

46317

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ NÜKLEER ENERJİ ENSTİTÜSÜ

GAMA GEÇİRGENLİK TEKNİĞİ İLE
YOĞUNLUK TAYİNİ

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Fiz. Lis. Neslihan BALTACIOĞLU

Tezin Enstitüye Verildiği Tarih : 12 Haziran 1995

Tezin Savunulduğu Tarih : 26 Haziran 1995

Tez Danışmanı : Prof.Dr.Ali Nezihi BİLGE

Diğer Jüri Üyeleri : Prof.Dr.Beril TUĞRUL

Yrd.Doç.Dr.A.Cihat BAYTAŞ

HAZİRAN 1995

ÖNSÖZ

Günümüzde endüstrinin birçok dalında nükleer tekniklere ihtiyaç vardır ve bu ihtiyaç gün geçtikçe de artmaktadır. Çünkü endüstrinin birçok dalında malzemelere üretimden önce hammadde aşamasında, üretim sırasında yarı mamül ve de mamül durumundayken nükleer teknikler uygulanmaktadır. Bu uygulamaların ana nedeni ise; pratik, güvenilir, düşük maliyetli, her aşamada kullanılabilen duyarlı kontrol ve üretim sistemleri olmalarıdır.

Bu çalışmada, endüstride sıkça kullanılan bir nükleer teknik olan gama geçirgenlik (transmisyon) metodu ile yoğunluk tayini çalışması yapılmıştır. Çalışmada gama ışınları ve prensipleri incelendikten sonra, radyasyonla ölçüm tekniği (radiogauging) ile özellikle karşılaştırma oluşturması açısından gama ve beta radyasyonları kullanılabilen teknikler irdelenmiştir. Daha sonra uygun radyoizotop seçimi ve zırhlama konuları ve yoğunluk tayini için yapılan deneyler ile ilgili tüm hazırlıklar ve alınan sonuçlar ayrıntılı olarak anlatılmıştır. Deneylerden elde edilen sonuçlar ve yorumlar son bölümde tartışılmıştır.

Gerek teorik planlama, gerek deneysel çalışmalarım sırasında destek ve yardımlarını eksik etmeyen Prof.Dr. Ali Nezihi BİLGE'ye, deneylerde kullanılan radyoizotopların ışınlaması sırasında yardımlarını esirgemeyen İ.T.Ü. Nükleer Enerji Enstitüsü Müdürü ve İ.T.Ü TRIGA MARK-II Reaktörü İşletme Müdürü Prof.Dr. Hasbi YAVUZ'a ve Reaktör Personeline, ve deneysel çalışmalarım sırasında yine her zaman yardımcı olan Araştırma Görevlisi Birsen AYZA'ya teşekkür ederim.

Neslihan BALTACIOĞLU

İ Ç İ N D E K İ L E R

Sayfa No

SEMBOLLER LİSTESİ	vi
ŞEKİLLER LİSTESİ	viii
TABLolar LİSTESİ	x
ÖZET	xi
SUMMARY	xii
BÖLÜM 1. GİRİŞ	1
BÖLÜM 2. GAMA IŞINLARI VE PRENSİPLERİ	5
2.1. İZOMERİK GEÇİŞ VE GAMA RADYASYONU ..	5
2.2. GAMA IŞINI - MADDE ETKİLEŞİMİ	9
2.2.1. Fotoelektrik Olay	11
2.2.2. Compton Saçılması	12
2.2.3. Çift Oluşumu	16
2.3. GAMA IŞINLARININ SOĞURULMASINI ETKİLE-	
YEN FAKTÖRLER	18
BÖLÜM 3. RADYASYON İLE ÖLÇÜM TEKNİKLERİ VE PREN-	
SİPLERİ (RADIOGAUGING)	19
3.1. AMACA UYGUN ÖLÇÜM SİSTEMİNİN TASARIMI	21

3.1.1. ÖLÇÜM SİSTEMİNİN SEÇİMİ	22
3.1.2. ÖLÇÜM TEKNİĞİNİN SEÇİMİ	24
3.1.2.1. Geçirgenlik Tekniği	24
3.1.2.1.1. Gama Geçirgenlik Tekniği	30
3.1.2.1.2. Beta Geçirgenlik Tekniği	31
3.1.2.2. Geri Saçılma Tekniği	32
3.1.2.2.1. Gama Geri Saçılma Tekniği	33
3.1.2.2.2. Beta Geri Saçılma Tekniği	36
3.1.2.3. Alfa Parçacığı İle Ölçüm	37
3.1.3. ÖLÇÜM SİSTEMİNE UYGUN RADYOİZOTOP SEÇİMİ	38
3.2. RADYASYONLA ÖLÇÜM SİSTEMLERİNDE HATA- LARIN HESAPLANMASI VE HATALARI AZAL- TACAK YÖNDE RADYOİZOTOP SEÇİMİ	42
3.3. RADYASYONLA ÖLÇME SİSTEMLERİNDE TEMEL ÖZELLİKLER	45
3.3.1. İstatistik Dağılım	45
3.3.2. Duyarlılık	46
3.3.3. Kesinlik (Ölçme Hatası)	46
3.4. RADYOİZOTOPUN SEÇİMİ SIRASINDA YAPIL- MASI GEREKEN HESAPLAMALAR	47
3.4.1. Uygun Yarı Ömür Belirlenmesi	48
3.4.2. Işınlama Süresinin Hesaplanması ..	48

BÖLÜM 4. DENEYSEL ÇALIŞMALAR VE İLGİLİ HESAPLA-	
MALAR	52
4.1. DENEY DÜZENEGİ VE DÜZENEGİ OLUŞTURAN	
ELEMANLAR	52
4.2. DENEYİN YAPILIŞI VE AŞAMALARI	55
4.3. UYGUN RADYOİİZOTOP SEÇİMİ VE ELDESİ	57
4.3.1. Aktivite Hesabı ve Radyoizotopun	
Hazırlanması	58
4.3.2. Radyoizotop Kaynağın Zırhlanmması	
ve Kolimasyonu	61
4.3.3. Deney Sırasında Alınan Dozun Ulus-	
lararası Standartlara Uygunluğu ..	62
4.4. ÖLÇÜMLERİN ALINMASI	62
4.5. DENEY SONUÇLARI	63
 BÖLÜM 5. SONUÇ	 75
 KAYNAKLAR	 80
 ÖZGEÇMİŞ	 82

SEMBOLLER LİSTESİ

A....	Saf Elementin Atom Ağırlığı
Be...	Bağlanma Enerjisi
c....	Işık Hızı
E....	Enerji
Ee...	Elektron Enerjisi
E*	Compton Elektronunun Kinetik Enerjisi
E ...	Foton Enerjisi
h....	Plack Sabiti
I....	Radyasyon şiddeti
m ₀ ...	Durgun Kütle Enerjisi
N....	Toplam Sayım
P....	Momentum
R....	Cihazdan Alınan Radyasyon Sayımı
s....	Duyarlılık
S....	Özgül Aktivite
T _½ ...	Yarıömür
U....	Radyoizotop Enerjisi
w....	Elementin Ağırlık Faktörü
X....	Malzemenin Kalınlığı
X _½ ...	Yarı Tabaka Kalınlığı
δr...	Göreceli Standart Sapma
δ(x).	Standart Sapma

ϕNötron Akısı
 ϵİstatistik Hata
 λDalgaboyu
 μSogurma Katsayısı
 μm ...Kütle Sogurma Katsayısı
 γIşınım Frekansı
 $^{\circ}$Yogunluk
 τCihazın Zaman Sabiti
S....Özgöl Aktivite
 σMikroskopik Tesir Kesiti



ŞEKİLLER LİSTESİ

Sayfa No

ŞEKİL 2.1	Radyoaktif bozunmada gama ışınlarının yayınlanması	6
ŞEKİL 2.2	Radyoaktif bozunmada iki gama ışını fotonunun yayınlanması	6
ŞEKİL 2.3	Radyasyon tiplerine ve enerjilerine bağlı olarak giricilik değişimi	8
ŞEKİL 2.4	X ve γ Işınlarının spektrumlarının aynı grafikte karşılaştırmalı gösterimi	9
ŞEKİL 2.5	Gama ışını-madde etkileşimi çeşitlerinden en çok olasılıklı olan üçünün karşılaştırması	10
ŞEKİL 2.6	Fotoelektrik olayı	11
ŞEKİL 2.7	Compton saçılması	13
ŞEKİL 2.8	Compton saçılmasını oluşturan çarpışma	14
ŞEKİL 2.9	Çift oluşumu	16
ŞEKİL 3.1	Geçirgenlik prensibiyle çalışan sistemin blok şeması	25
ŞEKİL 3.2	Radyasyon şiddetinin kalınlığa göre değişimi	27
ŞEKİL 3.3	Gama ışınlarının Pb içinde doğrusal soğurma katsayıları	28
ŞEKİL 3.4	Geri saçılma prensibinin şematik görünümü	33
ŞEKİL 4.1	Deney düzenegi şeması	54
ŞEKİL 4.2	Deney düzeneginin görünümü	55
ŞEKİL 4.3	Deneyde kullanılan maddelerin görünümü	56

ŞEKİL 4.4 Dijital tartı ile numunenin hazırlanması	59
ŞEKİL 4.5 Sayım - Yoğunluk için kalibrasyon eğrisi	74
ŞEKİL 5.1 Kalibrasyon Eğrisinin Yoğunluğu bilinmeyen maddelere uygulanması	79



TABLÖLAR LİSTESİ

Sayfa No

TABLO 3.1 Radyasyon ile ölçüm sistemlerinin bazı uygulama alanları	20
TABLO 3.2 Radyasyon dedektörlerinin özellikleri	23
TABLO 3.3 Uygulamada kullanılan bazı radyoizotoplar ve özellikleri	40
TABLO 3.4 Bazı radyoizotopların özellikleri ...	42
TABLO 3.5 Radyoizotop uygulamalarında kullanılan bazı elementlerin bolluk yüzdeleri ve mikroskopik tesir kesitleri	50
TABLO 4.1 Deneyde kullanılan maddelerin hesaplanan yoğunlukları	56
TABLO 4.2 Sodyum ve bileşiklerinde bulunan bazı elementlerin özellikleri	58
<u>DENEYLERDE ALINAN SAYIMLAR</u>	
TABLO 4.3-A Deney-1	65
TABLO 4.3-B Deney-2	66
TABLO 4.3-C Deney-3	67
TABLO 4.3-D Deney-4	68
TABLO 4.3-E Deney-5	69
TABLO 4.3-F Deney-6	70
TABLO 4.3-G Deney-7	71
TABLO 4.3-H Deney-8	72
TABLO 4.4 Deneylerde elde edilen kalibrasyon eğrisini çizen ortalama değerler	73

Ö Z E T

Radyasyondan yararlanılarak oluşturulmuş tekniklerden endüstrinin birçok dalında, üretimin her aşamasında önemli ölçüde faydalanılmaktadır. Radyasyona duyarlı ölçme cihazları (radiogauging); radyoaktif ışınlar yardımıyla ve bu ışınlarla ölçümler yapıp, bunları yorumlayarak çalışan sistemlerdir. Bu teknikler ve tekniklerle oluşturulmuş sistemler kullanılarak kalınlık, yoğunluk, seviye, nem, v.b. ölçümler kolaylıkla yapılabilir.

Bu çalışmanın konusu da gama radyasyonu ile gama geçirgenlik (transmisyon) tekniği kullanarak farklı malzemelerin yoğunluk tayinlerini yapmaktır. Bu amaçla önce laboratuvarlarda kaynak, yoğunluğu bilinen çeşitli maddeler, dedektör, çok kanallı analizör ve diğer ilgili aletlerden oluşan deney düzeni kurulmuş, sonra İ.T.Ü Nükleer Enerji Enstitüsü TRIGA MARK-II reaktöründe ışınlama suretiyle istenen özelliklerde gama kaynağı olan Na-24 radyoizotopu üretilmiş, deney düzenine eklenmiştir. Farklı yoğunluklardaki katı ve sıvı maddeler kullanılarak gama geçirgenlik prensibine göre sayımlar alınmıştır. Yinelenen bütün sayımların her deneyde ikişer kez ölçülmesi sonucu standart sapmaları hesaplanmıştır. Bu standart sapmalar da belirtilerek yapılan ölçümlerle farklı malzemelerin daha önceden konvansiyonel şekilde ölçülüp hesaplanan yoğunluğu arasındaki değişimi veren grafik çizilmiş ve yorumlanmıştır.

Elde edilen bu kalibrasyon grafiği; yoğunluğu bilinmeyen maddeler için de gama geçirgenlik tekniğine göre ölçümlerin yapılmasıyla elde edilen değerlerin uygulanmasıyla duyarlı ve güvenilir sonuçların alınmasını sağlamıştır.

DENSITY MEASUREMENTS
BY USING GAMA TRANSMISSION TECHNIQUE

S U M M A R Y

Radiogauging is a branch of non-destructive testing which is applied on a system (components or assemblies) to measure the particular properties of a system. Basically a radiogauging system consists of a radiation source, radiation detector and the related electronic equipment.

Many radiation techniques are available for component inspection. There are two types of measurement techniques which are widely used, namely;

- 1- Transmission
- 2- Scattering

Each of these techniques require the use of radioactive sources, namely; radioisotopes or machine sources latter has some disadvantages. The most important advantages of radioisotopic sources over machine sources of radiation are:

- 1- They are self contained sources of energy and do not require any power supplies,
- 2- They are portable,
- 3- Their radiations can be easily detected,

- 4- Their performance is unaffected by heat, pressure and vibration,
- 5- Their properties are perfectly reproducible; i.e. the same radioisotope always has the same properties and gives the constant output,
- 6- They are less expensive,
- 7- They can be made quite small (some systems need very small radiation sources),
- 8- They can be used by people that are not highly trained in electronics

Since radioisotopes have such big advantages, therefore they are preferred to machine sources.

It is very important to determine the following three characteristics that belongs to the radiogauging system when it is projected. These characteristics are;

- 1- Functions of the system
(i.e. what kind of a gauge is going to used to measure)
- 2- Principle of radiogauging
(i.e. it is necessary to decide the type of the principle which will be used in the system)
- 3- Type of source
(i.e. it is necessary to choose the suitable radioisotope for the gauging system)

Considering on the major properties of radiation, different applications of radioisotopes can be classified in three groups as following:

I. Since radiation can be detected with extremely high sensitivity, radioisotopes are useful as tracers.

II. Ionization and excitation effects of their radiation make possible the use of radioisotopes are possible: dissipating electrostatic charge, improving operation of electronic gas tubes, and exciting phosphors to produce light.

III. Radiation emitted by some radioisotopes penetrates great distances in solid materials, for example,

opening an immense field of gaging, radiography, moisture, density, thickness, level, etc. measurements and the location of hidden objects, GARDNER, (1967).

Industrial applications of radioisotopes utilize the radiation of radioactive materials (radiation sources). Depending on the mode of industrial application; information is the most cases obtained through the effects of materials on radiation, about, e.g., the qualitative material properties. The fundamental requirement to obtain and process is the detection and numerical evaluation of radiation.

