ve hava almayacak şekilde sıkıştırılmıştır. Hazırlanan parafin kaplı numuneler merkez kanal ışınlamaları için alüminyum tüp içerisine yerleştirilmiştir. Tavşan sistemi kullanılarak yapılan ışınlamalarda, aynı yöntemle hazırlanan numuneler tavşan sisteminde kullanılan polietilen tüpler içerisine yerleştirilerek ışınlanmıştır.

6.3 NAA İle Kütle Belirleme

NAA yönteminde hazırlanan numunelerin hangi akı değerlerinde ve ne kadar süre ile ışınlanacağı önem taşır. Numunelerin içerisinde bulunan elementlerin çekirdeklerinin aktivasyon yüzdesi (saturasyon aktivitesi), oluşan kız çekirdeklerin yarı ömürlerine ve ışınlama süresine bağlıdır. Bu nedenle kısa ömürlü çekirdekler kısa sürelerle yapılan ışınlamalar ile detekte edilebilecek aktiviteye ulaşırken, kız çekirdeğin yarı ömrünün büyük olduğu durumlarda ışınlama süresinin de büyük olması gerekir. Bu tez çalışmasında ilgilenilen özel bir element bulunmadığından dolayı, reaktörün çalışabileceği maksimum zamanda ve akı değerlerinde ışınlamalar gerçekleştirilmiştir. Merkez kanala yerleştirilen numuneler, 2 saat ve 2 saat 45 dakika sürelerle ışınlanmıştır. Soğuma zamanları merkez kanal numuneleri için 3-10 gün aralığında tutularak ilk sayımlar alınmıştır. İlk sayımlardan sonra, görece kısa yarı ömürlü elementlerin bozunup, spektruma yaptıkları katkının azaldığı göz önüne alınarak 15-22 gün soğuma zamanları için aynı numuneler tekrar sayılmıştır. Şekil 6.1 de verilen spektrumlarda farklı soğutma zamanlarının etkileri görülmektedir. Verilen yeşil renkli spektrum diğerinden 20 gün sonra alınmıştır. Örneğin 7 numaralı pik yarı ömrü 35.3 saat olan ^{82}Br izotopuna aittir. 20 gün sonra alınan spektrumda

beklendiđi gibi bu izotopun ^{82}Br ye ait karakteristik piki gözlenmemektedir. Ancak ^{124}Sb izotopuna ait 60.2 gün yarı ömürlü 602.7 keV enerjili 1 nolu pik her iki spektrumda da görölmektedir. ^{124}Sb izotopunun malzeme içerisindeki konsantrasyonu belirlenirken, ikinci spektrumdan yararlanmak daha doğrudur; zira birinci spektrumda, ^{82}Br gibi kısa süreli izotoplar spektruma katkı yapacak ve uzun süreli izotopların analizini zorlaştacaktır.

Şekil 6.1 : Farklı soğutma zamanlarına sahip numunelerin spektrumlarının karşılaştırılması. Yeşil renkli spektrum diğerinden 20 gün sonra alınmıştır.



Numune içerisindeki elementin kütle miktarını belirlemede **(6.1)** eşitliğinden akıllar belirlendikten sonra m çekilerek yararlanılmıştır. Bir izotopun birden fazla karakteristik geçişi olduğu durumlarda, o izotopun mümkün olduğunca izole olan (diğer piklerle üst üste çakışmayan) foto pikleri kullanılmıştır. Formüldeki f düzeltme çarpanı, ilgilenilen elementin ara-kararlı (meta-stable) izotoplarından yapılan kütle belirlemelerin önemlidir. Bu tez çalışmasında NAA ile hesaplanan kütle değerleri için, ara-kararlı durumlar kullanılmadığından $f=1$ olarak alınmıştır. **(6.1)** eşitliğinin, her elementin ilgili gama geçişi enerjisi için tek tek hesaplanması uzun zaman almaktadır. Bu hesaplamayı kısa sürede yapmak için **(6.1)** eşitliğindeki tüm gerekli bilgileri analiz sonuçlarından ve girilen veri kaynaklarından okuyan bir fortran kodundan yararlanılmıştır. Yazılan kod aşağıda verilmiştir. Kodda kullanılan termal ve epitermal etki tesir kesitleri [40], doğal çekirdeklerden NAA ile üretilmesi mümkün olan periyodik tablodaki tüm çekirdekler için bir veri tabanı (nuclei.txt) oluşturulmuştur.

```

Dimension egam(200,200),agam(200,200),en(200,200),enx(200)
Dimension abund(200),hl(200),iq(200),sth(200),sep(200)
Dimension area(200),earea(200),aa(200),peak(200),eff(200)
Dimension gps(200),eeff(200)
Character*80 ajunk
character*8 ename(200),elem(200)
character*15 fname
real agram

open(9,file='analizsonu.lst')

Do ijk=1,6
  if (ijk.ge.10) then
    Read(9,'(A15)')fname
  Else
    Read(9,'(A15)')fname
  Endif

Do i=1,200
  Do j=1,200
    en(i,j)=0.
  Enddo
Enddo

Open(1,file='energies.txt')

Do i=1,72
  Read(1,*)ename(i)
  Read(1,*)isay

  Do j=1,isay
    Read(1,*)en(i,j),agam(i,j),egam(i,j)
    agam(i,j)=agam(i,j)/100.
  Enddo

```

```

Read(1,'(A1)')ajunk
Enddo
Close(1)
Open(2,file='elements.txt')
Do k=1,72
    Read(2,*)elem(k)
Enddo
Close(2)

Open(3,file='nuclei.txt')
Read(3,'(A8)')ajunk
Do k=1,72
    Read(3,*)abun(k),hl(k),iq(k),sth(k),aj,sep(k),aj
    abun(k)=abun(k)/100.
    if(iq(k).eq.1) hl(k)=hl(k)*365.25*24.*3600.  !year
    if(iq(k).eq.2) hl(k)=hl(k)*24.*3600.        !day
    if(iq(k).eq.3) hl(k)=hl(k)*3600.  !hour
    if(iq(k).eq.4) hl(k)=hl(k)*60.  !min
    if(iq(k).eq.5) hl(k)=hl(k)*1.  !sec
Enddo
Close(3)

Open(1,file=fname)
Read(1,*)t_cnt
Read(1,*)t_coo
Read(1,*)t_irr
Read(1,*)agram
Read(1,*)ibak
Do i=1,ibak
    Read(1,*)aj, enx(i), peak(i), aj, eff(i), eeff(i)
    area(i)=peak(i)/(t_cnt*eff(i))
Enddo
Close(1)

Open(1,file='aa.txt')
Do i=1,72
    Read(1,*)aa(i)
Enddo
Close(1)

ic=0
Do i=1,ibak
    Do j=1,72
        Do k=1,72
            if (en(j,k).ne.0) then
                af=abs(enx(i)-en(j,k))
                if (af.le.0.8) Then
                    alambda=0.693/hl(j)
                    am=(aa(j)-1.)*area(i)*t_cnt*alambda
                    am=am/(abun(j)*6.02E23*agam(j,k))
                    am=am/(1.-exp(-alambda*t_irr))
                    am=am/exp(-alambda*t_coo)
                    am=am/(1.-exp(-alambda*t_cnt))
                    am=am*1.E24/(5.6E12*sth(j)+2.8E11*sep(j))
                    am=am*1000000*1000/agram
                    write(*,'(2F8.2,A10,F10.0,F20.10,I10)')
1  enx(i),en(j,k),elem(j),aa(j),am,ijk
                Endif
            Endif
        Enddo
    Enddo
Enddo

```


Enddo
Enddo
Enddo
ENDDO
CLOSE(9)
Stop
End

6.4 Referans Malzemelerle NAA Sonuçlarının Testi

Yukarıda belirtilen metotlar ile tayin edilen nötron akılarının doğruluğunun test edilmesi için, içerikleri ve miktarları üretici firma tarafından verilmiş bulunan sertifikalı UMT-1 ve WGB-1 referans malzemeleri kullanılmıştır. 29.8 mg WGB-1 ve 30.6 mg UMT-1 numuneleri tavşan kanalda 10 dk, 84.9 mg WGB-1 ve 81.9 mg UMT-1 numuneleri merkez kanalda 2.5 saat sürelerle ışınlanmıştır. Uygun soğutma zamanları sonrasında alınan spektrumların Genie2000 programı ile değerlendirilmesi sonucunda içerdikleri element miktarları Çizelge 6.2 ve Çizelge 6.3 te belirtilmiştir. Referans malzemelere ait sertifikalar ekte verilmiştir. Çizelgedeki son sütunda hesaplanan hata, proje çalışmamızda bulduğumuz değer ile öncelikle sertifika değerinin karşılaştırmasından bulunmuştur.

Standart malzemelerin sertifikalarında belirtilen element içeriklerinin ve miktarlarının doğruluğunu araştıran örnek bir makale [41], bu proje çalışmasında yapılan nötron aktivasyon analizi sonuçları ile karşılaştırılmıştır ve tabloda belirtilmiştir. Sertifikada belirtilmeyen element konsantrasyonları karşılaştırması için, örnek olarak alınan makale kullanılmıştır.

Çizelge 6.2 : UMT-1 referans malzemesi için NAA sonuçları. Değerler µg/g olarak verilmiştir.

UMT-1 (µg/g)	Tavşan kanal	Merkez kanal	Örnek makale[37]	Sertifika değeri	Hata (%)
²⁴ Na	4305	X	4601	4822	10.7
⁴² K	721	X	657	747	3.4
⁴⁶ Sc	30.9	33.5	31.1(0.9)	X	7.8
⁵¹ Cr	2213	2545	2284(70)	X	3.1
⁵⁶ Mn	1103	X	X	1549	28.8
⁵⁹ Fe	103935	X	93300	95100	9.3
⁶⁰ Co	83.0	X	79.1(2.7)	77	7.7
⁶⁴ Cu	814	X	X	743	9.6
⁶⁵ Zn	X	96.5	78(2)	X	23.7
⁷⁶ As	1.15	1.31	1.23(0.34)	X	6.5
⁸² Br	X	0.50	0.33(0.28)	X	OK
¹⁴⁰ La	X	1.08	1.06(0.22)	X	1.9
¹⁵² Eu	X	0.30	0.31(0.01)	X	3.2
¹⁵³ Sm	1.59	1.66	1.05(0.06)	X	43.2
¹⁶⁰ Tb	X	0.30	0.19(0.01)	X	50
¹⁸¹ Hf	X	0.45	0.44(0.03)	X	2.3
¹⁸⁸ W	0.53	X	0.6(0.22)	X	11.7
¹⁹⁸ Au	X	0.0581	0.0542(0.0075)	0.048(0.002)	16.2

Çizelge 6.3 : WGB-1 referans malzemesi için NAA sonuçları. Değerler µg/g olarak verilmiştir.