There are also some important factors that effect the choice of a radioisotope which are:

- 1- Availability and easy usage
- 2- Half-life suitable to the gauging system
- 3- Appropriateness of the energies in the linear spectrums to the system
- 4- Activity
- 5- Cost
- 6- Radiation safety

There are some other important factors effects the condition of the selection of the radioisotope systems are:

- 1- Purity of radioisotope
- 2- Changing of radioisotope
- 3- Effect of radiation
- 4- Effect of isotope

In this work, the gamma-source radioisotope is used to measure the density of the different substances. Therefore, properties of gamma rays are briefly summarized as follow;

Gamma rays are major class of indirectly ionizing particles. Gamma rays are electromagnetic radiations. Since gamma rays are indirectly ionizing particle, they

penetrate to deeper layer with in a medium comparing with the direct ionizing particles such as, beta particles. Gamma rays interact with the matter in three different types. These are :

- 1- Photoelectric event
- 2- Compton scattering
- 3- Pair production

Gamma rays lose energy through encounters which result in the ejection of electrons from atoms. The gamma ray may lose all of its energy in an encounter or only part. If only part of its energy is removed, the remainder part continues to travel through space with the speed of light, as a lower energy photon. On the average the higher the energies of the gamma photons, the higher the energies of the liberated electrons.

Every gamma ray has a finite probability of passing all the way through a medium through which it is moving. The probability that a gamma ray will penetrate through a medium depends on many factors. These factors are:

- 1- Energy of the gamma ray
- 2- Composition of the medium
- 3- Thickness of the medium

If the medium is dense and thick, the amount of penetration of gamma rays decreases, GARDNER, (1967).

The aim of this work is to obtain a calibration curve by using gamma transmission technique. During the work, first the densities of different liquids and solid substances were calculated according to the conventional measurement techniques. Second step were the preparation of radioisotopes which were used in the measurement system. During the experiments 0,5 mCi Na-24 radioisotopes were used as a gamma ray source that have been produced by irradiation of Na-23 in I.T.U. TRIGA MARK-II Reactor. Collimation and shielding design of the radioisotope were completed according to the safety

criteria. The experiments were carried out in the Radioisotope and Radiotracer Laboratory in Nuclear Application Division of I.T.Ú., Institute of Nuclear Energy.

The obtained calibration curve was applied to the measured number of gamma given by the substances with unknown densities, according to the gamma transmission techniques. The results taken from the calibration curve were sensitive and reliable.



B Ö L Ü M I

G İ R İ Ş

Gelişen teknolojiyle, son yıllarda nükleer tekniklerin endüstrinin birçok dalında kullanım sahaları artmıştır. Endüstride uygulama alanlarının çokluğu, nükleer tekniklerin üretimin her aşamasında kullanılabilirliğinden ileri gelmektedir. Bununla beraber nükleer tekniklerin diğer tekniklere göre daha pratik, güvenilir ve ekonomik olması da tercih nedenleri arasında sayılabilir. Günümüzde alfa, beta ve gama radyasyonları endüstride çok geniş olarak kullanılmaktadır.

İnsanlığın radyoaktivite ile tanışması yaklaşık bir asır önce olmuştur. 1895 yılında Roentgen, X-ışınları diye adlandırdığı maddeye nüfuz edici radyasyonu deneylerle inceliyordu, ÖZDEN, N.,(1983). 1896'da Becquerel, nüfuz edici radyasyonları keşfetti ve daha sonra bunları alfa, beta ve gama ışınları olarak sınıflandırdı. Bu ışınlar uranyum ailesi tarafından verilen ışınlardı. Böylece insanlık radyoaktif maddeler ve yayımladıkları radyasyon türleri konusundaki araştırmalara başlamış oldu, BİLGE, A.N.-TUĞRUL, B.,(1991).

Gelişen teknolojiyle hemen hemen bütün kimyasal elementlerin yapay radyoizotoplarının oluşturabileceği anlaşılmıştır, ÖZDEN, N.,(1983). Yapay radyoizotoplar; kararlı bir elementin nükleer reaktörlerde yüksek nötron akısı içinde ısıtılması veya nükleer yakıt içinde oluşan fisyon ürünlerinin ayrıştırılması ile elde edilebilmektedir. Belirtilen ilerlemelerden sonra, bu alandaki çalışmalar radyoizotoplardan farklı alanlarda yararlanma imkanlarını arama doğrultusunda da devam etmiştir. Özellikle ikinci dünya savaşından sonra nükleer güç reaktörleri kurulmaya başlanmış ve böylece çok daha fazla miktarlarda ve türlerde radyoizotop üretimine imkan sağlanmıştır. Bu da üretilen bu radyoizotopların tıp bilimi, endüstri ve tarımda her geçen gün yeni kullanım alanlarının bulunması ve ilgili tekniklerin geliştirilmesi sonucunu doğurmuştur. Böylece, nükleer reaksiyonlar ve radyasyonlar kontrol altında, bilinçli bir şekilde kullanılarak zararsız, hatta yararlı bir hale getirilmiş ve modern teknolojinin dolayısıyla da bunda yararlanan endüstrinin çeşitli alanlarının hizmetine girmiştir. Radyoizotop araştırma ve uygulamaları özellikle 1950'li yıllardan itibaren radyoizotop üretimi hızına ve tekniklerine paralel olarak çok hızlı bir gelişme göstermiştir, LEDERER, C.M.-HOLLADER, M.J.,(1968).

Radyasyonla ölçüm teknikleri, birçok ölçüm tekniklerine göre birçok yönden üstün olmaları ve bazı ölçümlerin yapılmasının ise tek yolu olmaları nedeniyle endüstride üretimin her aşamasında tercih edilmektedir. Bu çalışma çerçevesinde, sözü edilen tekniklerden özellikle radyoizotop kaynağı kullanılanlarla ilgilenildiği için daha çok bu içerikli teknikler ele alınacaktır.

Radyoizotoptan yararlanılan nükleer tekniklerin kullanım alanları arasında tarım endüstrisi, uçak ve gemi sanayii, kimya endüstrisi ve ilaç, temizlik ürünleri gibi endüstriyel alanları, maden endüstrisi, patlayıcı, besin, kağıt ve basım endüstrileri ile fotoğrafçılık sektörleri sayılabilir. Bu endüstri dallarında özellikle metal, kağıt, plastik gibi maddelerin kalınlıklarının ölçülmesi, kalın cidarlı kapalı kaplar ve borular içindeki çok yüksek basınçta, zehirli, patlayıcı, koroziv akışkanların sıcaklık, yoğunluk, seviye ve debi ölçümlerinin yapılması, kapalı sistemlerde (motor, dişli, vs.) aşınmaların sistem çalışırken takibi, gıda maddeleri gibi malzemelerin kapalı kaplar içinde ve üretim bandında çok hızlı ve tek tek seviye, yoğunluk, vb. özelliklerin ölçülmesi gibi işlemler radyoizotopların kullanıldığı radyasyonla ölçme sistemleri ile gerçekleştirilebilmektedir, GÜVENDİK, M., (1994).

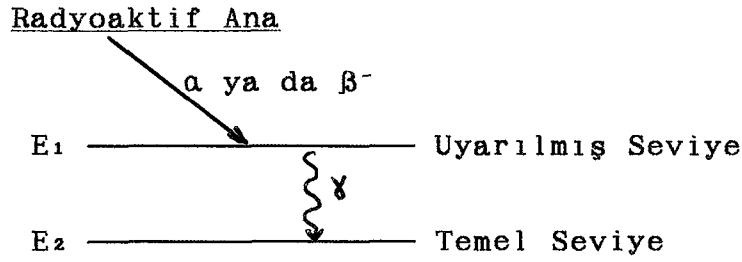
Gama-aktif radyoizotop kaynak yardımı ile, birçok radyasyonla ölçüm (radiogauging) tekniklerinden biri olan gama geçirgenlik tekniği ile yoğunluk tayini yapma çalışmalarını gerçekleştirmek ve bu konuda bir kalibrasyon eğrisi elde etmek bu çalışmanın konusunu oluşturmaktadır. Bunu gerçekleştirmek için İ.T.Ü. Nükleer Enerji Enstitüsü Nükleer Uygulamalar Anabilim Dalı'na bağlı Radyoizotop Laboratuvarında amaca uygun bir deney düzeneği kurulmuştur. Çalışmaların bir kısmı da Radyoaktif İzleme Tekniği Laboratuvarında yapılmıştır. Deney sırasında kullanılan radyoizotop kaynak İ.T.Ü. Nükleer Enerji Enstitüsü TRIGA MARK-II Eğitim ve Araştırma Reaktöründe üretilmiştir. Yapılan deneylerden alınan sonuçlar değerlendirilerek yorumlanmıştır.

B Ö L Ü M II

G A M A I Ş I N L A R I V E P R E N S İ P L E R İ

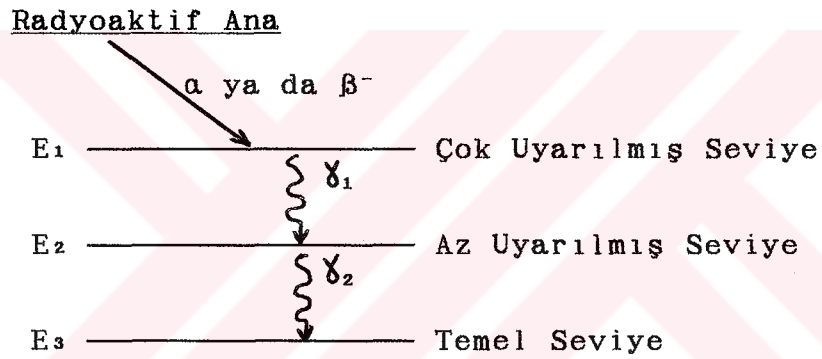
2.1 IZOMERİK GEÇİŞ VE GAMA RADYASYONU:

Radyoaktif bozunmaların çoğu tek basamaklı basit bir bozunma değildir. Radyoaktif bozunmalar sırasında birçok karmaşıklıklar meydana gelir. Bunlardan en çok görüleni, herhangi bir bozunmadan sonra oluşan ürün çekirdeğin yapısında artık bir enerji kalmasıdır. Bu durumda uyarılmış (eksite) halde kalan çekirdek, temel haline dönebilmek amacıyla belirli değerde enerji paketlerine sahip fotonlar halinde kendine özgü gama ışınları yayımlar. Yayımlanan gama ışınlarının enerjisi, Eşitlik 2.1'de ifade edildiği gibi uyarılmış seviyenin enerjisi ile temel veya kararlı halin enerji seviyesi arasındaki farka eşittir. Bu durum Şekil 2.1'de şematik olarak gösterilmiştir. Bazı durumlarda, çekirdek iki veya daha fazla uyarılmış seviyede bulunabilir. Bu durumda kaynaktan iki veya daha fazla değişik enerji seviyesinde gama ışınları (fotonlar) yayınlanır. Değeri Eşitlik 2.2 ile hesaplanan bu enerjinin oluşumu şematik olarak şekil 2.2'de gösterilmiştir, BİLGE, A.N., (1985).



Şekil 2.1 *Radyoaktif bozunmada gama ışınlarının yayımlanması*

$$E_{\gamma} = E_1 - E_2 \quad (2.1)$$



Şekil 2.2 *Radyoaktif bozunmada iki gama ışını fotonunun yayımlanması*

$$E_{\gamma 1} = E_1 - E_2 \quad (2.2)$$

$$E_{\gamma 2} = E_2 - E_3 \quad (2.3)$$

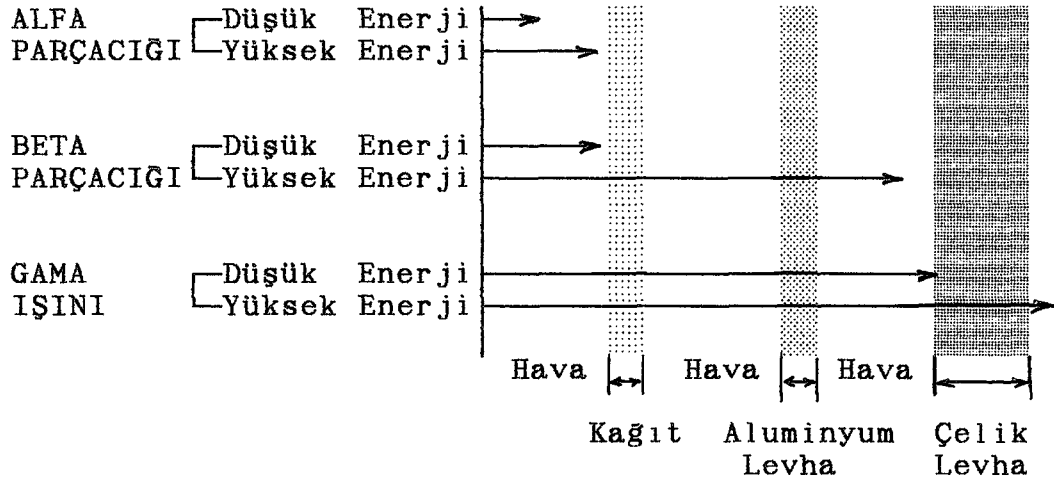
Uyarılmış seviyede (temel durumun üstündeki bir enerji seviyesinde) bulunan ürün (yavru) çekirdek, beta parçacıkları (pozitif veya negatif), elektron yakalama

veya alfa parçacıkları yayımlanmasından itibaren 10^{-13} saniye içinde gama yayımlanması yaparak taban seviyesine döner. Ancak bazen, bu uyarılmış halin kendine özgü yarılanma süresi önemli derecede uzun olur, 10^{-8} veya 10^{-7} mertebeleri arasında veya daha uzun olabilir. Ürün atomun uyarılmış haline İZOMER denir. Bu izomer atomun temel haline geri dönmek üzere yayınladığı gama ışınlarına da İZOMERİK GEÇİŞ (isomeric transition) denir, GARDNER, (1967).

Endüstride kalite kontrol ile ilgili sorunların çözülmesinde radyoizotopların kullanılması konusu, radyoizotopların nükleer reaktörlerde üretilmeye başlanmasından sonra gelişmiştir, KOHL, J.,(1961). Çünkü reaktörde ışınlamaların mümkün olması daha geniş seçenekli radyoizotopların üretilmesini sağlamıştır. Böylece hem istenen radyasyon tipine, hem de istenen yarı ömür süresine uygun radyasyon kaynakları olarak radyoizotoplar üretilmektedir.

Endüstriyel kullanım için radyoizotop seçiminde belirlenmesi gereken en önemli konu; istenen giricilik derecesidir. Genellikle kolay elde edilebilir radyasyon türleri; gama ışınları, alfa parçacıkları ve beta parçacıklarıdır. Bu radyasyon türlerinin karşılaştırmalı olarak hava, kağıt, alüminyum ve çelik levhalardaki

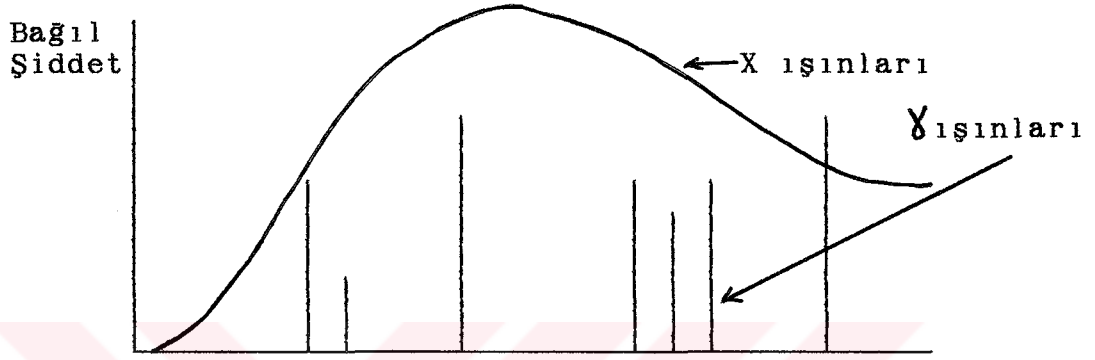
giricilikleri Şekil 2.3'te gösterilmiştir. BAYTAŞ, A.C. (1984)



Şekil 2.3 Radyasyon tiplerine ve enerjilerine bağlı olarak giricilik değişimi

Gama ışınları, X ışınlarına benzer özelliklere sahiptir; kısa dalga boylu ve girici ışınlardır. Ancak gama ışınları, özellikle endüstriyel olarak kullanılan frenleme tipi X ışınlarından daha yüksek enerjili olduklarından giricilikleri de daha fazladır. X ışınları ile gama ışınları arasında spektrum farkı vardır. Her radyoizotop, hiç değişmeyen bir veya birkaç dalga boyu üzerinden kendine özgü ışın veya ışınlar (γ ışınları) yayar. Bu tür bir veya birkaç dalgaboyundan oluşan spektruma çizgisel spektrum denir. Gama ışınlarının spektrumları da çizgiseldir. Radyoizotopl ar yayınladıkları bu kendine özgü radyasyonların dalga boylarından ayırdedilebilirler.

X ışınlarının spektrumu ise sonsuz sayıda dalga boyundan oluştuğu için, Şekil 2.4'te görüldüğü gibi sürekli bir egridir.



Şekil 2.4 X ve γ ışınlarının spektrumlarının aynı grafikte karşılaştırmalı gösterimi

2.2 GAMA IŞINI - MADDE ETKİLEŞİMİ

Elektromanyetik radyasyonu oluşturan fotonların; madde ile etkileşirken, alınan yolun birim uzunluğuna düşen etkileşim tesir kesiti, alfa veya beta parçacıklarının etkileşim tesir kesitlerinden çok daha küçüktür. Çünkü gama ışınlarını oluşturan fotonların elektriksel yükü ve kütlesi yoktur. Bununla beraber gama fotonlarının yönü ve enerjisi değiştikçe maddeyle etkileşim tarzında çok ciddi farklılıklar oluşur. Belirli bir enerji

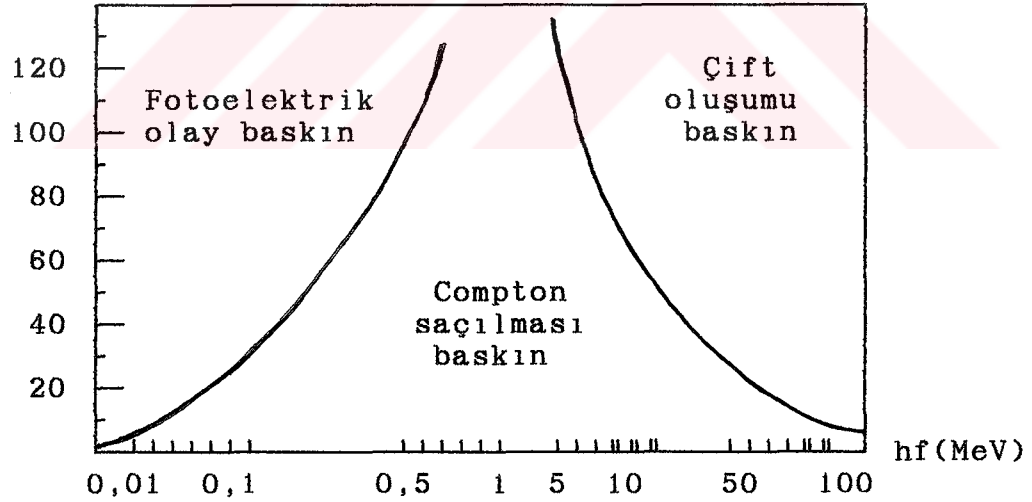
ve yönde gelen bir fotonun madde ile etkileşimi, olası üç tip etkileşimin toplam sonucudur. Bunlar;

- I. Fotoelektrik Olay
- II. Compton Saçılması
- III. Çift Oluşumu

Bu etkileşim türleri ile gama ışınlarını oluşturan fotonların enerjileri, kısmen ya da tamamen elektron enerjisine dönüşür, BİLGE, A.N.(1985).

Şekil 2.5'te gama ışınlarının madde ile etkileşimi görülmektedir:

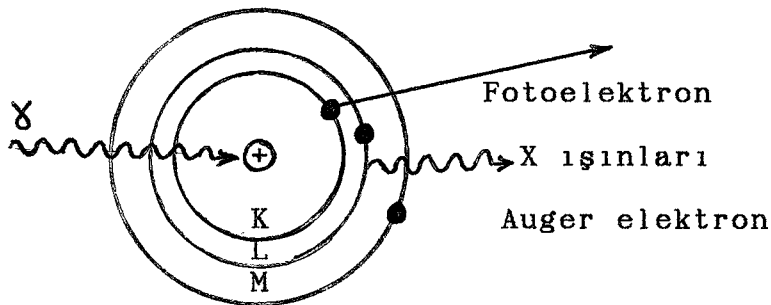
Soğurucu maddenin
atom no'su (Z)



Şekil 2.5 Gama ışını - madde etkileşimi çeşitlerinden en çok olasılıklı olan üçünün karşılaştırmalı önemi

2.2.1 FOTOELEKTRİK OLAY

Eğer foton atoma bağlı bir elektrona çarparsa, elektronun bağlı olduğu atomun momentumu da saptırılan veya saçılan fotona ihtiyacı azaltacak şekilde momentumun korunumu yasasına uygun olarak oluşur. Bunun gerçekleşmesi için, düşük enerjili gelen foton bütün enerjisini elektrona ve onun bağlı olduğu atoma verir. Elektronu atomdaki yörüngesine bağlayan enerjiye "Bağlanma Enerjisi" denir. Gelen fotonun enerjisi bağlanma enerjisinden büyükse, elektron yörüngeden kopar ve Eşitlik 2.4 ve 2.5'de görüldüğü gibi fark enerjiyle yoluna devam eder. Atılan "Fotoelektron" oluşumu ile ilgili fotoelektrik olay Şekil 2.6'de şematik olarak gösterilmiştir, BİLGE, A.N.(1985).



Şekil 2.6 Fotoelektrik Olayı

$$E_e = E_\gamma - B_e \quad (2.4)$$

$$E_e = h\nu - B_e \quad (2.5)$$

E_e =Elektron Enerjisi

E_γ =Foton Enerjisi

B_e =Bağlanma Enerjisi

Fotoelektronun atılmasını takiben, dış yörüngeden diğer bir elektron boşluk bulunan yörüngeye geçer ve bu geçişte kendine özgü X ışınları yayımlanır. Bunlar ilk γ radyasyonu ile karşılaştıklarında düşük enerjilidirler. X ışını fotonun atılması, sık sık dış yörünge elektronunun atılmasına neden olur.

2.2.2 COMPTON SAÇILMASI

Elektromanyetik radyasyon olan gama fotonunun enerjisi Eşitlik 2.6 kullanılarak hesaplanır.

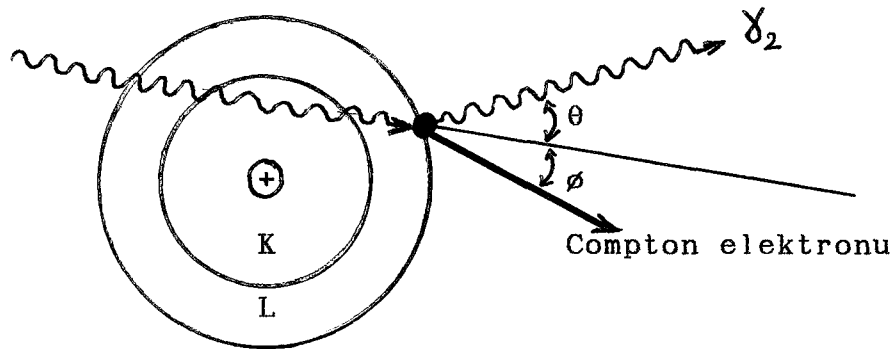
$$E = h\nu \quad (2.6)$$

Eşitlik 2.6'da h Planck sabiti, ν ise ışının frekansı ve E ise fotonun enerjisini göstermektedir.

İç enerjisi $h\nu$ olan bir foton, etkileşime girdiği maddenin kinetik enerjisi olmayan bağımsız elektronuyla (en dış yörüngedeki elektronuyla) esnek çarpışma yapınca, enerjisinin bir bölümünü elektrona transfer eder ve $h\nu'$ gibi yeni bir enerjiyle doğrultusu değişerek yoluna devam eder. Fotonun kaybettiği enerji elektrona kinetik enerji olarak transfer edilir. Enerjinin korunumu prensibine uygun olarak, elektronun kazanmış olduğu kinetik enerji, fotonun geliş enerjisi ile çarpışma ile sapmaya uğradıktan sonraki enerjisi arasındaki farka eşittir. Eğer elektronun kazanmış olduğu kinetik enerji E^* ile sembolize edilirse, Bağntı 2.7;

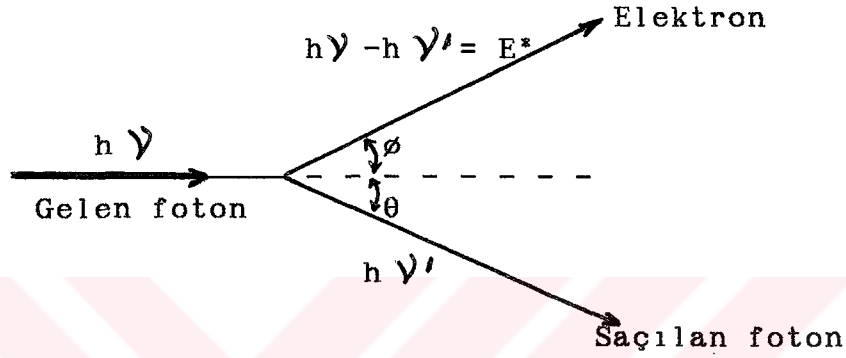
$$h\nu - h\nu' = E^* \quad (2.7)$$

bağıntısı yazılabilir.



Şekil 2.7 Compton saçılması

İki cisim arasında bir çarpışma olduğu zaman, çarpışmadan sonra cisimlerin yeni yönlerinin çarpışmadan önce cisimlerin hız vektörlerinin oluşturduğu düzlem ile aynı düzlemde olması gerekir. Yani söz konusu olan iki boyutlu bir problemdir. Bu durum Şekil 2.8'de de gösterilmiştir.



Şekil 2.8 Compton saçılmasını oluşturan çarpışma

Şekil 2.8'de $h\nu$ enerjisi ile gelen foton, elektron ile yaptığı çarpışma sonucunda yeni $h\nu'$ enerjisiyle θ açısı kadar geliş doğrultusundan sapmaya uğramıştır. $h\nu - h\nu'$ kadar enerji kazanan elektron ise ϕ ile gösterilen açı ile hareket eder. Çarpışmadan önce ve sonraki hız vektörleri aynı düzlem üzerindedir.

Hernekadar fotonlar kütesiz olarak düşünülse de, momentum olayı sergilerler. Bir fotonun momentumu, fotonun enerjisinin ışık hızına bölümüne eşittir. Eşitlik 2.8 ve 2.9 bu olayı ifade eder.

$$P = \frac{E}{C} \quad (2.8)$$

veya

$$P = \frac{h\nu}{C} \quad (2.9)$$

Momentum korunumu prensibi düşünülerek düşey ve yatay doğrultulardaki momentumların dengelenmesi ile elde edilen denklemler ile beraber momentum ve enerji ile ilgili göreceli bağıntılar kullanılarak Eşitlik 2.7 ile de bağıntı kurulduğunda Eşitlik 2.10 elde edilir:

$$E^* = \frac{0.51}{1 - \cos\theta + \frac{0.51}{E}} \quad (2.10)$$

Eğer saçılma açısı θ çok küçükse $\cos\theta=1$ olur. Bu durumda E yaklaşık olarak E^* 'a eşit olur. Buradan da çok yüksek enerji ile gelen gama ışınının enerji kaybının ihmal edileceği anlaşılır. Böylece Eşitlik 2.11 elde edilir.

$$\theta=90^\circ \text{ olursa } \cos\theta=0$$

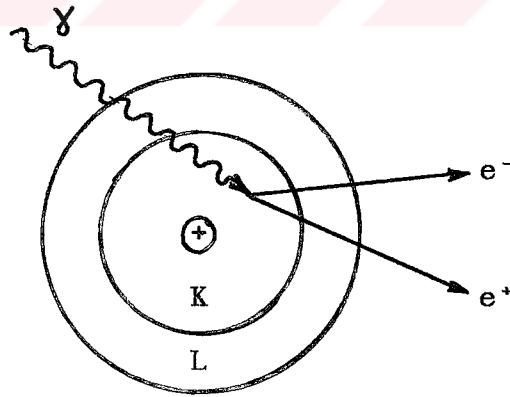
$$E^* = \frac{0.51 E}{E + 0.51} < 0.51 \text{ MeV} \quad (2.11)$$

Eşitlik 2.11'den de görüleceği gibi saçılan fotonun enerjisi 0.51 MeV'den büyük olamaz.

Compton saçılması foton ve elektron arasında olduğundan, saçılma miktarı soğurucu atomun elektronlarının sayısına, yani atomun numarasına bağlıdır. Saçılan foton ortamdan kaçmaz ve daha düşük enerjili olduğundan ortamda fotoelektrik etkileşme yapmaya başlar.

2.2.3 ÇİFT OLUŞUMU

Gelen fotonun enerjisi, elektronun durgun kütle enerjisinin iki katı olan 1.02 MeV'i geçerse, "çift oluşumu" denilen başka bir tip gama-madde etkileşimi gerçekleşir. Bu olayda foton, yüklü parçacık alanı olan atom çekirdeğinin çok yakınından geçerse yok edilir ve yerine elektron ve pozitron çifti oluşur. Çift oluşumu olayı Şekil 2.9'da şematik olarak gösterilmiştir.



Şekil 2.9 Çift Oluşumu

Elektron ve pozitronun toplam kütlelerinin eşdeğer durgun kütle enerjisi 1.02 MeV olduğundan, parçacık çiftini oluşturmak için gerekli minimum enerji 1.02 MeV olmalıdır. Başka bir deyişle elektron ve pozitron çifti, gelen fotonun enerjisi ile çiftin toplam durgun kütle enerjisi arasındaki farka eşit olan enerjiyi kinetik enerji olarak paylaşırlar. E^+ pozitronun kinetik enerjisi, E^- ise elektronun kinetik enerjisi ve $2m_0c^2$ bu çiftin toplam durgun kütle enerjisini sembolize ederse enerjinin korunumu prensibine göre Eşitlik 2.11 ve 2.12 de gösterilen bağıntılar yazılabilir:

$$E^+ + E^- = h\nu - 2m_0c^2 \quad (2.12)$$

$$E^+ + E^- = h\nu - 1,02 \text{ MeV} \quad (2.13)$$

Pozitron ve elektron kinetik enerji kazanmış olur. Bu arada kinetik enerjinin az bir kısmı da atom çekirdeğine transfer edilir. Gama foton enerjisi artınca, gama-madde etkileşiminde Compton saçılması ve fotoelektrik olay olasılığı azalır, çift oluşumu olasılığı artar. Bu olayda da sonuç olarak gama fotonu soğurulur.

Bu olayların hepsi de, gama ışınının oluşturan foton enerjisinin, kısmen veya tamamen elektron enerjisine dö-

nüşmesine neden olur yani atom iyonize olur. Toplam kütle sönüm katsayısına katkıda bulunan başka etkileşim çeşitleri de oluşur, ancak bunların etkileri çok azdır, önemsenmez. Gama ışınları her enerjide ışık hızı ile yol alırlar.