WGB-1 (µg/g)	Tavşan kanal	Merkez kanal	Örnek makale[37]	Sertifika değeri	Hata (%)
²⁴ Na	15083	16772	X	15953(594)	5.4
⁴² K	8055	8388	X	7803(168)	3.2
⁴⁶ Sc	40.0	44.3	X	44(4)	.75
⁵¹ Cr	X	316	X	291(13)	8.6
⁵⁶ Mn	1010	X	X	1108(108)	8.9
⁵⁹ Fe	X	47986	X	46930(979)	2.2
⁶⁰ Co	X	31.6	X	29.8(1.7)	6.2
⁷⁶ As	X	2.11	X	1.5-5	OK
¹²⁴ Sb	2.94	X	X	2.0(0.4)	22.5
¹⁴⁰ La	9.03	8.53	X	8.7(1.1)	3.8
¹⁶⁶ Ho	0.45	X	X	0.52(0.07)	13.5
¹⁵² Eu	X	1.15	X	1.27(0.06)	9.4
¹⁵³ Sm	3.95	3.67	X	2.8(0.3)	18.8
¹⁹⁸ Au	X	0.00935	X	0.0029(0.0011)	132.5

7. RADON GAZI ÖLÇÜMLERİ

Radon, doğal radyoaktiviteye yaptığı %55 oranındaki katkıyla, doğal radyasyon kaynakları arasında en baskındır. Radyum çekirdeğinin bozunmasıyla oluşan radon renksiz, kokusuz ve havadan ağır bir soygazdır. ^{222}Rn (radon), ^{220}Rn (toron) ve ^{219}Rn (aktinon) radonun bilinen 33 farklı izotopundan doğada en bol bulunanlarıdır ve sırasıyla ^{238}U , ^{232}Th ve ^{235}U doğal bozunma serileri içerisindeki radyumun bozunmasıyla oluşurlar. Bu izotopların herbirisi radyoaktiftir ve yarıömürleri nanosaniyeden gün mertebelerine kadar değişiklik gösterir. ^{222}Rn yeryüzü çatlaklarından, ortama difüzyon yoluyla yayılmaya daha müsaittir ve havada radon gazının bulunması, diğer izotoplarına göre daha olasıdır. Havadaki radon konsantrasyonu, bulunulan bölgenin jeolojik yapısına, mevsime, havalandırma koşullarına göre değişiklik gösterir.

Radon gazının insan sağlığı üzerindeki etkileri 1950 li yıllardan beri araştırılmaktadır. Bu araştırmalar ilk defa, Almanya' daki iki uranyum madeninde gözlenen yüksek ölüm oranının sebeplerinin araştırılmasıyla başlamıştır. Söz konusu madenlerdeki işçilerin akciğer kanserine yakalanarak öldüğü ortaya çıktıktan sonra madende yapılan ölçümlerde yüksek radyum miktarına rastlanmıştır. Hastalığın işçilerde içsel radyasyondan dolayı baş gösterdiğinin de anlaşılmasından sonra, akciğer kanserine yakalanma riskinin radon gazı ve onun bozunma ürünleriyle ilişkili olduğu düşünülmeye başlanmıştır [42]. Radon gazı bir soy gaz olması nedeniyle bulunduğu ortamdaki diğer gaz molekülleri ile etkileşmez. Ancak radonun bozunma ürünleri ortamdaki gazlara tutunarak solunum yoluyla akciğerlere kadar taşınabilir ve yarıömürleri ölçüsünde akciğer dokusunda ışıma yapmaya devam eder. Bu bozunmalar alfa, beta ve gamma bozunmaları şeklinde gerçekleşir. Radonun bozunma ürünlerinin yaptığı bu bozunmalarda özellikle parçacık yapısında olan alfa ve beta bozunmaları, dokuya direkt olarak ulaşarak tahribata yol açar. İçsel radyasyon olarak adlandırılan bu durum, vücuda alınan radon gazı miktarının ve alınan dozlar için sağlığa zararlılık limitlerinin belirlenmesi önemli kılar.

Bu tez çalışmasında maden işçilerinin radon gazı ve bozunma ürünleri kaynaklı içsel radyasyondan nekadarlık bir doz aldıklarını belirlemek için, daha önceden toplanmış numuneleri temsil eden bölgelerde radon gazı ölçümü yapılmıştır. Böylece işçilerin maruz kaldığı toplam doz miktarının nekadarının, etraflarını saran kömür oluşumundan gelen gama radyasyonu ve soludukları havadan aldıkları radon gazı ve bozunma ürünlerinin meydana getirdiği alfa bozunmaları kaynaklı olduğu değerlendirilmiştir.

7.1 Yöntem ve Ölçüm

Radon gazı ölçümleri iki şekilde yapılabilmektedir. Birinci yöntemde, ölçümü yapılacak ortamdan özel kapalı kaplar ile toplanan hava numunelerindeki konsantrasyon, laboratuarda bir radyasyon sayıcısı ile belirlenir. Bu ölçümler anlık ölçümlerdir ve sadece belli bir anda ölçüm mekanındaki konsantrasyonu temsil eder. İyon odaları, Lucas hücresi ve elektrostatik toplayıcılar bu yöntemde kullanılan radyasyon sayıcılardan bazılarıdır. Genellikle nükleer iz detektörleri kullanılan ikinci yöntemde, radon detektörleri belirli sürelerde ortama bırakılır. İnorganik kristal veya plastik malzemelerden yapılabilen bu detektörlerin üzerlerine düşen yüklü parçacıklar enerjilerine göre farklı mesafelerde izler oluştururlar. Bu izler çıplak gözle görünmezler ve kimyasal yöntemlerle izlerin büyüklükleri mikroskopla görülebilecek duruma getirilir. İzlerin boyutları Angström mertebesinde olduğundan kimyasal işleme gerek kalmaksızın elektron mikroskopları kullanılarak da sayım yapmak mümkündür. İzlerin kalınlıklarına, uzunluklarına ve sıklığına göre ortamda hangi radyonüklidin hangi enerjide ve konsantrasyonda bulunduğu belirlenir. Pasif yöntemlerden bir diğeri de aktif karbon (charcoal canister) yöntemidir. Bu yöntemde aktive edilmiş karbonla kaplı kabın içerisine giren radon gazı, aktif karbon tabakasının gözeneklerinde tutulur. Radon gazının kap içerisine girmesi için, aktif detektör malzemesinin özelliklerine göre belli bir süre beklenir. Toplanan radyoaktif madde konsantrasyonu, gama spektroskopisi veya sıvı ışıltama spektroskopisi yöntemleriyle belirlenir.

Bu tez çalışmasında yapılan radon gazı ölçümlerinde National Safety Products, USA şirketinden temin edilen, aktif karbon tabakalı kısa zaman sayımlı radon test tüpleri kullanılmıştır. Aktif karbon tabakanın, ortamda bulunan tozdan etkilenmesini engellemek için, tüplerin üst kısmı polietilen bir filtre ile kaplanmıştır. Tüpler, daha

önceden gama spektroskopisi ile analizi yapılan numune bölgelerine yerleştirilmiştir. Ancak bazı numune bölgelerinde kömür üretimi sona erdiğinden buralara ulaşmak mümkün olmamıştır. Bu durumda tüpler numunelerin toplandığı ortamı temsil eden en yakın bölgelerde maden duvarından yaklaşık 20-30 cm uzaklığa ve tabandan 1.5 m yüksekliğe yerleştirilmiştir. Tüplerin kapakları açılır açılmaz, yerleştirilme zamanları kaydedildikten sonra, radon gazının soğurulması (adsorbition) için iki gün bekletilmiştir. Herbir bölgeye yerleştirilen tüp üzerinde bulunan barkod numarası kaydedilerek tüplerin temsil ettiği bölgeler ayırt edilmiştir. Kapakları kapatılarak toplanma zamanları kaydedilen tüplerin analizi ABD’ de yapılmak üzere StarLabs, USA laboratuvarına gönderilmiştir. Tüplerin içerisindeki radon gazı konsantrasyonu, yukarıda bahsedilen tekniklerden sıvı ışıldama tekniği kullanılarak belirlenmiştir. Bu teknikte öncelikle tüplerin içerisindeki aktif karbon plakaya soğurulan radon, sıvı ışıldayıcı ile dolu kaba transfer edilir (desorbition). Bu kaba bağlı olan bir sıvı ışıldama sayıcısı, ^{214}Pb ve ^{214}Bi bozunma ürünlerinden kaynaklanan toplam gama ışınlarını sayar. Tüpler için bilinen kapak açma ve kapatılma zamanları ile bozunma düzeltmeleri de yapılarak radon konsantrasyonu Bq/m^3 cinsinden belirlenir.



Şekil 7.1 : Radon gazı ölçümlerinde kullanılan radon test tüpü.