2.3 GAMA IŞINLARININ SOĞURULMASINI ETKİLEYEN FAKTÖRLER:

Her gama ışınının etkileştiği maddenin (ortamın) içinden baştan sona geçebilme olasılığı sınırlıdır. Gama ışınlarının bir maddeye ya da ortama sızma ve bu ortamda ilerlemeleri birçok faktöre bağlıdır. Bu faktörlerden bazıları;

- I. Gama ışınlarının enerjisi
- II. Maddenin yapısı ve oluşumu
- III. Maddenin kalınlığı

Eğer madde yeterince yoğun ve kalınsa radyasyonun ortama sızma ve girme olasılığı pratik olarak sıfırdır. Ortamda oluşan hasar ya da etkilenme, gama fotonlarının enerjilerini elektronlara transfer etmesi sonucunda elektronların iyonlaşması ile olur. Birbirini izleyen transferler sonucu gama fotonlarının enerjisi azalır yani sönüme uğrar, BİLGE, A.N.(1985).

B Ö L Ü M III

R A D Y A S Y O N İ L E Ö L Ç Ü M T E K N İ K L E R İ V E P R E N S İ P L E R İ (RADIOGAUGING)

Radyasyona duyarlı ölçme cihazları radyoaktif ışınlar yardımıyla ve bu ışınlarla ilgili ölçümler yapıp bunları yorumlayarak çalışan, kalınlık, yoğunluk, seviye, nem, v.b. ölçümleri yapan duyarlı sistemlerdir. Bu tür büyüklüklerin ölçümü yapılan cisme ya da sisteme zarar vermeden ve hassas bir şekilde ölçümlenmesi, bilinen alışılmış metotlarla her zaman mümkün olmayabilir. Bu gibi durumlarda radyasyon ile ölçme sistemlerinden yararlanılır. Bu sistemlerin, diğer alışılmış yöntemlerden birçok noktada üstünlüğü vardır. Diğer yöntemlere göre daha ucuz, portatif, duyarlı ve güvenilir olması, radyasyonla ölçme sistemlerinin uygulama alanlarını arttırmıştır, BERGER, H.,(1966).

Bu sistemlerde uygulama alanına göre kullanılan radyasyon türü ve kullanılan metotlar, uygulama alanları ve ölçülen özellikler Tablo 3.1'de özetlenerek belirtilmiştir, BİLGE, A.N.(1985).

Tablo 3.1 *Radyasyon ile ölçüm sistemlerinin bazı uygulama alanları*, BİLGE, A.N.(1985).

Ölçülen Özellik	Kullanılan Teknik	Uygulama Alanları
Kalınlık	α -geçirgenlik	Sigara kağıdı
	β -geçirgenlik	Kağıt, plastik, hafif metaller
	X-ışını geçirgenlik	İnce metal varaklar
	γ -ışını geçirgenlik	Ağır metal, Çelik döküm
	β -geri saçılma	Kağıt
	γ -geri saçılma	Boru, tank, işlem kaplarının cidarları
Kaplama Kalınlığı	β -geçirgenlik	Tekstil ve kağıt kaplama
	β -geri saçılma	Çelik üzerinde Zn, fotoğraf kağıdı kaplanması, v.b.
	γ -geri saçılma	Kömür sondaj aletlerinin kontrolü için madendeki kömür kalınlığı
	X-ışını floresans	Demir ve bakır üstünde Sn ve Zn kalınlığı
Yoğunluk	α -geçirgenlik	Gazlar
	β -geçirgenlik	Sigaralar, tank ve borularda gaz ve sıvı akışkanlar, buhar su oranı, v.b.
	γ -geçirgenlik	Büyük tank ve borularda katı ve sıvı akışkanlar
	γ -geri saçılma	Toprak, maden sondaj deliğinde veya üstünde cevher ölçümü

Tablo 3.1 (devamı)

Radyasyon ile ölçüm sistemlerinin bazı uygulamaları

Ölçülen Özellik	Kullanılan Teknik	Uygulama Alanları
Seviye	β -geçirgenlik	Sıvı (yaygın olarak kullanılmaz)
	γ -geçirgenlik	Sıvı, toz ve kaplardaki katı malzeme
	γ -geri saçılma	Tanklarda bulunan sıvı
Nem	(n,n _{sıvı}) ve (n,)	Toprak, kömür, sinter karışımı deterjanlar, v.b.

3.1 AMACA UYGUN ÖLÇÜM SİSTEMİNİN TASARIMI

Radyasyon ile ölçüm sistemlerinin tasarımı ve yapımında üç ana özelliğin çok iyi tanımlanması gerekir.

Bunlar:

1-Sistemin fonksiyonu, yani hangi tür ölçüm için kullanılacağı

2-Tasarım prensibi, yani geçirgenlik veya geri saçılma prensiplerinden hangisinin kullanılacağı

3-Sistem fonksiyonuna ve tasarım prensibine uygun radyasyon kaynak türüdür, KNOLL, F.L.,(1989).

3.1.1 ÖLÇÜM SİSTEMİNİN SEÇİMİ

Radyasyon ile ölçüm sistemlerinde seçim yapılırken özellikle dikkat edilmesi gereken önemli noktalar kısaca şöyle maddelendirilebilir:

1-Ölçme sisteminin duyarlılığı ve güvenirliliği

2-Radyoizotop seçimi (bulunabilirlik, fiyat, yarı ömür, enerji, vs)

3-Sistemin maliyeti

4-Ölçüm kolaylığı

5-Radyasyon güvenliği

Radyasyon ile ölçüm sistemlerinin kullanıldığı uygulamalarda cihazın kararlılığı, güvenirliliği ve sağlamlığı çok önemli özelliklerdir.

Genellikle ticari olarak kullanılan radyasyon dedektörleri, iyon odaları prensibiyle çalışan dedektörlerdir, KNOLL, F.G.(1989). Bu prensiple çalışan dedektörler arasında en yaygın olarak kullanılan Geiger Müller (G.M.) dedektörleridir. Bu tip dedektörlerin araştırma amaçlı kullanımları azdır, çünkü verimlerinin düşük olması nedeniyle spektrometrik çalışmalara elverişli olmazlar.

Bütün nükleer radyasyonlarının ölçülmesi radyasyonların madde ile etkileşimine dayanmaktadır. Gama spektrometresinde, fotonun enerjisini tümüyle kaybettiği etkileşmeler önemli olduğundan ölçümlerin esası, fotoelektrik olay ile çift oluşumu etkileşmelerine dayanır. Fotonların sayımı için kullanılan dedektörler, başlıca sintilasyon ve katı hal dedektörleridir.

Radyasyon ölçüm dedektörlerinin özellikleri ve uygulanan radyasyon türüne göre verimlilikleri Tablo 3.2 de verilmiştir, BİLGE, A.N., (1985).

Tablo 3.2 Radyasyon dedektörlerinin özellikleri, BİLGE, A.N., (1985).

Dedektör Türü	G.M.	İyon odası	NaI(Tl)	Orantılı Sayaç	Yarı İletken
Kararlılık	Çok iyi	İyi	Zayıf	Zayıf	İyi
Dayanıklılık	Çok iyi	Çok iyi	Orta	İyi	Orta
Enerji Bağımlılığı	Yok	Yok	Var	Var	Var
Verim(%)	α	100	100	100	100
	β	100	100	100	100
	γ	1-2	0.1-2	10-30	-

3.1.2 ÖLÇÜM TEKNİĞİNİN SEÇİMİ

Ölçüm sisteminde kullanılacak tekniğin doğru seçimi verimli ve güvenilir sonuçlar alınması için ilk adımdır. Ölçüm sisteminin tekniği ölçülecek parametrenin özelliklerine, ölçülen malzemenin ya da sistemin özelliklerine bağlı olarak seçilmelidir. Tablo 3.1'de de belirtildiği gibi; kalınlık, kaplama kalınlığı, yoğunluk, seviye, nem gibi parametrelerin ölçümleri için kullanılan teknikler birbirlerinden farklıdır.

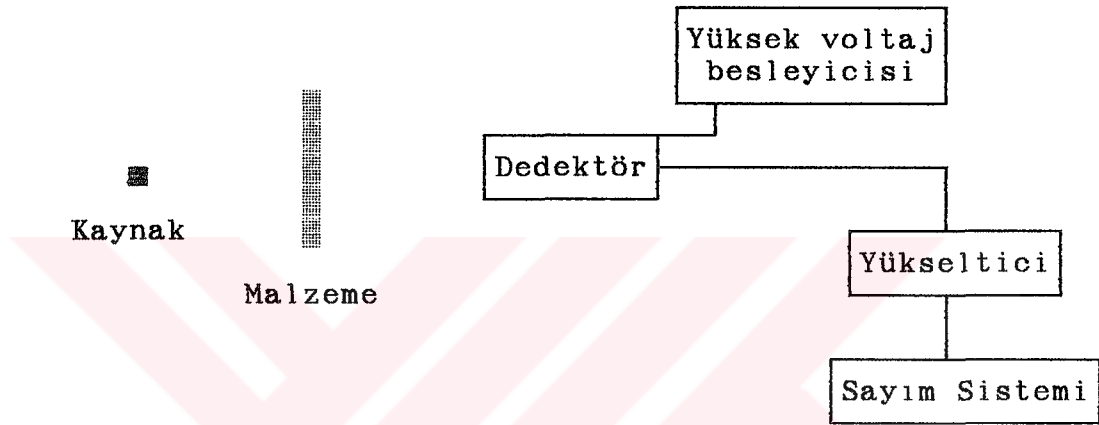
Radyasyonla ölçüm teknikleri ve bunların özellikleri incelenecek olursa;

3.1.2.1 GEÇİRGENLİK TEKNİĞİ:

Geçirgenlik tekniği; iyonize edici radyasyonun maddeye nüfuz edebilme ve malzemeyi katedebilme özelliğinden yararlanılarak geliştirilmiş bir tekniktir. Bu tekniğe göre dedektör ve radyoizotop, tekniğe uygun herhangi bir parametresi ölçülecek malzemenin iki farklı tarafına aynı düzlemde olmak üzere yerleştirilir. Dedektör, diğer tarafta bulunan radyasyon kaynağından yayımlanan ve malzemeyi geçip dedektör tarafına geçen radyasyon şiddetini ölçer. Dedektörde ölçülen; kaynaktan çıkan radyasyonun malzemeyi boydan boya geçen miktarıdır.

Yapılan bu sayım amaca göre yorumlanıp, değerlendirilerek istenen ölçüm gerçekleşir.

Bu prensibe göre çalışan bir sistemin genel görünüşü şematik olarak Şekil 3.1'de verilmiştir.



Şekil 3.1 Geçirgenlik prensibiyle çalışan sistemin blok şeması

Gama fotonlarının bir maddeden geçerken sönmeye uğramaları; bu ortamın atomları, elektronları veya çekirdekleriyle etkileşimleri olasılığına bağlıdır. Gama fotonlarının madde ile etkileşimleri sırasında birçok mekanizma vardır. Etkileşim olasılığı; fotonların enerjisine, madde atomlarının atom numarasına, fotonların maddeye geliş şartlarına bağlıdır.

Maddeyle etkileşimler sonucu oluşan sönümlenme sayısal olarak, soğurma katsayısı " μ " ile ifade edilir. Soğurma katsayısı; madde içinde birim uzunluk boyunca foton-madde etkileşimi nedeniyle soğurulma olasılığıdır. Soğurma katsayısı verilen herhangi bir madde için deneysel olarak belirlenir. Gama kaynağı, ortada madde ve maddenin diğer tarafında dedektörden oluşan bir sistemden oluşan deney düzenegi ile değişik kalınlıklar için dedektörden sayımlar alınır. Sayım hızına karşı kalınlık grafiği çizildiğinde soğurmayı gösteren grafik elde edilmiş olur ve bu grafiğin yardımıyla soğurma katsayısı hesaplanır.

Gama fotonları madde içinden geçerken soğurulurlar ve şiddetleri üstel olarak azalır. Maddenin dx gibi küçük bir kalınlığındaki soğurulma, Eşitlik 3.1 ve 3.2'de gösterildiği gibi o noktadaki radyasyon şiddeti ile orantılıdır.

$$dI = -\mu I dx \quad (3.1)$$

$$\frac{dI}{I} = -\mu dx \quad (3.2)$$

Eşitlik 3.1 ve 3.2 den yararlanarak tek enerjili bir radyasyon için geçirgenliğe ilişkin bağıntı Eşitlik 3.3 veya Eşitlik 3.4 ile ifade edilir.

$$I = I_0 \exp(-\mu x) \quad (3.3)$$

$$\log \frac{I_x}{I_0} = -0.4343 \mu x \quad (3.4)$$

Eşitlik 3.3 ve 3.4'te;

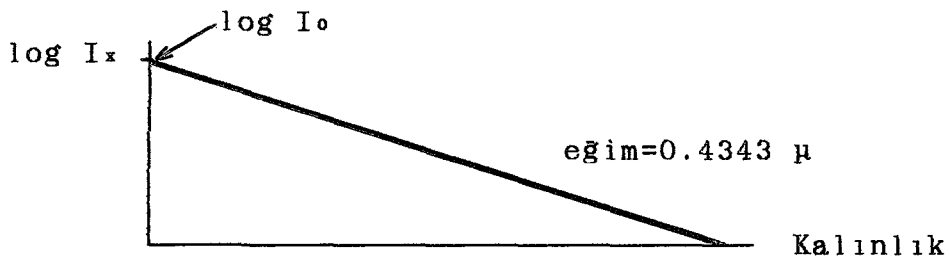
I = Kaynak ile dedektör arasındaki yoğunluk kalınlığı x olan malzemedan geçen radyasyon şiddeti ya da fotonun enerjisi (A/kg veya mR/s ya da m^2/sn).

I_0 = Kaynak dedektör arasında malzeme yokken elde edilen radyasyon şiddeti (A/kg veya mR/s ya da m^2/sn).

μ = Doğrusal soğurma katsayısı (m^{-1}).

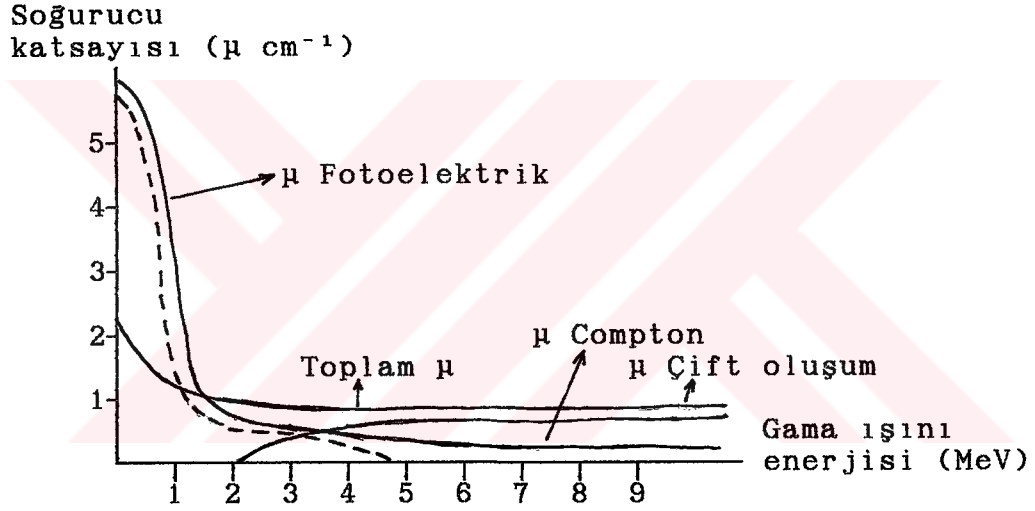
x = Radyasyonun katedeceği malzemenin kalınlığı (m).