7.2 Birimler ve Hesaplamalar

Radon gazı ve bozunma ürünlerinin havada oluşturduğu radyasyon, potansiyel alfa enerji konsantrasyonu (PAEC) ile temsil edilir ve birimi WL (working level) dir. 1WL, radon gazı bozunma ürünlerinin bir litrelik hava içerisinde $1.3 \cdot 10^5$ MeV lik

alfa bozunma enerjisi depolamasına karşılık gelir. Bu birim aylık çalışma saatleri göz önüne alınarak WLM (working level month) şeklinde de yazılabilir ;

$$1 \text{ WLM} = 1 \text{ WL} * 170 \text{ saat.} \quad (7.1)$$

Genelde radon gazı ve bozunma ürünleri radyoaktif dengede değildir. Bu nedenle ölçüm yapılan ortamlardaki denge faktörünün (equilibrium factor) belirlenmesi gerekir .

$$F_{eq} = \frac{0.106 \times C_{^{218}\text{Po}} + 0.514 \times C_{^{214}\text{Pb}} + 0.380 \times C_{^{214}\text{Bi}}}{C_{^{222}\text{Rn}}} \quad (7.2)$$

(7.2) formülündeki bozunma ürünlerinin konsantrasyonları (C_i) Bq/m³ olarak alınabilir. Dikkat edilirse tam bir radyoaktif denge durumunda bozunma ürünlerinin konsantrasyonları ve radon konsantrasyonu birbirine eşit olacaktır ve denge faktörü bir olarak alınacaktır. Denge faktörü hesaplamalarında genel olarak ayrı ayrı konsantrasyon hesaplamaları yerine uluslararası raporlarda belirtilen, kapalı mekanlar için 0.4, açık alanlar için 0.8 değerleri kullanılır. Bu tez çalışmasında, radon doz hızı hesabında ICRP65 raporlarında belirtilen katsayılar kullanılmıştır. Bu değerler ile doz hızı D [nSv/h] ;

$$D = C_{Rn} [WL] \times F_{eq} \times F_{doz} [nSv/WLM] \quad (7.3)$$

formülü kullanılarak hesaplanmıştır. Burada F_{eq} denge faktörü, F_{doz} ise, radon konsantrasyonundan doz eşdeğerine geçmek için belirlenmiş olan doz faktörüdür. Bu değer hesaplamasında maden işçileri üzerinde yapılan çalışmalar [43] (epidemiolojik) ve insan vücudunda radyasyonun depolanmasını temel alan çeşitli modelleri kombine eden yöntemler (dozimetrik) kullanılmaktadır. Bunlardan sözü edilen dozimetrik yaklaşımda, soluma hızı, ortamdaki radyonüklidlerin fiziksel özellikleri, parçacık boyutları ve dağılımları, radyonüklidin akciğerde nereye yerleştiği gibi faktörler dikkate alınmaktadır. Bu çalışmada yapılan hesaplamalarda, ICRP65 raporlarında maden işçileri için belirlenen 5 mSv/WLM doz dönüşüm faktörü kullanılmıştır.

Risk faktörü hesaplamaları yaş, cinsiyet, yaşanan ve çalışılan ortamların dikkate alındığı ICRP65 raporlarındaki değerler kullanılarak belirlenmiştir. Bu raporlara göre 1 WLM, 636820 Bq/m³ lük radon konsantrasyonuna denk gelmektedir ve bu değer % 0.0283 lük bir kanser riskine eşdeğerdir . Böylece

$$Risk = C_{Rn} [WLM] \times F_{eq} \times 0.000283 \left[\frac{1}{WLM} \right] \times 1275 [aat] \quad (7.4)$$

(7.4) formülü kullanılarak, çalışılan kömür madenlerindeki işçiler için kanser riski değerleri hesaplanmıştır.

Radon gazı ölçümlerinin yapıldığı bölgelerdeki toz ölçümleri tablo 7.1 de gösterilmiştir. Bu değerler kullanılarak ortalama olarak bir işçinin ne kadar toz soluduğu belirlenebilir ve akciğerlere alınan toz içerisindeki doğal radyonüklidlerden kaynaklı doz miktarları hesaplanabilir.

Çizelge 7.1 :Çalışma alanlarında ölçülen havalandırma seviyeleri, toz yoğunlukları, radon konsantrasyonları, radon doz hızları, yıllık efektif radon dozu (YED), akciğer kanseri riski.

Numune	Havalandırma m ³ min ⁻¹	Toz yoğunluğu mg m ⁻³	Radon konst Bq m ⁻³	Doz Hızı nSv h ⁻¹	YED μSv	Kanser Riski (20 yıl sonunda)
Uz1	260	0.92	<15	<48	<60	<1:14708
Uz2	230	0.62	<15	<48	<60	<1:14708
Uz3	250	0.56	<15	<48	<60	<1:14708
Uz4	230	1.16	15	48	60	1:14708
Uz5	260	2.24	19	60	76	1:11612
Uz6	230	1.83	<15	<48	<60	<1:14708
Uz7	260	0.75	<15	<48	<60	<1:14708
Uz8	260	1.58	<15	<48	<60	<1:14708
Uz9	250	0.82	<15	<48	<60	<1:14708
Uz10	260	0.66	15	48	60	1:14708
Kz1	200	0.10	78	245	312	1:2828
Kz2	320	0.85	37	116	148	1:5963
Kz4	290	0.95	44	138	176	1:5014
Kr4	250	3.00	22	69	88	1:10028

8. SONUÇ VE ÖNERİLER

8.1 Pasif Gama Analizi Sonuçları

Pasif gama spektroskopi ölçümleri için uygun şekilde hazırlanan numunelerin analizleri sonucu oluşturulan Çizelge 2.2 de uranyum bozunma zinciri ürünlerinin, kendi aralarında radyoaktif dengeye yakın oldukları görülmektedir. Toryum serisinde ise ^{228}Ac ve ^{212}Pb derişimleri birbirine yakın, ^{208}Tl derişimi ise bu değerlerden daha düşük belirlenmiştir. Bunun nedeni, toryum bozunma zincirindeki ^{208}Tl çekirdeğine bozunan ^{212}Bi çekirdeğinin %64 ünün ^{212}Po çekirdeğine bozunması olarak değerlendirilmiştir. Spektrumda beliren, ^{208}Tl çekirdeğinin karakteristik piklerinden hesaplanan derişim değeri, gerçek değer %34 ünü temsil etmektedir. Bu nedenle, analiz sonucu bulunan değer normalize edilmesi ile, ^{208}Tl çekirdeği de toryum serisi bozunma ürünlerinin derişimleriyle tutarlıdır. Çizelge 8.1 de numunelerdeki toryum bozunma serisinin aktivite konsantrasyonları verilmektedir.

Çizelge 8.1 : Numunelerdeki toryum bozunma serisinin aktivite derişimleri.

Numune		^{232}Th serisi		
		^{228}Ac	^{212}Pb	$^{208}\text{Tl}\#$
uz1	(-185)s	21.0± 1.3	17.0± 0.9	22.9±2.9
uz2	(-200)s	19.6± 1.4	12.6± 0.7	17.4±2.6
uz3	(-170)s	26.3± 2.3	23.4± 1.3	25.9±4.7
uz4	(-180)s	41.6± 1.5	43.4± 2.3	38.5±4.1
uz5	(-190) s	31.6± 1.5	27.2± 1.4	28.5±3.5
uz6	(-215) s	59.3± 2.2	61.8± 3.3	56.7±5.0
uz7	(-190) s	52.8± 2.3	51.8± 2.8	48.5±5.9
uz8	(-185) s	24.2± 2.3	15.9± 0.9	17.0±4.4
uz9	(-205) s	24.2± 2.8	21.1± 1.2	20.0±1.2
uz10	(-210) s	19.8± 2.4	14.6± 0.9	24.7±1.5
kz1	(+88) b	22.1± 1.7	16.0± 0.9	24.7±2.6
kz2	(-363) b	21.6± 1.7	18.6± 1.0	24.1±3.9
kz3	(-523) b	54.5± 3.6	54.0± 3.0	47.3±5.9
kz4	(-523) c	252.1±13.2	307.9±16.3	248.7±15.3
kr1	(-360) c	109.9± 6.7	127.7± 6.5	114.7±10.3
kr2	(-150) c	62.1± 4.0	65.0± 3.4	55.0±5.9
kr3	(-205) c	72.1± 4.7	71.4± 3.8	67.1±6.2
kr4	(-395) o	25.5± 2.1	21.8± 1.2	25.3±3.2

Pasif gama analizi sonuçlarından (5.2) yardımıyla hesaplanan radyum eşdeğeri, farklı kömür numuneleri için 66-602 Bq/kg aralığında bulunmuştur. En yüksek değer, Çay

damardan -523 metre derinlikten alınan kz4 numunesi için 602 ± 36 Bq/kg gözlenmiştir. Bu değer, yapı malzemeleri için 370 Bq/kg olarak belirlenmiş olan [44] güvenli limit değerinden yüksek bulunmuştur. Bu değer yine Çay damardan -205 metre derinlikten alınan Kr1 numunesi için 360 ± 30 Bq/kg olarak güvenli limit değerine yakın bulunmuştur.

Kömürün yanması sonucu ortaya çıkan doğal radyonüklid miktarı, ham kömürden daha fazla olmaktadır [45]. Bu tez çalışmasında kömür numunelerinin içindeki tayin edilen radyonüklid derişimleri, kömürlerin yanması sonucunda açığa çıkacak en az miktarları temsil etmektedir.

Aynı numuneler için, havada soğrulan doz hızı değerleri de, ortalama değerlerden yüksek bulunmuştur. Numunelerde hesaplanan soğurulan doz hızı değerleri 32-265 nGy/saat arasında değişiklik göstermektedir. UNSCEAR 2000 raporunda belirtilen, dünya genelinde insan dağılımlarının ağırlıklı ortalaması gözetilerek yapılan hesaplamalarda, doğal radyonüklidler için havada soğrulan doz hızı 84 nGy/saat olarak bulunmuştur. Bu tez çalışmasında, sırasıyla 86.9 ± 5.4 , 265.3 ± 15.8 , 166.2 ± 13.7 , 101.1 ± 10.3 nGy/saat doz hızı değerlerinde bulunan uz6, kz4, kr1 ve kr3 numunelerinin temsil ettiği bölgeler, UNSCEAR 2000 raporuna göre yüksek fon ışınımına sahip bölgeler olarak değerlendirilmiştir.

Kömür madenleri için hesaplanan yıllık efektif doz eşdeğeri UNSCEAR 2000 raporuna göre 680 μ Sv olarak belirlenmiştir. (5.5) formülünde sadece madendeki D_{maden} doz hızı dikkate alınarak hesaplanan YEDE değerleri, 30-244 μ Sv değerleri arasında değişiklik göstermektedir. (5.5) formülündeki tüm doz hızı katkıları dikkate alınarak hesaplanan YEDE değerleri ile oluşturulan Çizelge 8.2 de belirtildiği gibi, bu tez çalışması sonucunda, Zonguldak ilindeki kömür madenlerinden toplanan numunelerin temsil ettiği bölgelerin, bu ortalama değeri aşmadığı görülmüştür. Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonun 2007 raporlarına göre, maden işçileri için tahammül edilebilir etkin doz eşdeğeri 20 mSv/yıl olarak belirtilmiştir. Bu değer de yine toplanan numunelerin temsil ettiği bölgeler için sınır değerinin altında bulunmuştur.