Radyasyon şiddeti ile soğurucu kalınlığı arasındaki değişim şekil 3.2'de gösterilmiştir.



Şekil 3.2 Radyasyon şiddetinin kalınlığa göre değişimi

Doğrusal soğurma katsayısı, gama ışınının enerjisi-
ne bağlıdır. Çünkü gama radyasyonunun madde ile etki-
leşme çeşitleri, daha önce anlatıldığı gibi tamamen e-
nerjiye bağlıdır. Eşitlik 3.3'deki ifadenin teorik
olarak enerji ile değişimi Şekil 3.3'te kurşun malzeme
için gösterilmiştir.



Şekil 3.3 Gama ışınlarının Pb içinde doğrusal
soğurma katsayıları.

Birim yoğunluk başına düşen doğrusal soğurulma
miktarına ise kütle soğurma katsayısı (μ_m) denir,
kalınlık yoğunluğu ile (cm^2/g veya m^2/kg) belirlenir.

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} \quad (3.5)$$

Kütle soğurma katsayısı Eşitlik 3.3'te yerine koyulursa Eşitlik 3.6

$$I = I_0 \exp (\mu_m \int x) \quad (3.6)$$

ifadesi elde edilir.

Eğer soğurucu olarak karışımlar veya kimyasal bileşikler kullanılıyorsa toplam kütle soğurma katsayısı (etkileşim olasılığı); herbir elementin ağırlık faktörü (w) ve soğurma katsayısı (μ) çarpımlarının toplamına eşit olur.

$$\mu = w_1 \mu_1 + w_2 \mu_2 + w_3 \mu_3 + \dots \quad (3.7)$$

Tamamen soğurulmayan enerjisi azalmış fotonların başka yönlere saçılmaması için önlemler alınmalıdır, BİLGE, A.N.(1985). Aksi halde saçılan fotonlar dedektör tarafından algılanamadığından bunların etkisi hakkında bilgi edinilemez. Bu yüzden sistem bu doğrultuda ayarlanmalıdır. Bu konu radyasyonla ölçme sistemlerinde temel özellikler (Bölüm 3.2) bölümünde daha ayrıntılı incelenmiştir.

3.1.2.1.1 Gama Geçirgenlik Tekniği:

Radyoizotop kaynak olarak gama kaynakları kullanılarak yapılan transmisyon uygulamalarıyla metal levhaların kalınlığı, kazan ve reaksiyon kaplarındaki sıvıların seviyesi ve akışkanların yoğunluk ölçümleri yapılmaktadır.

A) Kalınlık Ölçümleri:

Yoğunluk veya yüzey yoğunluğu sabit olan malzemelerin kalınlıklarıyla ilgili çeşitli özellikleri geçirgenlik prensibiyle belli hata payları içinde kolaylıkla ölçülebilmektedir.

Gama ışınları geçirgenlik prensibiyle yarı tabaka kalınlığı 10^4 ile 10^5 gr/m² arasında olan malzemelerin kalınlığı Co-60, Cs-137, Am-241 gibi kaynaklarla ölçülebilmektedir, BİLGE, A.N., (1991).

B) Yoğunluk Ölçümleri:

Günümüzde gama ışını geçirgenlik prensibi ile yoğunluk ölçümleri önem kazanmıştır ve yaygın olarak yapılmaktadır, BİLGE, A.N.(1985). Gama ışınlarının soğurulması malzemenin yoğunluk kalınlığının fonksiyonu

olduğundan; bu teknikle malzemenin yoğunluğunu ölçmek için malzemenin kalınlığının sabit olması gerekir. Kapalı boru içinde akan sıvının yoğunluğunun bulunması, bu tür bir uygulamaya örnek verilebilir.

Yoğunluk ölçümünde kullanılacak bağıntı, kalınlık ölçümündekine benzer olup Eşitlik 3.6 geçerliliğini korumaktadır.

Temel metallerin üretiminde, sözgelimi maden cevheri çalışımında, ağır ortamın ayırma işleminde geçirgenlik prensibi ile gama ışını yoğunluk ölçüm sistemleri yaygın olarak kullanılmaktadır, BİLGE, A.N.(1991).

3.1.2.1.2 Beta Geçirgenlik Tekniğı:

Beta radyasyonu ile geçirgenlik tekniğı uygulamalarında en sık kullanılan beta kaynağı radyoizotoplar Sr-90, Y-90, Tl-204, Pm-147, Kr-85 v.b. dir, BİLGE, A.N.(1985). Beta parçacıklarıyla ölçüm sistemlerinin çok yaygın bir kullanım alanı vardır. Endüstride en çok kağıt, plastik ve metal kalınlığı ölçümleri, sigara yoğunluğunun bulunması ve ince kaplama kalınlıklarının ölçümü gibi alanlarda kullanılmaktadır, BİLGE, A.N.(1991).

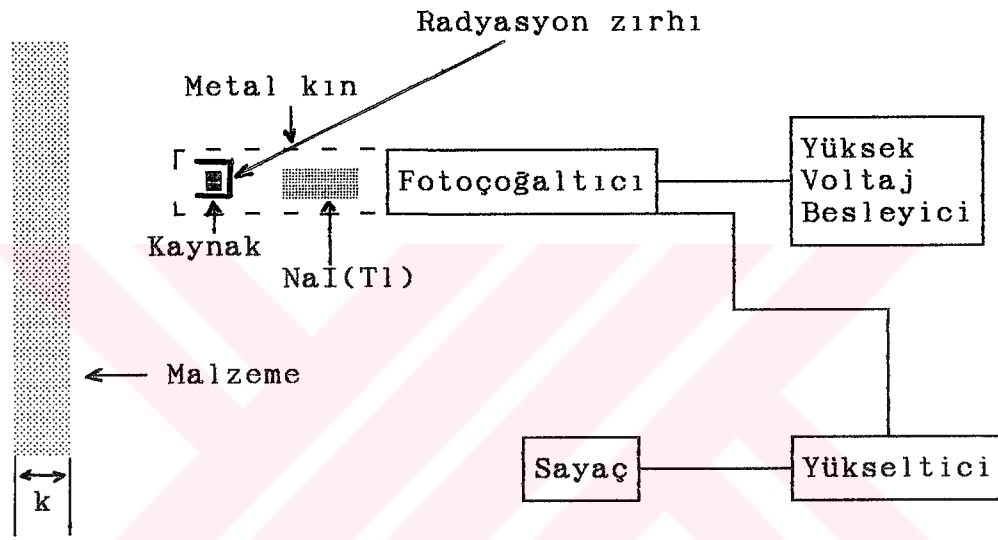
Beta parçacıkları, alfa parçacıklarına oranla çok daha az kütleye sahip olduğu için, alfa parçacıklarına göre çok daha uzun bir erişim uzaklığı içinde esnek ve esnek olmayan çarpışmalar yaparlar. Sürekli bir spektruma sahip olup, düşük giricilik gücüne ve geniş bir enerji dağılımına sahiptirler. Bu yüzden beta doz oranı uzaklıkla değişir.

3.1.2.2 GERİ SAÇILMA TEKNİĞİ:

Geri saçılma tekniği ölçümü yapılacak maddeye iki taraftan da yaklaşmanın mümkün olmadığı durumlarda kullanılmak üzere geliştirilmiş bir tekniktir. Bu teknik, iyonize edici radyasyonun malzemeye geldikten sonra saçılması özelliğinden yararlanılarak geliştirilmiştir. Yine radyoizotop kaynaklar kullanılır. Dedektör ve radyoizotop kaynak, dedektörün doğrudan radyoizotoptan etkilenmesine engel olunacak şekilde malzemenin aynı tarafına yerleştirilir. Böylece oluşturulan sistemde dedektör, kaynaktan çıkıp malzemeye ulaşan ve daha sonra malzemenin geri saçılan radyasyon miktarını ölçümler. Bu teknikte değerlendirmeye alınan, dedektör tarafından ölçümlenmiş olan geri saçılmış radyasyondur. Uygulamalarda kullanılan radyoizotoplar geçirgenlik prensibine

dayalı sistemlerde kullanılanlarla aynıdır. Ancak matematiksel analiz çok daha zordur.

Geri saçılma tekniğine göre çalışan bir sistemin genel görünümü şekil 3.4'te gösterilmiştir.



Şekil 3.4 Geri saçılma prensibinin şematik görünümü

3.1.2.2.1 Gama Geri Saçılma Tekniği:

Geri saçılma prensibinde kaynak olarak gama radyasyonu yapan radyoizotop kullanılması yaygın bir uygulama değildir. Çünkü gama radyasyonunun madde içindeki ulaşım uzaklığı fazla olduğundan geri saçılması da zordur. Bu yüzden gama ışını geri saçılma yöntemine, bazı istis-

nalar hariç, uygun değildir. Bu prensibin bazı uygulamaları şunlardır:

A) Kaplama Kalınlıklarının Ölçülmesi:

Kaplama kalınlığının ölçülmesi için kaplama veya temel malzemelerden birinin uyarılması gerekir. Birincisinin uyarılması halinde fluoresansın şiddeti kaplama kalınlığı büyüdükçe artar. Çünkü malzeme atomları uyarılacağından kaplama kalınlığı arttıkça, uyarılan atom sayısı, dolayısıyla da fluoresans şiddeti artar. İkincisinin uyarılması halinde ise azalır. Çünkü kaplama kalınlığı arttıkça içindeki temel malzemelerden herbirinin bulunma oranı azalır, dolayısıyla bunların vereceği fluoresans şiddeti de azalmış olur.

Kaplama tabakası saf bir malzemeden değil de bileşik bir malzemeden yapılmış ise, μ_0 (uyarma enerjisinde kütle zayıflama katsayısı) ve μ_f (fluoresans enerjisinde kütle zayıflama katsayısı) değerleri ayrıca hesaplanır.

Metal içerikli kaplamalar da bu metotla ölçülebilir. Kalınlık sınırları 0.025 - 2.5 μm dir. Metal içerikli olmayan kaplamalarda ise 0.025 - 25 μm arası kalınlıklar ölçülebilir.

B) Yoğunluk Ölçümleri:

Gama ışını geri saçılma prensibi, özellikle toprak ve yolların yoğunluğunun ölçülmesinde çok net sonuçlar vermekte ve yaygın olarak kullanılmaktadır, KOHL, J., (1961). Bu tahribatsız nükleer teknikle otoyol yapımında büyük kolaylıklar sağlanmıştır. Beton, asfalt, kaya ve yol kaplamalarının yoğunluklarının ölçülmesinde genellikle 10 -100 mCi aktiviteli Co-60 kaynağından yararlanılır.

Yüzey yoğunluğunun ölçülmesinden başka, özellikle petrol aramalarında sondaj sisteminde kullanılır, BİLGE, A.N.(1985). Petrol endüstrisinde yoğunluk faktörü önemli bir rol oynamaktadır. Yeraltı petrol rezervlerinin incelenmesinde sondajdan gelen akışkanın (çamurun) yoğunluğunun derinlikle nasıl değiştiğinin bilinmesi için geliştirilmiş gama ışını geri saçılma prensibine göre işleyen toprak altı yoğunluk ölçme sistemleri kullanılmaktadır. Kaynak ve dedektörden meydana gelen sondaj borusu açılmış sondaj deliğinden toprağa sokulur. Kaynaktan yayımlanan ve çevredeki topraktan geri saçılan radyasyon şiddeti yoğunluğa göre değişir ve kalibrasyon eğrisinden yoğunluk ölçülür, BİLGE, A.N.(1985).

3.1.2.2.2 Beta Geri Saçılma Tekniği:

Beta parçacıkları madde ile esnek saçılma yaparlar. Beta geri saçılma tekniği de beta parçacıklarının bu özelliğinden yararlanılarak geliştirilmiş bir tekniktir. Bu teknikle 200 mg/cm²'ye kadar varan kaplama kalınlıkları ölçülebilmektedir, BİLGE, A.N.(1985).

Beta geri saçılma tekniği kullanılan sistemler tasarlanırken göz önünde bulundurulması gereken çok önemli bir nokta vardır; sistem tasarlanırken geri saçılmamış parçacıklar ölçülmeyecek şekilde tasarlanmalıdır. Sistemde kollimasyon çok iyi yapılmalı ve geri saçılmamış parçacıkların ölçülmesi önlenmelidir. Bu tür sistemlerde, yalnız 180° açı ile geri saçılan beta parçacıkları ölçülebilir. Böyle bir sistemde Eşitlik 3.8'den de görüldüğü gibi, geri saçılma miktarı malzeme kalınlığının artmasıyla artar ve doyma kalınlığında sabit bir değere ulaşır.

$$R = R_a (1 - e^{-\mu x}) + R_0 \quad (3.8)$$

Burada:

R_a = Doyma kalınlığındaki cihazın doyma değeri

μ = Malzeme absorpsiyon sabiti (cm²/mg)

x = Levha kalınlığı (mg/cm²)

R_0 = Sıfır levha kalınlığındaki değer

μ sabiti, beta parçacık kaynağına (enerjisine) ve levha malzemenin yapısına bağlıdır.

3.1.2.3 ALFA PARÇACIĞI İLE ÖLÇÜM:

Alfa parçacığı yayımlayan kaynaklar, uygun muhafaza kaplarına konmalarının zor olmasından dolayı uygulamada az kullanılırlar. Kütleleri büyük olduğundan delici güçleri zayıftır. Bu yüzden normal çelik muhafazaya konmazlar. Uygulamalarda alfa kaynaklarının kullanılmasını sınırlayan faktörler arasında radyoizotoplarının hazırlanmasının güç ve ulaşım uzaklıklarının kısa olması sayılabilir. Alfa parçacıklarının kullanıldığı sistemlere en yaygın örnek olarak yangın alarm sistemleri gösterilebilir, BİLGE, A.N.(1985). Bu sistemler genel olarak ortasına zayıf bir alfa radyasyon kaynağı yerleştirilmiş iyonizasyon odasından meydana gelir. Bu iyon odası, elektrik devresi ile alarma bağlıdır. Normal şartlarda odadan sürekli iyonizasyon akımı geçer. Duman olduğu zaman, iyonizasyon alanına gelen duman molekülleri elektrodlara ulaşmadan önce iyonize olarak nötral atomla birleşirler. Böylece iyonizasyon akımında meydana gelen azalma elektrik devresinin kapanmasına sebep olur.

3.1.3 ÖLÇÜM SİSTEMİNE UYGUN RADYOİZOTOP SEÇİMİ

Uygun radyoizotop seçimi, radyasyonla ölçüm sistemlerinde en önemli noktalardan biridir. Radyoizotop seçimi yapılırken göz önünde bulundurulması gereken önemli parametreler aşağıda belirtildiği gibidir:

- 1-Kolay elde edilebilirlik ve kullanım kolaylığı
- 2-İçinde kullanılacak ölçüm sistemine uygun bir yarıömür
- 3-Çizgisel spektrumlarındaki enerjilerinin sisteme uygunluğu
- 4-Aktivitesi
- 5-Maliyeti
- 6-Kullananlar açısından güvenli olması

Bütün bu önemli faktörler göz önünde tutularak yapılan radyoizotop seçimlerine göre, endüstride seviye, kalınlık ve yoğunluk ölçümlerinde en yaygın olarak kullanılan radyoizotoplara Co-60, Cs-137, Sr-90, Kr-85, Na-24, vb örnekler verilebilir, GARDNER, P., (1967).

Radyoizotop seçimini etkileyen bu önemli faktörlere ek olarak düşünülmesi gereken özellikler arasında;

radyoizotop saflığı, radyoizotop değişimi, radyasyon etkisi ve radyoizotop etkisinin de dikkate alınması gerekir.

Tablo 3.3'te atom numarasına göre bazı radyoizotopların yarı ömür, enerji ve bolluk yüzdeleri verilmektedir, CAMERON, J.F.-CLAYTON, C.C., (1971).



Tablo 3.3 *Uygulamada Kullanılan Bazı Radyoizotoplar ve Özellikleri*, CAMERON, J.F.-CLAYTON, C.C., (1971).

Radyo-izotop	Yarıömür	Enerji (keV)			Bolluk			Doz hız sabiti Rm ² /Cis
Na-22	2.6 yl	511.00	1274.53		179.8	99.9		1.20
Na-24	14.96 sa	1368.60	2754.00		100	99.9		1.89
Ca-47	4.54 gn	489.23	1297.09		6.5	74.0		0.51
Sc-46	83.81 gn	9.28	1120.55		99.9	99.9		1.11
Cr-51	27.70 gn	320.08			10.0			0.02
Mn-54	312.1 gn	834.84			99.9			0.48
Mn-56	2.58 sa	846.76	1810.72		98.8	27.2		0.83
Fe-59	44.50 gn	1291.60	1099.25		43.2	56.5		0.68
Co-57	271.8 gn	14.41	122.06		9.6	85.9		0.06
Co-58	70.82 gn	810.77			99.4			0.55
Co-60	5.27 yl	1173.24	1332.50		99.9	99.9		1.30
Ni-65	2.52 sa	366.27	1115.55		4.6	14.9		0.22
Cu-64	12.70 sa	511.00	1345.77		35.8	0.5		0.11
Cs-134	2.05 yl	800	610	570	90	95	14	0.89
Ir-192	74.2 gn	300	320	470	59	81	49	0.50
Ra-226	1602 yl	242	295	352	10	19	38	0.94
Am-241	458 yl	67	70	304	0.53	0.53		0.06

Gama ışınları kullanılan ölçüm sistemlerinde, seçilen bir izotopun sistem için uygun dalgaboylarında ışı-
nım yapmasını sağlamak olanaksızdır. Bu nedenle, ölçüm
için gerekli ve yeterli dalgaboyunda ışı-
nım yapan radyo-
izotopu seçmek gerekir. Zira, yayımlanan ışınlar her
radyoizotop için kendine özgüdür. Gama radyasyonu kul-
lanılarak yapılacak bir ölçümde, sisteme ve sistemin
amacına uygun radyoizotop seçimi çok önemlidir. Bu
seçim yapılırken kalite ve kantite kavramları devreye
girer.

"Kalite" denildiğinde ışınların "girici gücü" nü
belirtir. Yani, seçilen radyoizotopun enerjisini tanı-
mı-
lar. Radyoizotopun yayımladığı ışınların dalgaboyu kü-
çüldükçe, radyasyonun enerjisi artar. Bu da giriciliğin
artması yani kalitenin artması anlamına gelir. Bu durum
Eşitlik 3.9'dan da kolayca görülebilir.

$$U \text{ (keV)} = \frac{12.4}{\lambda \text{ (°A)}} \quad (3.9)$$

"Kantite" yani nicelik ise radyoizotop için "akti-
vite" anlamına gelir. Sistemin düzenegine ve amacına
uygun aktivitedeki radyoizotop seçilmesini gerekir,
BİLGE, A.N.-TUĞRUL, B., (1991).

Tablo 3.4'te özellikle gama radyasyonu kullanılan ölçüm sistemlerinde tercih edilen radyoizotoplar ve özellikleri verilmiştir, BİLGE, A.N., (1985).

Tablo 3.4 Bazı Radyoizotopların Özellikleri, BİLGE, A.N., (1985).

İzotop	Yarı ömür (yıl)	Yayımladığı Gama Radyasyonu	Soğurma Katsayısı(μ) cm ² /gr.Al	Yarıtabaka Kalınlığı (Al)gr/cm ²
⁶⁰ Co	5.3	1.33 MeV (%100)	0.053	13.1
		1.17 MeV (%100)	0.056	12.4
¹³⁷ Cs	30	0.662 MeV (%95)	0.074	9.4
²²⁶ Ra	1620	0.187 MeV (%57)	0.126	5.5
		2.43 MeV'e kadar olan diğerleri	0.039	17.7
¹⁷⁰ Tm	0.35	0.084 Mev (%100)	0.290	2.9

3.2 RADYASYONLA ÖLÇÜM SİSTEMLERİNDE SAYIM HATALARININ HESAPLANMASI VE HATALARI AZALTACAK YÖNDE RADYOİZOTOP SEÇİMİ

Radyasyon ile ölçüm sistemlerinde beta, gama veya X-ışınlarının maddeden geçmesi prensibi aynıdır. Dola-
yısıyla, burada en doğru sonucu verecek ideal soğurma
katsayısının bulunması gerekir. Bilindiği gibi, madde-
den geçen radyasyon şiddeti üstel olarak azalır. Beta

radasyon kaynağı için bu bir ampirik bağıntıdır. Gama ve X-ışınları, eğer tek enerjili ise bu üstel bağıntı geçerlidir ve Eşitlik 3.10'da ifade edilmiştir.

$$R = R_0 e^{-\mu x} \quad (3.10)$$

Eşitlik 3.10'da;

R = Kaynak ve dedektör arasındaki malzemedan elde edilen sayım

R_0 = Malzeme olmadan elde edilen sayım

μ = Soğurma katsayısı (cm^2/gr)

Eşitlik 3.10'un geçerli olduğu sistem şekil 3.1'de gösterilmiştir.

Burada yoğunluk kalınlığı anlamında kullanılan x , soğurucu malzemenin yoğunluğu cinsinden Eşitlik 3.11 ile tanımlanır.

$$x = \int d \quad (3.11)$$

Kullanılacak olan veri yarı tabaka kalınlığı ($x_{\frac{1}{2}}$) ise; ideal radyoizotop seçiminde Eşitlik 3.12'de gösterilen

$$\mu x_{\frac{1}{2}} = 0.693 \quad (3.12)$$

ampirik bağıntı kullanılır.

Elde edilen sayımların standart sapması ise Eşitlik 3.13 ile bulunur.

$$\delta(x) = \frac{\partial x}{\partial R} \delta(R) \quad (3.13)$$

Ölçüm sisteminin direnç ve kapasitansı dikkate alındığında cihazın zaman sabiti (τ) bulunur. Zaman sabitinin karekökü ile ters orantılı gelen sinyal hızı Eşitlik 3.13 ile beraber çözülürse Eşitlik 3.14 elde edilir.

$$\delta(x) = \frac{\partial x}{\partial R} \frac{\sqrt{R}}{2\tau} \quad (3.14)$$

Eşitlik 3.13 ve 3.14'ün beraber çözülmesiyle standart sapmanın bağıntısı Eşitlik 3.15'de gösterildiği gibi elde edilir.

$$\delta(x) = \frac{\exp(-\frac{1}{2}\mu x)}{\mu \sqrt{(2R\tau\sigma)}} \quad (3.15)$$

Standart sapmanın toplam kütle soğurma katsayısına (μ) göre değeri, Eşitlik 3.15'in türevinin sıfıra eşitlenmesiyle bulunur. Yapılan işleme göre bulunan

$$\mu x = 2 \quad (3.16)$$

eşitliği dikkate alınarak radyoizotop seçimi yapılmalıdır, BİLGE, A.N.-TUĞRUL, B., (1991).

3.3 RADYASYONLA ÖLÇME SİSTEMLERİNDE TEMEL ÖZELLİKLER

Radyasyonla yapılan ölçümlerde, ölçme sistemleri üç temel olaydan etkilenmektedir. Bunlar; istatistik dağılım, duyarlılık ve kesinliktir.

3.3.1 İstatistik Dağılım:

Bütün radyasyonla ölçüm tekniklerinde incelenen malzemenin herhangi bir parametresindeki değişim; bu parametrenin radyasyon şiddetinde (I) meydana getirdiği değişmelerle ölçülür ve değerlendirilir. Ancak radyasyon şiddeti sabit değildir, zamanla azalır. Bununla beraber radyoaktif bozunma olasılık özelliği gösterdiğinden bir istatistik dağılım söz konusudur. Bu dağılım tamamen yok edilemez ancak etkisi azaltılabilir. Bir toplam N sayımında istatistik dağılım sebebiyle göreceli

standart sapmadan bahsedilir ve Eşitlik 3.17 ile tanımlanır:

$$\delta_r = (N)^{-\frac{1}{2}} \quad (3.17)$$

3.3.2 Duyarlılık:

Duyarlılık (S), radyasyon şiddetinin (I) dedektör çıkışındaki göreceli değişiminin (dI/I), bunu meydana getiren ve ölçülmek istenen malzemenin x parametresindeki göreceli değişmeye oranı Eşitlik 3.18

$$S = \frac{dI/I}{dx/x} \quad (3.18)$$

şeklinde tanımlanır.

3.3.3 Kesinlik (Ölçme Hatası):

Bir ölçümde istatistik değişmeler çok oluyorsa, ölçme hatası istatistik hatadan ibarettir. İstatistik hata; dedektör çıkışındaki salınımlara ait değişme katsayısının iki misli başına, ölçülmek istenen x parametresinde meydana gelen dx/x göreceli değişmesi olarak ta-

nımlanır. Verilen bir ölçme zamanı içinde N sayım alın-
ıyorsa, bunun değişme katsayısı $1/\sqrt{N}$ 'dir. Buna göre,
dedektör çalışırken değişme Eşitlik 3.19'da ifade edil-
diği gibi olacaktır.

$$\frac{dI}{I} = \frac{2}{\sqrt{N}} \quad (3.19)$$

Böylece Eşitlik 3.18'den bulunacak dx/x değeri yu-
karıdaki tanıma göre istatistik hata (ϵ) olacaktır. İs-
tatistik hata; Eşitlik 3.18 ve 3.19 birleştirilerek
Denklem 3.20'deki gibi ifade edilir.

$$\epsilon = \frac{2}{S \sqrt{N}} \cdot 100 \quad (3.20)$$

Belirli bir duyarlılıkta ölçüm alabilmek ve ista-
tistik hatayı belirli bir değerin altında tutabilmek i-
çin Eşitlik 3.20 yardımıyla alınması gereken sayım de-
ğeri bulunabilir. GÜVENDİK, M., (1994).

3.4 RADYOİZOTOPUN SEÇİMİ SIRASINDA YAPILMASI GEREKEN HESAPLAMALAR

Radyasyon ile ölçüm sisteminde kullanılmak üzere
radyoaktif kaynak seçimi yapılırken; fiyat, yarıömür,

yayınlanan radyasyonun tipi ve enerjisi, sağlık şartları bakımından güvenilirlik ve bulunabilirlik gibi daha önce sözü edilip açıklanan önemli noktalar dikkate alınmalıdır.

3.4.1. Uygun Yarı Ömür Belirlenmesi

Radioaktif kaynak olarak kullanılacak radyoizotopların yarıömrüleri ve enerjileri, kullanım amaçlarının ve yerlerinin belirlenmesinde önemli etkenlerdir. Her ölçüm sistemine her tip radyoizotop uymaz. Bazı ölçümler çok uzun ve aşamalı olduğundan, sisteme uygun şekilde uzun yarıömrü olan radyoizotop seçilmelidir. Kısa süreli ölçüm işlemleri ve laboratuvar çalışmaları için ise kısa yarıömürlü (saat mertebesinde) radyoizotoplar yeterlidir.

3.4.2. Işınlama Süresinin Hesaplanması

Ölçüm sistemine uygun radyoizotopun oluşturulması için reaktörde seçilen belli bir sistem kullanırsak belirli bir süre ışınlaması gerekir. Işınlama süresi, sonuçta oluşan radyoizotopun aktivitesini doğrudan olarak etkiler. Bu nedenle istenen aktiviteye göre ışınlama süresi hesaplanmalıdır. Eşitlik (3.21) reaktörde

(n,γ) reaksiyonu için ışınlama bitimindeki özgül aktiviteyi verir.

$$S_o = \frac{\sigma \phi N k}{3.7 \times 10^7} \left[1 - \exp(-0.693 t/T_{\frac{1}{2}}) \right] \quad (3.21)$$

Burada;

S_o = Işınlamadan hemen sonraki özgül aktivite (mCi/g)

σ = Kullanılan radyoizotopa ait mikroskopik tesir kesiti (cm^2).

ϕ = Işınlama için kullanılan reaktörün termal akı değeri ($\text{n/cm}^2.\text{sn}$).

N = Kullanılan radyoizotopun birim gramdaki atom sayısı.

k = Kullanılan radyoizotopun izotopik bolluğu.

t = Işınlama süresi.

$T_{\frac{1}{2}}$ = Kullanılan radyoizotopun yarıömrü.

Eğer radyoizotop elde edilmek üzere ısınlanan madde saf bir element ise; Denklem 3.21 yerine Eşitlik 3.22

$$S_o = \frac{0,6 \phi \sigma}{A} \left[1 - \exp(-0.693 t/T_{\frac{1}{2}}) \right] \quad (3.22)$$

kullanılabilir. Eşitlik 3.22'de "A", saf elementin atom ağırlığıdır, TUĞRUL, B.-KARA, N., (1990).

Ayrıca Tablo 3.5'de bu hesaplamalar sırasında yararlanmak amacıyla radyoizotop uygulamalarında kullanılan bazı elementlerin bolluk yüzdeleri ve (n,γ) reaksiyonuna göre mikroskopik tesir kesitleri verilmiştir, BİLGE, A.N., (1985).

Tablo 3.5 *Radyoizotop uygulamalarında kullanılan bazı elementlerin bolluk yüzdeleri ve mikroskopik tesir kesitleri, BİLGE, A.N., (1985).*

Hedef Çekirdek	İzotopik Bolluk(%)	(n,γ)	
		$\sigma^*(mb)$	İzotop
${}^6_3\text{Li}$	7.42	26	${}^7_3\text{Li}$
${}^{23}_{11}\text{Na}$	100	530	${}^{24}_{11}\text{Na}$
${}^{24}_{12}\text{Mg}$	78.60	34	${}^{25}_{12}\text{Mg}$
${}^{27}_{13}\text{Al}$	100	215	${}^{28}_{13}\text{Al}$
${}^{31}_{15}\text{P}$	100	210	${}^{32}_{15}\text{P}$
${}^{32}_{16}\text{S}$	99.02	490	${}^{33}_{16}\text{S}$
${}^{35}_{17}\text{Cl}$	75.5	30	${}^{36}_{17}\text{Cl}$

Radyoizotopun reaktörde t sürede ışınlanarak elde edilmesinden hemen sonraki özgül aktivite, ışınlama biter bitmez ölçüm yapılan sistemlerde geçerli olan aktivitedir.