Çizelge 8.2 : İşçilerin günlük zamanlarının %15 ini madende, %65 ini kapalı mekânlarda ve %20 sini açık alanlarda geçirdiği düşünülerek hesaplanan yıllık etkin doz eşdeğerleri.

Numune	AEDE(μ Sv)
uz1	437.2
uz2	436.8
uz3	445.0
uz4	461.6
uz5	446.8
uz6	487.1
uz7	473.8
uz8	438.7
uz9	442.9
uz10	439.2
kz1	440.0
kz2	442.5
kz3	475.3
kz4	651.2
kr1	560.1
kr2	483.7
kr3	500.2
kr4	444.5

Bu tez çalışması için hesaplanan sağlığa zararlılık belirteçleri 0.18-1.63 değerleri arasında değişmektedir ve kz4 numunesi için 1.63 ± 0.10 , kr1 numunesi için 0.97 ± 0.08 olarak sınır değerlere yakın bulunmuştur. Bu durum, kz5 numunesi bölgesinin, insan sağlığına radyolojik açıdan diğer bölgelere göre, daha fazla olumsuz etkileri olabileceğini belirtmektedir.

8.2 Hibrit Metot

Bu tez çalışmasında, yüksek saflıklı Germanyum detektörlerinin verim eğrilerinin oluşturulması için geliştirilen metot ile, referans pik sayısına bağımlılık azaltmıştır. Test edildiği gibi, ^{133}Ba ve ^{207}Bi standart kaynaklarından elde edilen dokuz verim değerine, geliştirilen metot kullanılarak yapılan fit, doğru verim eğrisinin oluşturulması için yeterli olmuştur. Çizelge 4.2 de metodun kendi içinde 28 ve dokuz nokta kullanılarak yapılan fit sonucu, standart kaynakların aktivitelerini doğru bir şekilde verdiği görülmektedir. Metotta kullanılan simülasyon, detektör penceresini ve detektörün kristalinden alınan kontaklardaki ölü bölgeleri hesaba katmamaktadır. Yüksek saflıklı Germanyum detektörünün 26 keV ve 1770 keV aralığında belirlenen verim eğrisi için bu bölgelerin etkisi ihmal edilebilir. Simülasyonda üretilen noktaların, deneysel verim eğrisine fit edilmesinde kullanılan P_0 değeri, gerekli

düzeltilmeyi içermektedir. 28 deneysel noktaya yapılan fitle oluşturulan verim eğrisindeki belirsizlikler enerjiye bağlıdır ve 20 keV de %2, 200 keV de %4, 2 MeV de %3 civarındadır. Dokuz deneysel noktaya yapılan fit sonucu ise bu belirsizlikler, 20 keV de %5, 200 keV de %9, 2 MeV de %8 olarak belirlenmiştir.

8.3 NAA

Numuneler içerisinde NAA ile 25 farklı element ve bu elementlerin derişimleri tayin edilerek Çizelge 8.3 ve Çizelge 8.4 te verilmiştir. Hatalara bakıldığında uyumun genelde beklendiği gibi %20 den daha iyi olduğu görülmektedir. Büyük farklılıkların olduğu durumlar çizelgelerde koyu renkler ile gösterilmiştir. Bunların nedeni, spektrumlarda bu izotoplara ait çizgilerin hesaplandığı bölgelerin karışık (multiplet gibi) olmasıdır. Altın için verilen değerin oldukça küçük olması ve burada hesaplanan hatanın büyüklüğü, deteksiyon limitimize yaklaşıldığı izlenimi vermektedir. Reaktör akısının daha yüksek olabilmesi veya ışınlama süresinin daha uzun yapılabilmesi durumlarında NAA ile tayin edilebilecek element sayısı artabilir. Bu amaçla, daha güçlü olan TAEK Çekmece reaktörü kullanılabilir.

8.4 Radon Gazı

Ortamda bulunan radon konsantrasyonunun modellenmesi, sıcaklık, havalandırma, nem, basınç, jeolojik yapı gibi etkenlerin değişimlerine bağlı olarak değişiklik göstermesinden dolayı güçtür. Bu durumda, çalışılan mekanlarda yapılan periyodik ölçümler en doğru bilgiyi taşır. Bu çalışmada 22-23 Mayıs 2009 tarihlerinde yerleştirilen radon test tüplerinin temsil ettiği tüm bölgelerde, radon konsantrasyonu 1000 Bq/m^3 olarak belirlenmiş olan sınır değerden düşük gözlenmiştir. Radon konsantrasyonunun 78 Bq/m^3 olarak gözlendiği Kz1 (+88m) numunesi çalışma bölgesi, havalandırmanın en az olduğu bölge olarak dikkat çekmiştir. Üzülmez Madeni çalışma bölgelerindeki radon seviyeleri diğer bölgelere göre düşük değerlerde gözlenmiştir. Bu bölgeden toplanmış olan kömür numunelerinde belirlenen doğal radyonüklid konsantrasyonlarının da düşük gözlenmesi ilgi çekicidir. İşçilerin en yoğun olarak çalıştığı bölgelerden olan Karadon madeni Özkan ayakta toz yoğunluğu yüksek (3 mgr/m^3) olmasına rağmen radon konsantrasyonu oldukça düşük ve 22 Bq/m^3 olarak gözlenmiştir.

8.5 Hata Hesabı

Hata hesabı yapılırken fonksiyonun genel diferansiyel ifadesi baz alınmıştır. Örneğin $z=f(w,x,y,...)$ şeklindeki bir fonksiyon için toplam diferansiyel ifadesi

$$dz = \left(\frac{\partial f}{\partial w}\right)dw + \left(\frac{\partial f}{\partial x}\right)dx + \left(\frac{\partial f}{\partial y}\right)dy + \dots$$

şeklindedir. Diferansiyel ifadelerine hata payı denirse;

$$\Delta z = \left|\frac{\partial f}{\partial w}\right|\Delta w + \left|\frac{\partial f}{\partial x}\right|\Delta x + \left|\frac{\partial f}{\partial y}\right|\Delta y + \dots$$

şeklinde mutlak hata elde edilmiş olur. Buradan Δz , her bir parametrenin standart sapmaları olan Δx , Δy ve Δw kullanılarak aşağıdaki gibi hesaplanır.

$$\Delta z^2 = \left(\frac{\partial f}{\partial w}\right)^2 \Delta w^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial x}\right)^2 \Delta x^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial y}\right)^2 \Delta y^2 + \dots$$

Çizelge 8.3 : Üzülmez numunelerinin NAA sonucu elde edilen elementer içerikleri. Değerler µg/g olarak verilmiştir.

Element	Uz1	Uz2	Uz3	Uz4	Uz5	Uz6	Uz7	Uz8	Uz9	Uz10
²⁷ Mg	3329±589	3366±642	5801±994	5808±979	3417±607	12633±1893	-	1491±389	-	4483±803
²⁸ Al	2799±440	2900±478	6710±1092	9238±1514	1893±275	6027±1099	8031±1168	2202±341	-	5161±774
³⁸ Cl	1809±269	671.9±134	-	600.1±120	442.1±99.0	668.4±117	-	678.2±127	-	1482±224
⁴² K	-	-	-	-	-	-	-	-	1610.30±77	-
⁴⁶ Sc	1.82±0.06	1.72±0.06	1.78±0.06	1.96±0.07	5.1±0.18	5.14±0.18	0.78±0.03	7.18±0.26	3.74±0.13	5.87±0.21
⁵² V	10.56±1.21	9.39±1.08	24.04±2.69	41.00±4.60	17.80±1.96	43.32±4.79	29.02±3.53	5.04±0.6	-	27.25±3.03
⁵¹ Cr	19.01±2.20	15.85±1.82	15.76±1.87	18.76±2.59	59.61±6.84	22.69±2.76	4.99±0.66	40.39±4.6	50.45±6.11	35.65±4.19
⁵⁶ Mn	345.3±37.9	217.85±19.8	56.13±6.19	458.51±48.65	202.4±22	250.7±28.2	2384±255	293.8±42.6	-	138.4±15.3
⁵⁹ Fe	9625±1278	2385±323	5613±740	9964±1252	5346±698	5327.1±710	4573±606	4623±604	8738±1186	6049±796
⁶⁰ Co	17.08±1.80	5.19±0.55	9.35±0.18	14.78±1.56	10.99±1.18	26.61±2.80	4.19±0.44	8.36±0.90	10.00±1.08	6.67±0.70
⁶⁵ Zn	39.13±4.94	21.68±2.66	28.4±12.1	31.43±3.65	74.08±8.60	54.74±6.52	14.65±2.09	47.77±5.41	66.32±7.33	39.76±5.02
⁷⁶ As	-	0.69±0.11	0.93±0.16	-	4.63±0.57	-	0.01±0.004	-	5.83±0.71	-
⁸² Br	-	4.02±0.75	5.07±0.88	-	5.69±1.31	-	0.25±0.05	-	3.85±0.73	-
⁸⁶ Rb	-	11.16±1.69	9.01±2.10	-	12.53±1.99	39.4±5.71	35.2±5.6	29.71±4.45	21.73±7.99	30.27±4.26
⁹⁵ Zr	-	166.7±35.3	-	-	-	-	-	124.8±26.9	-	161.7±67.6
⁹⁹ Mo	-	11.62±1.40	3.82±0.48	-	12.02±0.12	-	0.56±0.08	1.20±0.44	11.64±1.41	7.74±0.99
¹²⁴ Sb	6.25±1.21	1.40±0.27	2.28±0.43	1.14±0.22	4.73±0.92	3.52±0.67	0.42±0.10	2.99±0.57	3.15±0.78	2.65±0.51
¹³⁴ Cs	-	1.21±0.15	0.72±0.09	0.27±0.16	1.44±0.17	5.11±0.77	0.25±0.05	3.97±0.45	2.13±0.26	3.96±0.45
¹⁴⁰ La	11.07±1.67	7.85±0.96	3.45±0.43	7.32±1.04	9.46±1.16	10.26±1.54	0.77±0.09	13.28±1.67	0.27±0.033	10.51±1.30
¹⁴¹ Ce	11.35±1.85	18.24±2.97	10.42±1.71	14.7±2.46	31.24±5.07	22.45±3.63	16.70±2.73	28.36±4.91	43.49±7.08	22.82±3.71
¹⁵² Eu	0.12±0.04	0.21±0.037	0.12±0.01	0.26±0.03	0.35±0.04	0.41±0.04	0.21±0.04	0.43±0.04	0.61±0.13	0.25±0.026
¹⁵³ Sm	1.04±0.16	1.96±0.21	1.08±0.11	2.44±0.26	3.13±0.33	3.40±0.36	0.18±0.02	3.80±0.40	3.84±0.40	2.81±0.30
¹⁶⁰ Tb	-	0.28±0.04	0.17±0.07	0.29±0.038	0.40±0.052	0.70±0.15	0.11±0.02	0.45±0.31	0.59±0.29	0.28±0.04
¹⁶⁶ Ho	-	1.28±0.014	0.98±0.11	-	0.98±0.10	-	-	-	1.00±0.10	-
¹⁹⁸ Au	0.03±0.02	0.01±0.001	0.06±0.006	0.22±0.03	0.08±0.008	0.07±0.008	0.02±0.002	0.03±0.006	0.03±0.003	0.17±0.018

Çizelge 8.4 : Kozlu ve Karadon numunelerinin NAA sonucu elde edilen elementer içerikleri. Değerler µg/g olarak verilmiştir.

Element	Kz1	Kz2	Kz3	Kz4	Kr1	Kr2	Kr3	Kr4
²⁷ Mg	1015±175.33	4961.64±854.86	9941.04±1554.99	2926.85±609.64	19445.62±2861.24	11252.76±1626.94	1368.03±207.65	7899.62±1252.51
²⁸ Al	6958.39±979.56	6383.1±898.6	14902.69±2098.79	2285.28±431.65	18557.23±2985.58	14399.11±2485.67	15874.39±2740.34	15628.71±2200.39
³⁸ Cl	622.82±134.67	602.61±129.38	595.65±134.36	902.39±154.73	571.16±146.30	581.43±84.89	442.00±96.25	610.7±120.73
⁴² K	1476.42±110.14	4448.63±215.43	-	-	-	-	10867.01±859.12	13948.43±1589.24
⁴⁶ Sc	3.36±0.12	6.57±0.23	5.82±0.20	7.32±0.25	10.54±0.37	5.86±0.20	6.27±1.27	7.87±0.27
⁵² V	11.82±1.36	15.81±4.46	44.04±9.08	5.15±0.63	59.13±6.62	36.7±4.07	42.87±4.83	41.45±9.66
⁵¹ Cr	51.31±5.88	59.84±6.91	44.37±5.07	40.30±1.27	75.79±0.11	29.99±3.44	53.45±6.1	72.27±8.3
⁵⁶ Mn	112.07±12.93	143.38±16.95	64.93±8.79	88.33±10.54	81.50±9.92	105.41±11.15	73.74±8.5	40.50±5.88
⁵⁹ Fe	6308.57±847.29	10159.28±1320.71	4120.87±76.43	6880.00±897.65	13922.54±1815.55	6581.58±859.13	11492.75±1499.36	10676.82±1406.91
⁶⁰ Co	15.18±1.66	15.10±1.61	4.32±1.42	14.08±1.48	16.12±1.71	7.99±0.84	10.55±1.11	18.43±1.94
⁶⁵ Zn	46.78±5.23	47.23±5.39	31.42±4.01	60.10±6.71	66.52±7.44	33.32±3.95	38.92±4.89	33.05±6.44
⁷⁶ As	0.87±0.11	1.44±0.18	0.99±0.35	-	2.62±0.49	-	3.60±0.45	20.30±2.49
⁸² Br	5.63±1.06	9.10±1.71	5.13±1.05	-	2.37±0.50	-	3.73±0.70	3.91±0.73
⁸⁶ Rb	9.24±2.06	35.82±5.29	19.03±3.84	38.85±5.40	166.76±23.61	38.31±5.30	84.35±17.02	103.66±14.36
⁹⁵ Zr	-	165.63±36.12	125.44±24.29	83.26±50.7	353.12±85.10	985.60±177.4	243.35±47.12	178.65±40.70
⁹⁹ Mo	1.83±0.27	8.46±1.02	3.80±0.50	0.36±0.057	9.99±1.22	36.41±5.10	6.77±0.82	10.82±1.29
¹²⁴ Sb	0.77±0.35	2.74±0.54	0.77±0.15	2.12±0.41	1.60±0.49	1.84±0.36	1.20±0.23	5.93±1.13
¹³⁴ Cs	0.87±0.041	3.76±0.043	2.35±0.27	6.62±0.79	20.25±2.33	4.17±0.53	10.45±1.19	9.28±1.06
¹⁴⁰ La	6.85±0.84	10.59±1.30	9.04±1.11	0.28±0.035	30.64±3.86	300.66±36.84	19.46±2.38	21.25±2.6
¹⁴¹ Ce	18.37±3.15	35.28±5.73	20.04±3.26	30.32±4.89	66.90±10.82	62.74±10.12	20.04±3.23	61.46±9.94
¹⁵² Eu	0.14±0.022	0.39±0.063	0.28±0.029	0.42±0.043	0.65±0.081	0.31±0.032	0.40±0.042	0.42±0.044
¹⁵³ Sm	1.27±0.13	3.06±0.32	2.35±0.25	0.12±0.013	6.68±0.10	17.66±1.85	4.24±0.45	4.85±0.51
¹⁶⁰ Tb	0.19±0.026	0.46±0.11	0.27±0.076	0.45±0.054	0.59±0.072	0.36±0.048	0.43±0.058	0.56±0.14
¹⁶⁶ Ho	0.35±0.037	1.18±0.12	3.75±0.41	0.04±0.004	15.80±1.66	-	3.28±0.35	2.27±0.024
¹⁹⁸ Au	0.18±0.018	0.08±0.008	0.08±0.008	0.003±0.0003	5.83±0.58	0.09±0.012	0.11±0.011	0.03±0.003

KAYNAKLAR

- [1] **Joshua, E.O., Ademola, J.A., Akpanowo, M.A., Oyebanjo, O.A., Olorode,D.O.,** 2009. Natural radionuclides and hazards of rock samples collected from Southeastern Nigeria, *Radiation Measurements*, doi: 10.1016/j.radmeas.2009.04.002.
- [2] **Dai, L., Wei, H., Wang, L.,** 2007. Spatial distribution and risk assessment of radionuclides in soils around a coal-fired power plant: A case study from the city of Baoji, China, *Environmental Research* Vol. **104** pp. 201–208.
- [3] **Kemski, J., Klingel R., Siehl, A., Valdivia-Manchego, M.,** 2008. *Environmental Geology*, From radon hazard to risk prediction-based on geological maps,soil gas and indoor measurements in Germany Vol. **56**, no. 7, pp. 1269-1279.
- [4] **A.A. Qureshi, A. A, Kakar, D. M, Akram, M, Khattak, N. U, Tufail, M, Mehmood, K, Jamil, K, Khan, H. A.,** 2000. Radon concentrations in coal mines of Baluchistan, Pakistan. *Environmental Radioactivity* Vol.48, no. 2, pp. 203-209.
- [5] **Darby, S, Hill, D, Auvinen, A, Barros-Dios, J. M, Baysson, H, Bochicchio, F, Deo, H, Falk, R, Forastiere, F, Hakama, M, Heid, I, Kreienbrock, L, Kreuzer, M, Lagarde, F, Mäkeläinen, I, Muirhead, C, Oberaigner, W, Pershage, G, Ruano-Ravina , A, Ruosteenoja, E, Schaffrath Rosario, A, Tirmarche, M, Tomá ek, L, Whitley, E, Wichmann , H-E, Doll, R,** 2005.*BMJ Journal*,Radon in homes and risk of lung cancer: collaborative analysis of individual data from 13 European case-control studies, doi:10.1136/bmj.38308.477650.63 pp. 226-227.
- [6] **Rizzio, E., Bergamachi, L., Valcuvia, M. G., Profumo A., Gallorini M.,** 2001. Trace elements determination in lichens and in the airborne particulate matter for the evaluation of the atmospheric pollution in a region of northern Italy, *Environment International*, Vol. **26**, No. 7-8, pp. 543-549.
- [7] **Ammar, M., Ebrahim, A. M., Eltaye, M.A.H., Shaat, M.K., Nader, M. A. M., Eltaye, E. A., Ahmed A. Y.,** 2007. Study of selected trace elements in cancerous and non-cancerous human breast tissues from Sudanese subjects using instrumental neutron activation analysis, *Science of the Total Environment*, Vol.**383**, no. 1-3, pp. 52–58.
- [8] **Gürdal, G.,** 2008. Geochemistry of trace elements in Çan coal (Miocene), Çanakkale, Turkey, *International Journal of Coal Geology*, Vol. **74**, No. 1, pp. 28-40.