Ancak bazı ölçüm sistemleri ve bunların çalışma şartları ışınlama biter bitmez hemen ölçüm almaya uygun değildir. Bu gibi durumlarda radyoizotopun deneye ya da ölçüme başlandığı andaki özgül aktivitesini hesaplamak için denklem 3.23 kullanılır.

$$S = S_0 \exp (-0.693 t_b/T_{\frac{1}{2}}) \quad (3.23)$$

Eşitlik 3.23'de

S = Işınlamada belirli bir süre sonraki özgül aktivite (mCi/g)

S_0 = Işınlamadan hemen sonraki özgül aktivite (mCi/g)

t_b = Işınlama bitiminden deney anına kadar geçen süre (dk)

$T_{\frac{1}{2}}$ = Kullanılan radyoizotopun yarıömrü (dk)

Eşitlik 3.21 ve 3.23 birleştirilirse 3.24 elde edilir.

$$S_0 = \frac{\phi \cdot \sigma \cdot N \cdot k}{3.7 \cdot 10^7} \left[1 - \exp(-0.693 t/T_{\frac{1}{2}}) \right] \exp(-0.693 t_b/T_{\frac{1}{2}}) \quad (3.24)$$

Denklem 3.24 kullanılarak kolaylıkla ışınlama süresi hesaplanabilir.

B Ö L Ü M I V

D E N E Y S E L Ç A L I Ş M A L A R V E İ L G İ L İ H E S A P L A M A L A R

Bu çalışmada gama ışını yayımlayan radyasyon kaynağı kullanılarak gama geçirgenlik prensibine göre sabit kalınlıktaki çeşitli maddelerin yoğunluklarıyla alınan sayım arasındaki bağımlılık incelenmiştir. Yoğunluk tayini amaçlı kullanılmak üzere bir kalibrasyon eğrisi elde edilmiştir. Bu amaçla, İ.T.Ü Nükleer Enerji Enstitüsü Nükleer Uygulamalar Anabilim Dalı'na bağlı Radyoaktif İzleme Tekniği ve Radyoizotop Laboratuvarlarında amaca uygun çalışılmış ve Radyoizotop Laboratuvarında bir deney seti kurulmuştur.

4.1 DENEY DÜZENEGİ VE DÜZENEGİ OLUŞTURAN ELEMANLAR

Gama kaynağı ile yoğunluk tayini amaçlı deney düzeneği; farklı yoğunlukta çeşitli sıvı ve katı maddeler, NaI(Tl) dedektör, radyoaktif (gama-aktif) kaynak, çok

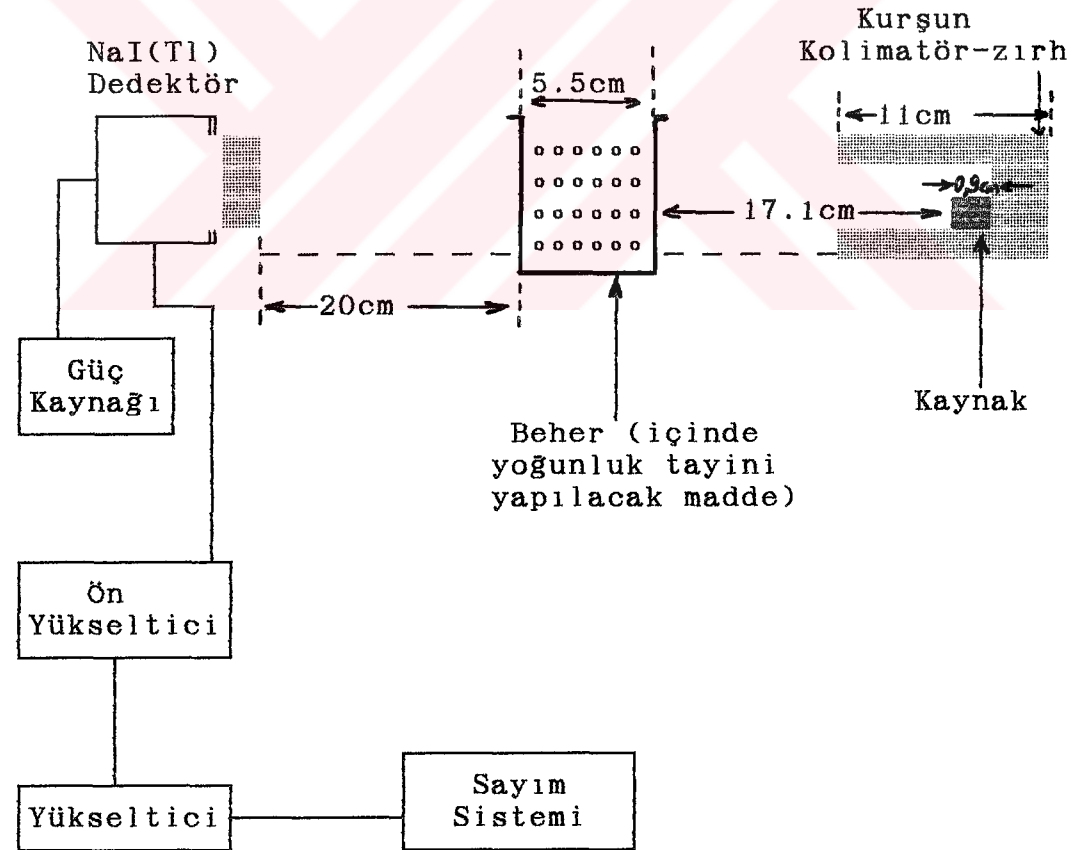
kanallı analizör, kurşun kolimatör-zırh ve çalışmayı daha güvenli hale getirmek için yine zırh amaçlı duvar örnek üzere kullanılan kurşun tuğlalardan oluşmuştur.

Deneyde kullanılan çeşitli katı ve sıvı maddeler küçükten büyüğe yoğunluk sırasına göre şöyle sıralanabilir: Alkol, sıvı yağ, su, NaCl çözeltisi, NaCl, çimento, yalılıköy kumu, sarıkum ve feldspat. Bu maddelerin yoğunlukları daha sonra hesaplamalar ve sonuç kısımlarında verilecektir.

Kurşun kolimatör-zırh radyoizotopun hem kısmen zırhlanması hem de belirli bir açı ve sabit bir geometride ışınların maddelere ulaşabilmesi için kullanılmıştır. Kullanılan kolimatör-zırh'ın iç çapı 3,5 cm. ve et kalınlığı ise 2.5 cm. ölçülmüştür.

Na-23 reaktörde $1,65.10^{12}$ n/cm² ısıt nötron akısında ışınlanarak istenen aktivitede Na-24 radyoizotopu elde edilmiş ve deney düzeneginde gama kaynağı olarak kullanılmıştır. Radyoaktif kaynak, 1,5cm çapında, 0,9 cm. yüksekliğinde silindir şeklinde, plastik bir kabın içinde bulunan Na₂CO₃'ın reaktörde ışınlanmasıyla elde edilmiştir.

Deneylerde kullanılan dedektör, İ.T.Ü Nükleer Enerji Enstitüsü Nükleer Uygulamalar Anabilim Dalı Radyo-izotop Laboratuvarı'nda bulunan NaI(Tl) sintilasyon dedektörü kullanılmıştır. Kullanılan sayım sistemi de yine bu laboratuvarıda bulunan çok kanallı analizör olup deney düzenine şematik blok çizimi ve görünümü Şekil 4.1 ve Şekil 4.2'de görülmektedir.



Şekil 4.1 Deney düzeni şeması



Şekil 4.2 Deney düzeneginin görünümü

4.2 DENEYİN YAPILIŞI VE AŞAMALARI

Seçilmiş farklı yoğunluklardaki katı ve sıvı maddeler kullanılarak gama geçirgenlik prensibine göre, maddeden geçen radyasyonu saymak ve bütün farklı malzemeler için elde edilen sayımlarla malzemelerin yoğunlukları arasında ideal bağıntısının bulunması bu çalışmanın amacı olmuştur.

Şekil 4.1 ve 4.2'de düzenegi verilen deneyde, Tablo 4.1'de yoğunlukları verilen ve Şekil 4.3'de görülen malzemeler sırayla kullanılmış ve herbiri için sayımlar alınmıştır.

Tablo 4.1 Deneyde kullanılan maddelerin hesaplanan yoğunlukları

Kullanılan Madde	Hesaplanan Yoğunluk (gr/cm^3)
Alkol	0.80
Sıvı yağ	0.90
Su	1.00
NaCl Çözeltisi	1.23
NaCl	1.94
Çimento	2.52
Yalılıköy kumu	2.64
Sarıkum	2.67
Feldspat	2.78



Şekil 4.3 Deneyde kullanılan maddelerin görünümü

göre daha uygun şartlardır, TUĞRUL, B.-KARA, N., (1990). Karbon (n,) reaksi-yonuna cevap vermemektedir. Oksijenin ise ışınlama sonucu elde edilen radyoizotopunun yarı-ömürü çok kısadır. Böylece ışınlamadan çok kısa bir süre sonra, radyoaktif olarak sadece Na-24 kalır. Bu da deney için istenen bir durumdur.

Tablo 4.2 Sodyum ve bileşiklerinde bulunan bazı elementlerin özellikleri, TUĞRUL, B.-KARA, N., (1990).

Element	Yarıömür	Enerji(keV)
Sodyum-24	14.96 saat	1368.60 - 2754.00
Oksijen	26.91 saniye	197.14 - 1356.84
Klor-38	37.24 dakika	1642.69 - 2167.68

4.3.1 Aktivite Hesabı ve Radyoizotopun Hazırlanması

Dedektörden istenen oranda sayım alınabilmesi için radyoaktif kaynağın yeterli derecede aktif olması gerekmektedir. Deneyde ışınlama sonrası özgül aktivite değeri yaklaşık 0,5 mCi olan Na-24 izotopunun elde edilmesi gerekmektedir.

Na-24 radyoizotopu, Na^{23} (n,) Na^{24} reaksiyonu ile kolaylıkla elde edilebilmektedir. Bunun için 250 kW gücündeki İ.T.Ü Nükleer Enerji Enstitüsü TRİGA MARK-II Reaktörünün Tavşan Sistemi kullanılmıştır. Deneyde nokta-

sal kaynak olarak kullanılması tasarlanan ve içinde Şekil 4.4'te görüldüğü gibi dijital tartıyla hassas olarak tartılıp yerleştirilmiş toz halinde 1 gr Na_2CO_3 bulunan, 1.5 cm çapında ve yaklaşık 0,9 cm yüksekliğindeki, kapaklı plastik kap, Triga Mark-II Reaktörünün Tavşan Sisteminde tam güçte ısıtılmıştır. Bu durumda kaynak ısınlaması $1,65 \cdot 10^{12}$ n/cm² sn termal akı değerinde gerçekleşmiştir.



Şekil 4.4 Dijital tartı ile numunenin hazırlanması

Şekil 4.4'de görüldüğü gibi reaktörde ısıtılmak üzere hazırlanan numune 1 gr Na_2CO_3 'dan oluşmaktadır. Bu miktardaki Na_2CO_3 içinde bulunan Na-23 ise 0,44 gr olarak hesaplanmıştır.

Tablo 3.5'deki sodyuma ait izotopik bolluk (%100) ve ısıtıl nötronlar için mikroskopik tesir kesiti (530mbarn) değerleri kullanılarak ısıtılmanın hemen bitiminde 0,5 mCi aktiviteli Na-24 elde edebilmek için, hazırlana 1gr Na_2CO_3 'ın haline gelebilmesi için gereken ısıtılma süresi Eşitlik 3.22 kullanılarak yaklaşık 45 sn olarak hesaplanmıştır. Böylece istenen özellikte Na-24 radyoizotopu elde edilmiştir.

Numunenin reaktörde ısıtılması ile deneye başlanması arasında her seferinde yaklaşık 3,5 saatlik bir soğuma süresi bırakılmıştır. Reaktördeki ısıtılma sonrasında 0,5 mCi aktiviteli kaynağın, deneye başlama sırasındaki aktivitesi Eşitlik 3.23 yardımıyla hesaplanmış ve yaklaşık 0,4 mCi bulunmuştur.

4.3.2 Radyoizotop Kaynağın Zırhlanması ve Kolimasyonu

Radyoizotopun ışınlanarak eldesinden yaklaşık 3,5 saat sonraki aktivitesinin 0,4 mCi olarak hesaplandığı bir önceki bölümde söylenmişti. Radyoizotopun bu aktivitede iken yani deneye başladığı andaki dozu yaklaşık 30 cm mesafeden her seferinde 2,5 mR/s ile 5 mR/s arası değerler olarak ölçülmüştür.

Havada, zırhlama yapılmadan 0,4 mCi aktiviteli bir kaynağın uluslararası standartlara göre (2 mR/s) tehlikesiz sayılabilmesi için kaynağa maksimum yaklaşılacak uzaklığın 60 cm olduğu hesaplanmıştır. Deney sırasında bazen kaynağa 60 cm'den daha fazla yaklaşılması gerektiğinden kaynak zırhlanmıştır.

Zırhlama yapılırken Na-24 için zırh kalınlığı olarak, yaklaşık 5 cm kurşunun yeterli bir koruma yapacağı hesaplanmıştır.

Bu çalışma çerçevesinde yapılan deneylerde kolay temin edilebilmesi, döküm tekniğinin elverişli olması ve özellikle gama radyasyonu için etkili bir zırh malzemesi olduğu için kurşun seçilmiştir. Deneyler sırasında zırh ve kolimatör amaçlı kullanılan kurşun zırh Şekil 4.2'de, radyoizotop kaynak ise Şekil 4.4'de görülmektedir.

Şekil 4.2'de görülen kurşun zırh aynı zamanda kolimatör olarak da kullanılmıştır. Kolimatör-zırh elemanın dış yüksekliği 13.2 cm, iç yüksekliği 11 cm, dış çapı 8.5 cm ve iç çapı ise 3.5 cm ölçülmüştür. Bu değerlere göre zırhın et kalınlığı 2.5 cm olarak hesaplanmıştır.

4.3.3 Deney Sırasında Alınan Dozun Uluslararası Standartlara Uygunluğu

Deneyde kullanılan ve deney başlangıcında 0,4 mCi aktiviteye sahip Na-24 radyoizotop kaynaktan 5 cm uzaklık için yaklaşık 5 cm kurşun zırh kalınlığının gerektiği hesaplanmış ve işlemler buna göre yapılmıştır. Kaynaktan zırhlama olmadan, havada 30 cm uzaklıkta alınan doz her seferinde 2,5 mR/s ile 5 mR/s arası ölçülmüştür. Yapılan zırhlama ile bu değer uluslararası standartlarda belirtilen limitlerin içinde kalmıştır.

4.4 ÖLÇÜMLERİN ALINMASI

Deneyin her tekrarında radyoizotopun ısınlanmasından deney başlayıncaya kadar geçen soğurma süresinin hep 3,5 saat olmasına dikkat edilmiştir. Böylece reaktörde ısınlama süresi değişmediğine ve buna bağlı olarak

ışınlama sonrası aktivitesi de aynı olduğuna göre geçen süreyi sabit tutarak deney başlangıcındaki aktivitenin hep aynı seviyede kalması sağlanmıştır.

Deney başlangıcında çalışmaya başlamadan önce ve deney sonunda, her deneyde her birinden ikişer kez olmak üzere doğal ortam sayımı (Background seviyesi) alınmıştır ve bu sayımların standart sapmaları da hesaplanmıştır. Şekil 4.1 ve 4.2'de düzenegi görülen deneyde doğal ortam sayımı alındıktan sonra boş beherle sayım alınmış ve standart sapması hesaplanmıştır.

Tablo 4.1'de cinsleri ve yoğunlukları belirtilen, Şekil 4.3'de görülen farklı sıvı ve katı maddeler aynı kalınlıktaki cam beherler içinde deney düzenegi içine alınarak, gama geçirgenlik tekniği ile kaynaktan gelen ve bu maddelerin diğer taraflarına geçirdikleri gama radyasyonunun sayımı yapılmıştır.