- [9] **Kizilshtein, L.Y., Kholodkov, Y.I.**, 1999. Ecologically hazardous elements in coals of the Donets Basin, *International Journal of Coal Geology*, Vol. **40**, No. 2-3, pp. 189-197.
- [10] **Moon, J.H., Kim, S.H., Chung, Y.S., Lee, Y.N., Kim, H.J., Kim, Y.E.**, 2008. Determination of the elemental contents in stream sediments collected from Cheongju city by instrumental neutron activation analysis, *Analytica Chimica Acta*, Vol. **619**, No. 1, pp. 137-142.
- [11] **Navas, A., Soto, J., Lopez-Martinez, J.**, 2005. Radionuclides in soils of Byers Peninsula, South Shetland Islands, Western Antarctica, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. **62**, No. 5, pp. 809-816.
- [12] **Kralik, C., Friedrich, M., Vojir, F.**, 2003. Natural radionuclides in bottled water in Austria, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. **65**, No. 2, pp. 233-241.
- [13] **Kitto, M. E., Parekh, P. P., Torres, M. A., Schneider D.**, 2005. Radionuclide and chemical concentrations in mineral waters at Saratoga Springs, New York, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. **80**, No. 3, pp. 327-339.
- [14] **Jibiri, N. N., Ajao, A. O.**, 2005. Natural activities of ^{40}K , ^{238}U and ^{232}Th in elephant grass (*Pennisetum purpureum*) in Ibadan metropolis, Nigeria, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. **78**, No. 1, pp. 105-111.
- [15] **Savidou, A., Kehagia, K., Eleftheriadis, K.**, 2006. Concentration levels of ^{210}Pb and ^{210}Po in dry tobacco leaves in Greece, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. **5**, No. 1, pp. 94-102.
- [16] **El-Reefy, H. I., Sharshar, T., Zaghloul, R., Badran, H. M.**, 2006. Distribution of gamma-ray emitting radionuclides in the environment of Burullus Lake: I. Soils and vegetations, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. **87**, No.2, pp. 148-169.
- [17] **Froidevaux, P., Geering, J. J., Pillonel, L., Bosset, J. O., Valley, J. F.**, 2004. ^{90}Sr , ^{238}U , ^{234}U , ^{137}Cs , ^{40}K and $^{239/240}\text{Pu}$ in Emmental type cheese produced in different regions of Western Europe, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. **72**, No.3, pp. 287-298.
- [18] **Kovler, K., Haquin, G., Manasherov, V., Ne'eman, E., Lavi, N.**, 2002. Natural radionuclides in building materials available in Israel, *Building and Environment*, Vol. **37**, No. 5, pp. 531-537.
- [19] **Robert, A., Budahn, Z., Budahn, J. R.**, 1997. Radionuclides in fly ash and bottom ash: improved characterization based on radiography and low energy gamma-ray spectrometry, *Fuel*, Vol. **77**, No. 4, pp. 259-267.
- [20] **Jamil, K., Ali, S.**, 2001. Estimation of radon concentrations in coal mines using a hybrid technique calibration curve, *Environmental Radioactivity*, Vol. **54**, No.3, pp. 415-422.
- [21] **Nguyen, C. T.**, 2005. Age-dating of highly enriched Uranium by γ -spectrometry. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B*, Vol. **229**, No 1, pp. 103-110.

- [22] **Nguyen, C. T., Zsigrai, J.**, 2006. Basic characterization of highly enriched uranium by gamma spectrometry, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B*, Vol. **246**, No. 2, pp. 417-424.
- [23] **Termizi, R. A.**, 1996. Environmental Terrestrial Gamma Radiation Dose and its Relationship with Soil Type and Underlying Geological Formations in Pontian District, Malaysia, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. **48**, No. 3, pp. 407-412.
- [24] **Lupu R., Nat A., Ene A.**, 2004. Determination of gold in Romanian auriferous alluvial sands and rocks by 14 MeV neutron activation analysis, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B*, Vol. **217**, No. 1, pp. 123-135.
- [25] **Yamashitaa, C. I., Saikia, M., Vasconcellosa, M. B. A., J.A.A. Sertie, J. A. A.**, 2005. *Applied Radiation and Isotopes*, Characterization of trace elements in Casearia medicinal plant by neutron activation analysis Vol. **63**, No. 5-6, pp. 841-846.
- [26] **Salgado, C. M., Conti, C. C., Becker P. H. B.**, 2006. Determination of HPGe detector response using MCNP5 for 20-150 keV X-rays, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. **64**, No. 6, pp. 700-705.
- [27] **Vargas, M. J., Diaz, N. C., Sanchez, D.P.**, 2003. Efficiency transfer in the calibration of a coaxial p-type HPGe detector using the Monte Carlo method. *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. **58**, No. 6, pp. 707-712.
- [28] **Özben, C. S., Emirhan E. M.**, 2009. A Hybrid Method to Determine Efficiency Curve of HPGe Detectors, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. **67**, No. 6, pp. 1110-1113.
- [29] **Url-1** http://ie.lbl.gov/ensdf/ensdf.dll?ToRI&dsid=137CS_B-DECAY&view=, alındığı tarih 25.04.2009.
- [30] **Url-2** <http://www.fas.org/sgp/othergov/doe/lanl/lib-www/la-pubs/00326397.pdf,> alındığı tarih 20.04.2009.
- [31] **Knoll, F. G.**, Radiation Detection and Measurement, Cilt no. 1, basım evi Quebecor, Yayımlandığı yer USA, Sayfa no. 63.
- [32] **Url-2** <http://www.canberra.com/pdf/Literature/nan0013.pdf,> alındığı tarih 29.04.2009.
- [33] **Berger, M. J., et al.**, 2005. NIST photon cross sections database, <http://physics.nist.-gov/PhysRefData/Xcom/XCOM.html>.
- [34] **Vidmar, T., Koruna, M., Likar A., Martincic, R.**, 2001. A semi-empirical model of the efficiency curve for extended sources in gamma-ray spectrometry, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, Vol. **470**, No. 3, pp. 533-547.
- [35] **James, F.**, 1994. Minuit Function Minimization and Error Analysis, Computing and Networks Division, CERN Geneva, Switzerland.

- [36] **UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation)**, 2000. Sources, effects and risks of ionization radiation Report to The General Assembly, with Scientific Annexes B: Exposures from Natural Radiation Sources (New York: UNSCEAR).
- [37] **Glascok, M. D.**, Senior Research Scientist, University of Missouri Research http://archaeometry.missouri.edu/naa_overview.html. alınıđı tarih 27.04.2009.
- [38] **Özben, C., Belin, B., Güven H.**, 1998. Analysis of Aerosols at the Bosphorus Bridge of Istanbul, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol. **238**, No. 1-1, pp. 101-104.
- [39] **Özben S. C.**, 1998. Nötron Aktivasyon Analizi Yöntemi ile İnce Filmlerin Kalınlık tayini, Doktora Tezi, İstanbul Türkiye.
- [40] **NIST (National Institute of Standards and Technology)**, 1992. Table of neutron scattering lengths and cross sections, *Neutron News*, <<http://www.ncnr.nist.gov/resources/n-lengths/>>. alındığı tarih 20.04.2009.
- [41] **Rowe, J. J.**, 1977. Steinnes, E., Instrumental Activation Analysis of Coal and Fly Ash with Thermal and Epithermal Neutrons, *Journal of Radioanalytical Chemistry*, Vol. **37**, pp. 849-456.
- [42] **Aldenkamp, F.J., Stoop P.**, Source and Transport of indoor Radon, Cilt no. 1, Basım evi Rijksuniversiteit Groningen, Yayımlandığı yer, Gröningen, Sayfa no. 2.
- [43] **Steinhausler, F.**, 1988. Epidemiological evidence of radon induced health risks. *Radon and its decay products in indoor air*, chapter 6.
- [44] **Beretka J., Mathew P.J.**, 1985. Natural radioactivity of Australian building materials, industrial wastes and by-products. *Health Phys.* Vol.**48**, pp. 87-95.
- [45] **Mahur, A. K., Kumar, R., Mishra, M., Sengupta, D., Prasad, R.**, 2008. An investigation of radon exhalation rate and estimation of radiation doses in coal and fly ash samples, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. **66**, No. 3, pp. 401-406.

EKLER

EK A.1 : Verim kalibrasyonu için geometri düzeltmesinde yararlanılan nokta kaynak-detektör geometrisi için düzenlenmiş program.

EK A.2 : Verim kalibrasyonu için geometri düzeltmesinde yararlanılan numune-detektör geometrisi için düzenlenmiş program.

EK A.3 : UMT-1 referans malzemesinin analiz setifikası.

EK A.4 : WGB-1 referans malzemesinin analiz setifikası.

EK A.1

```
Program yatay
Real x(10000),y(10000),z(10000)
Real xX(10000),yY(10000),zZ(10000)
Real phi(10000),theta(10000),r(10000)
real r1,d1,atheta,pi
integer count

pi=3.141592654

c Numune boyutlari
Write(*,*)'Numune boyutlarini giriniz (mm) z(uzunluk),D(Cap)'
Read(*,*)z1,D1

c Decay bolgesinin konumu
r1=D1/2.

IC = 0
Do i=1,1000
x(i)=2.*(rand(0)-0.5)*r1
y(i)=2.*(rand(0)-0.5)*r1
Z(i)=rand(0)*D1
CP=SQRT(X(I)**2.+Y(I)**2.)

if (CP.LE.R1) THEN
Write(1,*)x(i),y(i),z(i)
IC=IC+1
XX(IC)=x(i)
yy(IC)=Y(i)
zz(IC)=Z(i)
ENDIF

Enddo

C HER BIR EVENT BOLGESINDEN BIR GAMMA BOZ.
Do j=1,1000
phi(j)=rand(0)*2*pi
theta(j)=acos(2.*(rand(0)-0.5))
Write(2,*)phi(j),theta(j)
Enddo

c Kaynak Dedektor Penceresi
Write(*,*)'Kaynak dedektor Penceresi mm?'
Read(*,*)z2

c Kaynak Dedektor Penceresi
Write(*,*)'Dedektor Penceresi - Kristal Mesafesi mm?'
Read(*,*)z3

c Kaynak Dedektor Penceresi
Write(*,*)'Dedektor capi mm?'
Read(*,*)D2
z4 = 50000 / (pi * (D2/2. )**2.)

disin1=z1+z2+z3
disin2=z1+z2+z3+z4
```

```

track=z2+z3+z4

trackstep=disin2/100.

count=0

  Do i=1,IC
    is=mod(i,10)
    if (is.eq.1) then
      Write(*,*)'Yapiyorum %',100*I/IC
    Endif
    Do j=1,1000

      Do k=1,1000

        tracksize=trackstep*k

        zn=zZ(i)+tracksize*sin(theta(j))*sin(phi(j))
        xn=xX(i)+tracksize*sin(theta(j))*cos(phi(j))
        yn=yY(i)+tracksize*cos(theta(j))

        if (zn.ge.disin1.and.zn.lt.disin2) then
          if (xn.ge.(-0.5*D2).and.xn.lt.(0.5*D2)) then
            if (yn.ge.(-0.5*D2).and.yn.lt.(0.5*D2)) then
              count=count+1
              goto 111
            Endif
          Endif
        Endif
      Enddo
    Enddo
  111 Enddo

  Enddo

  Write(*,*)100.*float(count)/float(i*j)

Stop
End

```

.EK A.2

```
Program yatay2
Real x(10000),y(10000),z(10000)
Real xx1(100000),yy1(100000),zz1(100000)
Real xx2(100000),yy2(100000),zz2(100000)
Real xx3(100000),yy3(100000),zz3(100000)

Real phi(10000),theta(10000),r(10000)
real r1,d1,atheta,pi

integer count1

pi=3.141592654

c Numune boyutlari
Write(*,*)'Numunenin uzunlugu ve capi mm?'
Read(*,*)Z1,D1
Write(*,*)'Kaynak dedektor Penceresi mm?'
Read(*,*)Z2
Write(*,*)'Dedektor Penceresi - Kristal Mesafesi mm?'
Read(*,*)Z3
Write(*,*)'Dedektor capi mm?'
Read(*,*)D2

R1 = D1 / 2.      ! Numunenin yaricapi
R2 = D2 / 2.      ! Dedektorun yaricapi

Do i=1,100
  astep = (float(i)-0.5)*D2/100.
  x(i)=-R2+astept      ! +- 50mm
  y(i)=-R2+astept
Enddo

Do i=1,10
  bstep = (float(i)-0.5)*Z1/10.
  z(i)= bstept      ! + Z1
Enddo

ic1=0
Do i=1,100
  Do j=1,100
    if (x(i).le.D1.and.x(i).ge.0.
1and.y(j).ge.(-R1).and.y(j).le.R1) then
      cp1=SQRT((x(i)-R1)**2.+y(j)**2.)
      if (cp1.le.R1) then
        IC1=IC1+1
        xx1(IC1)=x(i)-R1*0.23607*0.625*cos(26.57*pi/180.)
        yy1(IC1)=Y(j)
        write(1,*)xx1(ic1),yy1(ic1)
      endif
    endif
  Enddo
Enddo

ic2=0
Do i=1,100
  Do j=1,100
    if (x(i).ge.-D1.and.x(i).le.0.and.
```



```

1y(j).ge.-D1.and.y(j).le.0.) then

cp2=SQRT((x(i)+R1)**2.+(y(j)+R1)**2.)
if (cp2.le.R1) then
IC2=IC2+1
xx2(IC2)=R1*0.23607*0.625*cos(26.57*pi/180.)+x(i)
yy2(IC2)=Y(j)
write(2,*)xx2(ic2),yy2(ic2)
ENDIF
Endif
Enddo
Enddo

ic3=0
Do i=1,100
Do j=1,100
if (x(i).ge.-D1.and.x(i).le.D1.and.
1y(j).ge.0.and.y(j).le.D1) then

cp3=SQRT((x(i)+R1)**2.+(y(j)-R1)**2.)
if (cp3.le.R1) then
IC3=IC3+1
xx3(IC3)=R1*0.23607*0.625*cos(26.57*pi/180.)+x(i)
yy3(IC3)=Y(j)
write(3,*)xx3(ic3),yy3(ic3)
ENDIF
Endif
Enddo
Enddo

c      Calculation of offset
c      r=0.44721(2r+x)
c      x=0.23607 r
c      xyonunde shift 0.23607*r1*sin(26.565)

C      HER BIR EVENT BOLGESINDEN BIR GAMMA BOZ.
Do j=1,1000
phi(j)=rand(0)*2*pi
theta(j)=acos(2.*(rand(0)-0.5))
Enddo

c      Dedektorun hacmi 50 cm^3 = 50000 mm^3
z4 = 50000./(pi*R2**2.)

disin1=z1+z2+z3
disin2=z1+z2+z3+z4

track=z2+z3+z4
trackstep=disin2/100.

count1=0
count2=0
count3=0

Do i=1,IC1 ! x ve y ler icin
WRITE(*,*)'YAPIYORUM %',100.*float(I)/ic1
Do k=1,10 ! z ler icin

```

```

Do j=1,1000  !  Rasgele bozuyorum

Do kk=1,100          !  TRACKING

tracksize=trackstep*kk

zn1=z(k)+tracksize*sin(theta(j))*sin(phi(j))
xn1=xX1(i)+tracksize*sin(theta(j))*cos(phi(j))
yn1=yY1(i)+tracksize*cos(theta(j))

if (zn1.ge.disin1.and.zn1.lt.disin2) then
if (xn1.ge.(-R2).and.xn1.lt.R2) then
if (yn1.ge.(-R2).and.yn1.lt.R2) then
count1=count1+1

goto 111

Endif
Endif
Endif
Enddo
111 Enddo

Do j=1,1000  !  Rasgele bozuyorum

Do kk=1,100          !  TRACKING

tracksize=trackstep*kk

zn2=z(k)+tracksize*sin(theta(j))*sin(phi(j))
xn2=xX2(i)+tracksize*sin(theta(j))*cos(phi(j))
yn2=yY2(i)+tracksize*cos(theta(j))

if (zn2.ge.disin1.and.zn2.lt.disin2) then
if (xn2.ge.(-R2).and.xn2.lt.R2) then
if (yn2.ge.(-R2).and.yn2.lt.R2) then
count2=count2+1

goto 112

Endif
Endif
Endif
Enddo
112 Enddo

Do j=1,1000  !  Rasgele bozuyorum

Do kk=1,100          !  TRACKING

tracksize=trackstep*kk

zn3=z(k)+tracksize*sin(theta(j))*sin(phi(j))
xn3=xX3(i)+tracksize*sin(theta(j))*cos(phi(j))
yn3=yY3(i)+tracksize*cos(theta(j))

if (zn3.ge.disin1.and.zn3.lt.disin2) then
if (xn3.ge.(-R2).and.xn3.lt.R2) then
if (yn3.ge.(-R2).and.yn3.lt.R2) then
count3=count3+1

```

```

                                goto 113
                                Endif
                                Endif
                                Endif
                                Enddo
113 Enddo

                                Enddo

                                ENDDO

                                Write(*,*)100.*
                                1(count1+count2+count3)/(3.*float(i*j*k))

                                Stop
                                End

```

	CCRMP Canadian Certified Reference Materials Project CANMET Mining and Mineral Sciences Laboratories 555 Booth Street, Ottawa, Canada K1A 0G1 Tel.: (613) 995-4738, Fax: (613) 943-0573 E-mail: ccrmp@nrcan.gc.ca www.ccrmp.ca	PCMRC Projet canadien de matériaux de référence certifiés Laboratoires des mines et sciences minérales de CANMET 555, rue Booth, Ottawa, Canada K1A 0G1 Tel.: (613) 995-4738, Téléc.: (613) 943-0573 Courriel: pcmrc@nrcan.gc.ca www.pcmrc.ca
---	--	---

Certificate of Analysis

First issued: 1991 Last revision: April 1996

UMT-1

Ultramafic Ore Tailings PGE Reference Material

Certified Values					
Au	Pt	Pd	Rh	Ru	Ir
ng/g	ng/g	ng/g	ng/g	ng/g	ng/g
48.	129.	106.	9.5	10.9	8.8
± 2.	± 5.	± 3.	± 1.1	± 1.5	± 0.6

Provisional Values				Information Value
Os	Ni	Cu	Co	Re
ng/g	µg/g	µg/g	µg/g	ng/g
8.0	1396.	743.	77.	3.

DESCRIPTION

UMT-1 was released for sale in 1991 after a preliminary interlaboratory certification program because of the pressing need for a 50 ng/g gold reference material. UMT-1 was also included in a program consisting of a series of six geochemical PGE reference materials.

UMT-1 was prepared and certified in cooperation with the Analytical Method Development Section of the Mineral Deposits Division of the Geological Survey of Canada (GSC).

UMT-1 is a sample of mill tailings from the nickel-copper Giant Mascot Mines, Hope, British Columbia. UMT-1 is composed almost entirely of silicates including pyroxene (enstatite), amphibole (tremolite) and chlorite. Ore minerals comprise a minor portion of the tailings, and include magnetite, ilmenite, goethite and some iron, magnesium, aluminum and magnesium spinels. Both sulphide species present, pentlandite and chalcopyrite, occur as liberated grains and as small inclusions in the silicates.



Natural Resources Canada
Ressources naturelles Canada



The pulverized material from an old tailings impoundment was purchased in July 1988. After drying at 100 degrees Celsius, approximately 840 kg of the material was passed through Denver rollers, ground in a vibration-energy mill and sieved through a 74µm screen. The oversize material was reprocessed as above. A total of 772 kg of tailings was obtained which exceeded the capacity of CCRMP's 570-L conical blender. A split-blending protocol was utilized; a series of five blending operations of 386-kg portions was performed prior to bottling in 400-g units.

Homogeneity measurements for gold, platinum, and palladium were performed by CANMET and an independent laboratory employing fire-assay (FA) preconcentrations with ICP-AES finish. Additional independent homogeneity measurements were obtained by FA-ICP-MS and DNAA techniques. UMT-1 was found to be sufficiently homogeneous with respect to its gold, platinum, and palladium distributions to qualify as a candidate reference material.

CERTIFICATION

Thirty-three university, commercial, and government laboratories from Canada, United States, Europe, Australia, Africa, and Japan participated in an interlaboratory certification program. These were in addition to the seventeen laboratories that participated in the original program. Up to 80 elements were analyzed by methods of each laboratory's choice. A statistical analysis of the PGE data yielded recommended values for gold, platinum, palladium, rhodium, ruthenium, and iridium. Provisional values for osmium, nickel, copper, and cobalt are also given.

UMT-1 will be certified for additional elements at a later date. In the meantime, the approximate composition, estimated from a few laboratories, is given below.

LEGAL NOTICE

The Canadian Certified Reference Materials Project has prepared this reference material and statistically evaluated the analytical data of the inter-laboratory certification program to the best of its ability. The purchaser, by receipt hereof, releases and indemnifies the Canadian Certified Reference Materials Project from and against all liability and costs arising out of the use of this material and information.

REFERENCE

The preparation and certification procedures used for UMT-1 will be given in CANMET report CCRMP 94-2E which is in preparation. This report will be made available free of charge on application to:

Coordinator, CCRMP
CANMET (NRCan)
555 Booth Street
Ottawa, Ontario, Canada
K1A 0G1

Telephone: (613) 995-4738
Facsimile: (613) 943-0573
Telex: 053-3395
E-mail: wbowman@nrcan.gc.ca
Internet: <http://www.nrcan.gc.ca/mets/ccrmp>

Approximate Composition, wt %												
SiO ₂	Al ₂ O ₃	Fe ₂ O ₃	TiO ₂	CaO	MgO	K ₂ O	Na ₂ O	MnO	P ₂ O ₅	LOI	S _{tot}	
49.	4.4	13.6	0.4	6.2	23.	0.09	0.65	0.2	0.03	1.8	0.2	

Pour obtenir la version française du présent certificat d'analyse, prière de s'adresser au Coordonnateur du PCMR.

 CCRM Canadian Certified Reference Materials Project CANMET Mining and Mineral Sciences Laboratories 555 Booth Street, Ottawa, Canada K1A 0G1 Tel.: (613) 995-4738, Fax: (613) 943-0573 E-mail: ccrmp@canmet.gc.ca www.ccrmp.ca	PCMRC Projet canadien de métrologie de référence certifiée Laboratoires des mines et sciences minérales de CANMET 555, rue Booth, Ottawa, Canada K1A 0G1 Tél. : (613) 995-4738, Téléc. : (613) 943-0573 Courriel : pcmrc@canmet.gc.ca www.pcmrc.ca	
--	--	--

Certificate of Analysis

First issued: 1994 Last revision: August 1997

WGB-1

Gabbro Rock PGE Reference Material

Certified Values and 95% Confidence Intervals <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: left;">Constituent</th> <th style="text-align: center;">Certified Value</th> <th style="text-align: center;">95% C.I.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Au, ng/g</td> <td style="text-align: center;">2.9</td> <td style="text-align: center;">± 1.1</td> </tr> <tr> <td>Pd, ng/g</td> <td style="text-align: center;">13.9</td> <td style="text-align: center;">± 2.1</td> </tr> <tr> <td>Pt, ng/g</td> <td style="text-align: center;">6.1</td> <td style="text-align: center;">± 1.6</td> </tr> <tr> <td>Fe₂O₃, %</td> <td style="text-align: center;">6.71</td> <td style="text-align: center;">± 0.14</td> </tr> <tr> <td>K₂O, %</td> <td style="text-align: center;">0.94</td> <td style="text-align: center;">± 0.04</td> </tr> <tr> <td>MgO, %</td> <td style="text-align: center;">9.40</td> <td style="text-align: center;">± 0.19</td> </tr> <tr> <td>Cr, µg/g</td> <td style="text-align: center;">291</td> <td style="text-align: center;">± 13</td> </tr> </tbody> </table>	Constituent	Certified Value	95% C.I.	Au, ng/g	2.9	± 1.1	Pd, ng/g	13.9	± 2.1	Pt, ng/g	6.1	± 1.6	Fe ₂ O ₃ , %	6.71	± 0.14	K ₂ O, %	0.94	± 0.04	MgO, %	9.40	± 0.19	Cr, µg/g	291	± 13	Provisional Values and 95% Confidence Intervals <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: left;">Constituent</th> <th style="text-align: center;">Provisional Value</th> <th style="text-align: center;">95% C.I.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Ir, ng/g</td> <td style="text-align: center;">0.33</td> <td style="text-align: center;">0.17</td> </tr> <tr> <td>Rh, ng/g</td> <td style="text-align: center;">0.32</td> <td style="text-align: center;">0.21</td> </tr> <tr> <td>Ru, ng/g</td> <td style="text-align: center;">0.3[*]</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> </tbody> </table> * Informational value	Constituent	Provisional Value	95% C.I.	Ir, ng/g	0.33	0.17	Rh, ng/g	0.32	0.21	Ru, ng/g	0.3 [*]	—
Constituent	Certified Value	95% C.I.																																			
Au, ng/g	2.9	± 1.1																																			
Pd, ng/g	13.9	± 2.1																																			
Pt, ng/g	6.1	± 1.6																																			
Fe ₂ O ₃ , %	6.71	± 0.14																																			
K ₂ O, %	0.94	± 0.04																																			
MgO, %	9.40	± 0.19																																			
Cr, µg/g	291	± 13																																			
Constituent	Provisional Value	95% C.I.																																			
Ir, ng/g	0.33	0.17																																			
Rh, ng/g	0.32	0.21																																			
Ru, ng/g	0.3 [*]	—																																			



Natural Resources
Canada

Resources naturelles
Canada



Source

WGB-1 was obtained from the Wellgreen Complex, Yukon Territory, Canada. WGB-1 was prepared and certified in cooperation with the Analytical Method Development Section of the Mineral Deposits Division of the Geological Survey of Canada (GSC).

Description

The mineralogy of this gabbro rock consists of plagioclase feldspar, pyroxene, chlorite, prehnite and calcite. Sulphide mineralization in the sample is sparse and includes chalcopyrite, pyrrhotite, pentlandite and galena (intimately associated with the pyrrhotite). Other minerals identified include titanite, ilmenite and rutile.

Intended Use

WGB-1 is intended for analysis of platinum-group elements in exploration samples and for other samples where very low concentrations of gold and PGEs are required. WGB-1 is also intended for general rock analysis for a gabbro-type rock.

Instructions for Use

WGB-1 should be used "as is" without drying.

Method of Preparation

The rock was hand-picked by a GSC geologist. The raw material was dried, comminuted and sieved to obtain a sub-74-micron (-200 mesh) product which was blended and bottled.

State of Homogeneity

The homogeneity of the stock with respect to its gold, platinum and palladium contents was confirmed using bottles chosen according to a stratified random sampling scheme. The analytical method was a fire-assay preconcentration followed by an

inductively-coupled plasma - mass spectrometric (ICP-MS) finish performed at GSC. The homogeneity was also confirmed, at a commercial laboratory, for all major constituents by X-ray fluorescence.

Method of Certification

WGB-1 was certified by an interlaboratory analysis program. Thirty-three university, commercial, and government laboratories from Canada, United States, Europe, Australia, Africa, and Japan participated in an interlaboratory certification program. Up to 80 elements were analyzed by methods of each laboratory's choice. A statistical analysis of the data yielded certified values for gold, palladium, platinum, Fe_2O_3 , K_2O , MgO , and chromium. Provisional values were assigned for rhodium, iridium and thirty-two others. Informational values for ruthenium and other elements are also given.

Legal Notice

The Canadian Certified Reference Materials Project has prepared this reference material and statistically evaluated the analytical data of the interlaboratory certification program to the best of its ability. The purchaser, by receipt hereof, releases and indemnifies the Canadian Certified Reference Materials Project from and against all liability and costs arising out of the use of this material and information.

Reference

The preparation and certification procedures used for WGB-1, including values obtained by individual laboratories, are given in CANMET report *CCRMP 94-3E*. This report is available free of charge on application to:

Coordinator, CCRMP
CANMET (NRCan)
555 Booth Street
Ottawa, Ontario, Canada
K1A 0G1

Telephone: (613) 995-4738
Facsimile: (613) 943-0573
E-mail: ccrmp@nrcan.gc.ca

Certifying Officers


William S. Bowman


Maureen E. Leaver

Additional provisional values and 95% confidence limits

Provisional Constituents	Mean	95% Conf. Limits	Provisional Constituents	Mean	95% Conf. Limits
Al ₂ O ₃ , %	11.15	± 0.27	Nb, µg/g	8	± 4
CaO, %	15.78	± 0.85	Nd, µg/g	9.9	± 0.9
MnO, %	0.143	± 0.014	Ni, µg/g	76	± 7
Na ₂ O, %	2.15	± 0.08	Rb, µg/g	19.5	± 1.5
P ₂ O ₅ , %	0.099	± 0.034	Sb, µg/g	2.0	± 0.4
SiO ₂ , %	49.1	± 0.8	Sc, µg/g	44	± 4
TiO ₂ , %	0.84	± 0.07	Sm, µg/g	2.8	± 0.3
Ba, µg/g	851	± 61	Sr, µg/g	118	± 9
Co, µg/g	29.8	± 1.7	Tb, µg/g	0.5	± 0.1
Cs, µg/g	0.52	± 0.15	Th, µg/g	1.0	± 0.1
Cu, µg/g	106	± 9	U, µg/g	0.75	± 0.1
Eu, µg/g	1.27	± 0.06	V, µg/g	222	± 17
Hf, µg/g	1.5	± 0.2	Y, µg/g	14.6	± 2.7
Ho, µg/g	0.52	± 0.07	Yb, µg/g	1.42	± 0.18
La, µg/g	8.7	± 1.1	Zn, µg/g	31.5	± 8.5
Mo, µg/g	1.2	± 0.5	Zr, µg/g	44	± 16

Informational ranges

(these are not certified values - they are intended to be used as a guide only)

Informational Ranges	
H ₂ O, %	0.16 - 0.21
LOI, %	3.6 - 4.0
S total, %	0.01 - 0.03
Ag, µg/g	0.1 - 1
As, µg/g	1.5 - 5
B, µg/g	250 - 280
Be, µg/g	0.2 - 0.8
Bi, µg/g	0.1 - 2
Cd, µg/g	0.1 - 0.4
Ce, µg/g	14 - 20
Dy, µg/g	2.5 - 3.5
Er, µg/g	1.2 - 1.8
Ga, µg/g	11 - 13

Informational Ranges	
Gd, µg/g	2.5 - 3.5
Ge, µg/g	0.2 - 7
Hg, µg/g	0.01
Li, µg/g	43 - 51
Lu, µg/g	0.20 - 0.36
Pb, µg/g	4 - 14
Pr, µg/g	2.3 - 2.6
Se, µg/g	0.1 - 0.8
Sn, µg/g	4.2 - 5.2
Ta, µg/g	0.3 - 1
Th, µg/g	1.0 - 1.6
Tm, µg/g	0.15 - 0.30
W, µg/g	1 - 3.5

ÖZGEÇMİŞ

Ad Soyad: Mehmet Erhan EMİRHAN

Doğum Yeri ve Tarihi: İstanbul, 02.07.1983

Adres: Feyzullah C. Zafer Ap. No:105/16 Maltepe-İst

Lisans Üniversitesi: İstanbul Üniversitesi

Yayın Listesi:

- **Özben, C. S., Emirhan E. M.,** 2009. A Hybrid Method to Determine Efficiency Curve of HPGe Detectors, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. **67**, No. 6, pp. 1110-1113.