4.5 DENEY SONUÇLARI

Deney sırasında kaynak, beher içinde madde ve dedektörün birbirlerine göre durumları sabit tutulmuştur. Deneylerde kullanıldığı şekli ile kaynak, madde ve dedektörün yerleşim düzeni Şekil 4.1 ve 4.2'de görülmektedir.

Deneyde kullanılan malzemenin konvansiyonel metodla yapılan yoğunluk ölçümleri Tablo 4.1'de görülmektedir. Alınan malzemeler sırasıyla incelendiğinde maddelerin yoğunluğu arttıkça maddenin diğer tarafına geçen gama radyasyonu sayımı düşmektedir. Bu da beklenen sonuçtur. Malzemelerden alınan sayımların bütün deneyler sonunda standart sapmaları bulunmuş ve alınan sayımlarla daha önceden ölçümlenen ve hesaplanan yoğunluklar arasında bir kalibrasyon eğrisi çizilmiştir. Deneylerde alınan bütün sayımlar Tablo 4.3-A, 4.3-B, 4.3-C, 4.3-D, 4.3-E, 4.3-F, 4.3-G, 4.3-H'de verilmiştir. Tablo 4.4'de ise bütün bu değerler standart sapmaları ile birlikte verilmiştir.

TABLO 4.3-A

DENEY-1

IŞINLAMA SÜRESİ: 45 sn

SOĞUMA SÜRESİ: 205 dk

SAYIM SÜRESİ: 300 sn.

DOĞAL ORTAM SAYIMI: 1051403.0 $\pm$ 7067.8

Ölçülem Malzeme	Sayım
ALKOL	924909
	920154
SIVI YAĞ	864588
	870712
SU	893855
	898371
NaCl ÇÖZELTİSİ	866568
	865889
NaCl	827215
	823003
ÇİMENTO	778268
	777115
YALIKÖY KUMU	786330
	782333
SARIKUM	737906
	735553
FELDSPAT	733568
	732926

TABLO 4.3-B

DENEY-2

İŞİNLAMA SÜRESİ: 45 sn

SOĞUMA SÜRESİ: 204 dk

SAYIM SÜRESİ: 300 sn.

DOĞAL ORTAM SAYIMI: 1150883.0 ± 19804.0

Ölçülen Malzeme	Sayım
ALKOL	920033
	931986
SIVI YAĞ	916130
	894505
SU	889675
	890922
NaCl ÇÖZELTİSİ	869056
	866646
NaCl	839561
	834550
ÇİMENTO	781371
	780095
YALIKÖY KUMU	785305
	779830
SARIKUM	794538
	788110
FELDSPAT	787282
	787360

TABLO 4.3-C

DENEY-3

IŞINLAMA SÜRESİ: 45 sn

SOĞUMA SÜRESİ: 183 dk

SAYIM SÜRESİ: 300 sn.

DOĞAL ORTAM SAYIMI: 1105309.5 ± 591.0

Ölçülen Malzeme	Sayım
ALKOL	916340
	917339
SIVI YAĞ	897364
	892822
SU	905547
	903032
NaCl ÇÖZELTİSİ	870644
	869899
NaCl	832290
	826017
ÇİMENTO	785077
	783951
YALIKÖY KUMU	777602
	776810
SARIKUM	779924
	775774
FELDSPAT	774719
	771702

TABLO 4.3-D

DENEY-4

IŞINLAMA SÜRESİ: 45 sn

SOĞUMA SÜRESİ: 227 dk

SAYIM SÜRESİ: 300 sn.

DOĞAL ORTAM SAYIMI: 1278857.0 ± 8927.8

Ölçülen Malzeme	Sayım
ALKOL	919751
	921605
SIVI YAĞ	1026842
	1022650
SU	897866
	895438
NaCl ÇÖZELTİSİ	868325
	862433
NaCl	830939
	828881
ÇİMENTO	775542
	775003
YALIKÖY KUMU	754574
	783343
SARIKUM	882332
	878904
FELDSPAT	880444
	874952

TABLO 4.3-E

DENEY-5

IŞINLAMA SÜRESİ: 45 sn

SOĞUMA SÜRESİ: 215 dk

SAYIM SÜRESİ: 300 sn.

DOĞAL ORTAM SAYIMI: 1174540.0 ± 16981.8

Ölçülen Malzeme	Sayım
ALKOL	914924
	919107
SIVI YAĞ	938628
	929358
SU	900797
	895119
NaCl ÇÖZELTİSİ	878864
	875763
NaCl	831405
	829290
ÇİMENTO	780343
	780005
YALIKÖY KUMU	791583
	786630
SARIKUM	763724
	761916
FELDSPAT	763526
	752928

TABLO 4.3-F

DENEY-6

IŞINLAMA SÜRESİ: 45sn

SOĞUMA SÜRESİ: 215 dk

SAYIM SÜRESİ: 300 sn.

DOĞAL ORTAM SAYIMI: 1142364.0 ± 32003.8

Ölçülen Malzeme	Sayım
ALKOL	924739
	919497
SIVI YAĞ	945444
	910677
SU	903573
	895849
NaCl ÇÖZELTİSİ	865368
	863790
NaCl	832396
	829982
ÇİMENTO	783779
	782392
YALIKÖY KUMU	778258
	772883
SARIKUM	803244
	799958
FELDSPAT	797636
	789799

TABLO 4.3-G

DENEY-7

IŞINLAMA SÜRESİ: 45 sn

SOĞUMA SÜRESİ: 215 dk

SAYIM SÜRESİ: 300 sn.

DOĞAL ORTAM SAYIMI: 1074145.5 ± 18873.0

Ölçülen Malzeme	Sayım
ALKOL	919948
	922770
SIVI YAĞ	842218
	851901
SU	892881
	890607
NaCl ÇÖZELTİSİ	874829
	872994
NaCl	825904
	822926
ÇİMENTO	779237
	778555
YALIKÖY KUMU	780942
	778282
SARIKUM	725990
	721470
FELDSPAT	718966
	717029

TABLO 4.3-H

DENEY-8

IŞINLAMA SÜRESİ: 45 sn

SOĞUMA SÜRESİ: 135 dk

SAYIM SÜRESİ: 300 sn.

DOĞAL ORTAM SAYIMI: 1097737.0 $\pm$ 13804.0

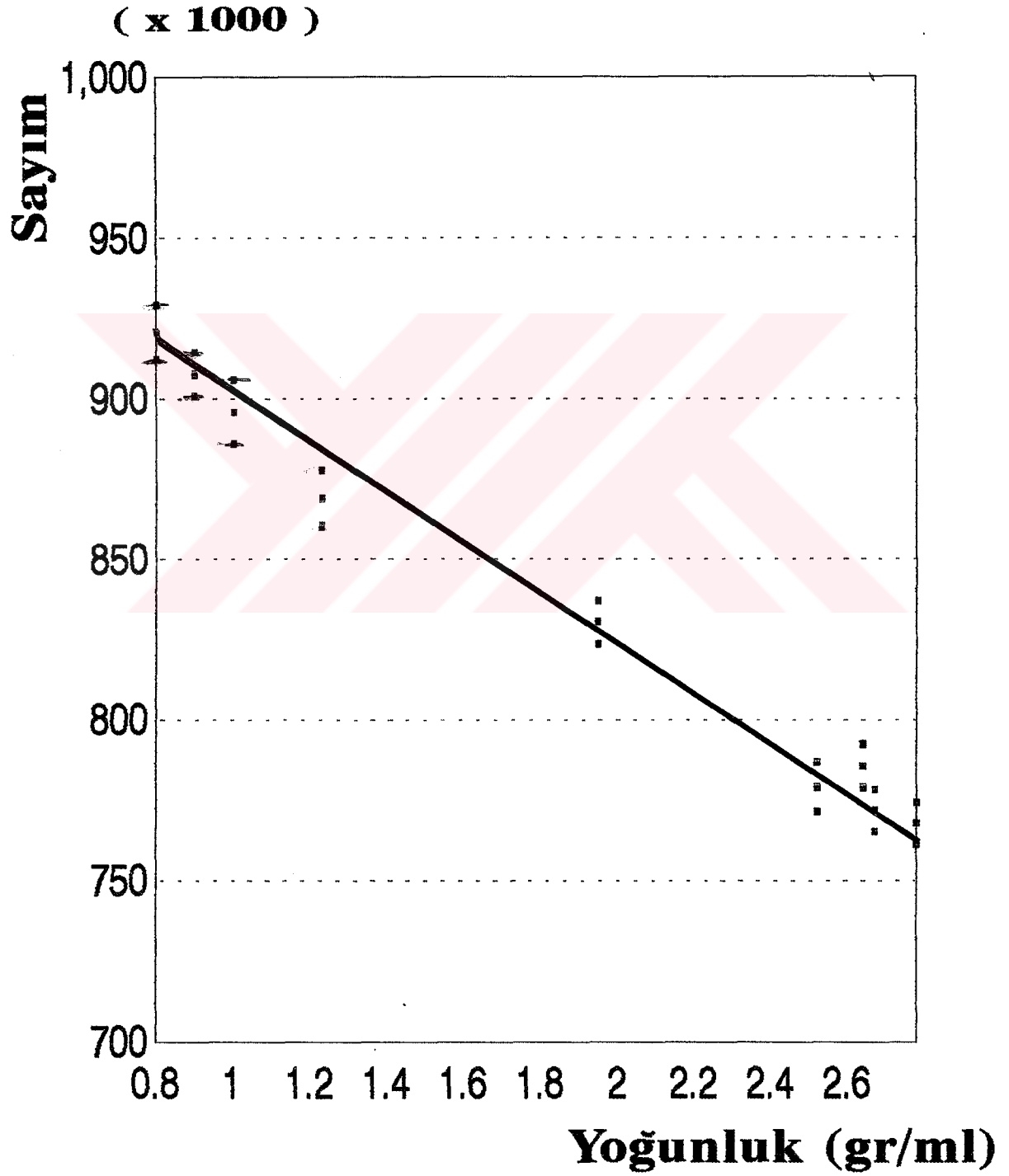
Ölçülen Malzeme	Sayım
ALKOL	923286
	913629
SIVI YAĞ	861570
	852564
SU	891319
	890462
NaCl ÇÖZELTİSİ	868758
	867610
NaCl	831523
	828216
ÇİMENTO	775116
	769958
YALIKÖY KUMU	786838
	780456
SARIKUM	703875
	697651
FELDSPAT	702363
	694199

TABLO 4.4 Deneylerde elde edilen kalibrasyon eğrisini çizen ortalama değerler ve standart sapmaları

Malzeme	Yoğunluk (gr/cm ³)	Sayım
ALKOL	0.80	920626.1 ± 8558.2
SIVI YAĞ	0.90	907717.1 ± 6753.1
SU	1.00	895957.1 ± 9911.2
NaCl ÇÖZELTİSİ	1.23	869214.7 ± 8700.0
NaCl	1.94	830215.9 ± 6602.7
ÇİMENTO	2.52	799106.7 ± 7643.4
YALIKÖY KUMU	2.64	782231.2 ± 9243.0
SARIKUM	2.67	771929.3 ± 6133.0
FELDSPAT	2.78	767462.4 ± 6207.4

Şekil 4.5, bu deneyin amacı olan malzemelerin yoğunlukları ile gama geçirgenlik prensibine göre elde edilen, ve Tablo 4.4'de standart sapmaları ile birlikte verilen sayımlar arasındaki değişimle ilgili bağlantıyı göstermektedir.

Şekil 4.5 SAYIM—YOĞUNLUK İÇİN
KALİBRASYON EĞRİSİ



B Ö L Ü M 5

S O N U Ç

Bilinen nükleer tekniklerden endüstride uygulama alanı çok fazla olan, radyoizotop kaynakla gama geçirgenlik tekniği kullanılarak farklı yoğunluktaki maddeler için sayımlar alınmıştır. Bu sayımlarla ilgili hesaplamalar yapılarak, çalışmanın amacı olan yoğunluk kalibrasyon eğrisi elde edilmiştir.

Çalışmaya başlarken avantajları düşünülerek, özellikle yoğunluk ölçümleri sırasında en sık kullanılan ve en güvenilir tekniklerden biri olan gama geçirgenlik prensibi seçilmiştir. Amaca ve çalışma şartlarına uygun radyoizotop kaynak seçimi yapılırken de özellikle yarı-ömrü, enerjisi ve kullanım amacı göz önüne alınmıştır. Kullanılan radyoizotop Na-24 olup, Na-23'ün yaklaşık 45 sn TRIGA MARK-II Reaktöründe, Tavşan Sisteminde, $1,65 \cdot 10^{12}$ n/cm² ısıt nötron akısı altında ışınlanarak elde edilmiştir. Işınlama sonrası radyoizotop hep yaklaşık 0.5mCi aktivitede olmuştur. Deneysel çalışmaya her seferinde yaklaşık 3.5 saat sonra, 0.4 mCi aktivite ile başlanmıştır. Işınlama ile deneye başlama arasında-

ki bu süre sabit tutulmuştur; hep aynı sürelerde ışınlanarak oluşturulan radyoizotop, hep aynı aktivitedeyken deneye başlanmıştır. Deney başlangıcındaki aktivite sabit olduğundan her deneyde her malzemeden yaklaşık olarak aynı soğuma süresinden sonra sayımlar alınmıştır.

Deneylerde kullanılmak üzere hazırlanan radyoizotoplar, deneyler süresince yaklaşık olarak 45 sn ışınlanmış ve yaklaşık 3.5 saatlik soğuma süresinden sonra 0.4 mCi aktiviteyle deneylere başlanmıştır. Herbir sayım için değişmeyen 5 dakikalık bir zaman dilimi kullanılmıştır. Sayımlar arasındaki süre 1 dakikayı geçmemiştir. Bu zamanlama bütün deneyler süresince korunmuş ve bu sebeple de; gerek her deneyde yapılan doğal ortam sayımlarının, gerekse de her bir malzemenin verdiği sayımların standart sapmaları oldukça küçük değerler olarak elde edilmiştir. Bütün bu değerler ve ortalama değerleri ile standart sapmaları Tablo 4.3'de, bu değerler kullanılarak bu çalışmanın amacı olan kalibrasyon eğrisi de Şekil 4.5'de görülmektedir.

Yoğunlukları bilinmeyen malzemelerin yoğunluk tayinleri için kullanılacak bu kalibrasyon eğrisinin konvansiyonel metodla bulunan yoğunluklar ile deneysel olarak bulunan yoğunluklarını karşılaştırmak ve aralarında yüzde kaçlık bir fark olduğunu belirlemek amacıy-

la iki farklı malzeme ile deneme yapılmıştır. Bu deneme için yoğunlukları kalibrasyon eğrisindeki yoğunluk sınırları içinde kalan CuSO_4 çözeltisi ve dolamit kullanılmıştır.

Önceden hazırlanan CuSO_4 çözeltisinin yoğunluğu laboratuvarında konvansiyonel olarak 1.04 gr/ml ölçülmüştür. Denemede yine aynı ışınlama ve, soğuma süreleri kullanılmıştır. CuSO_4 çözeltisinin bu şartlar altında verdiği sayıma karşılık gelen yoğunluk değeri Şekil 5.1'de görüldüğü gibi yaklaşık 1.01 gr/ml olarak okunmuştur. Denemede kullanılan CuSO_4 'ın deneysel olarak ölçülüp hesaplanan yoğunluğu ile arasındaki farkın 0.03 gr/ml gibi çok küçük bir değer olduğu görülmüştür. Dolayısıyla %2.9 değerinde bir yoğunluk sapmasının elde edilmesi, sonucun bu şartlar altında oldukça hassas olduğunu göstermektedir.

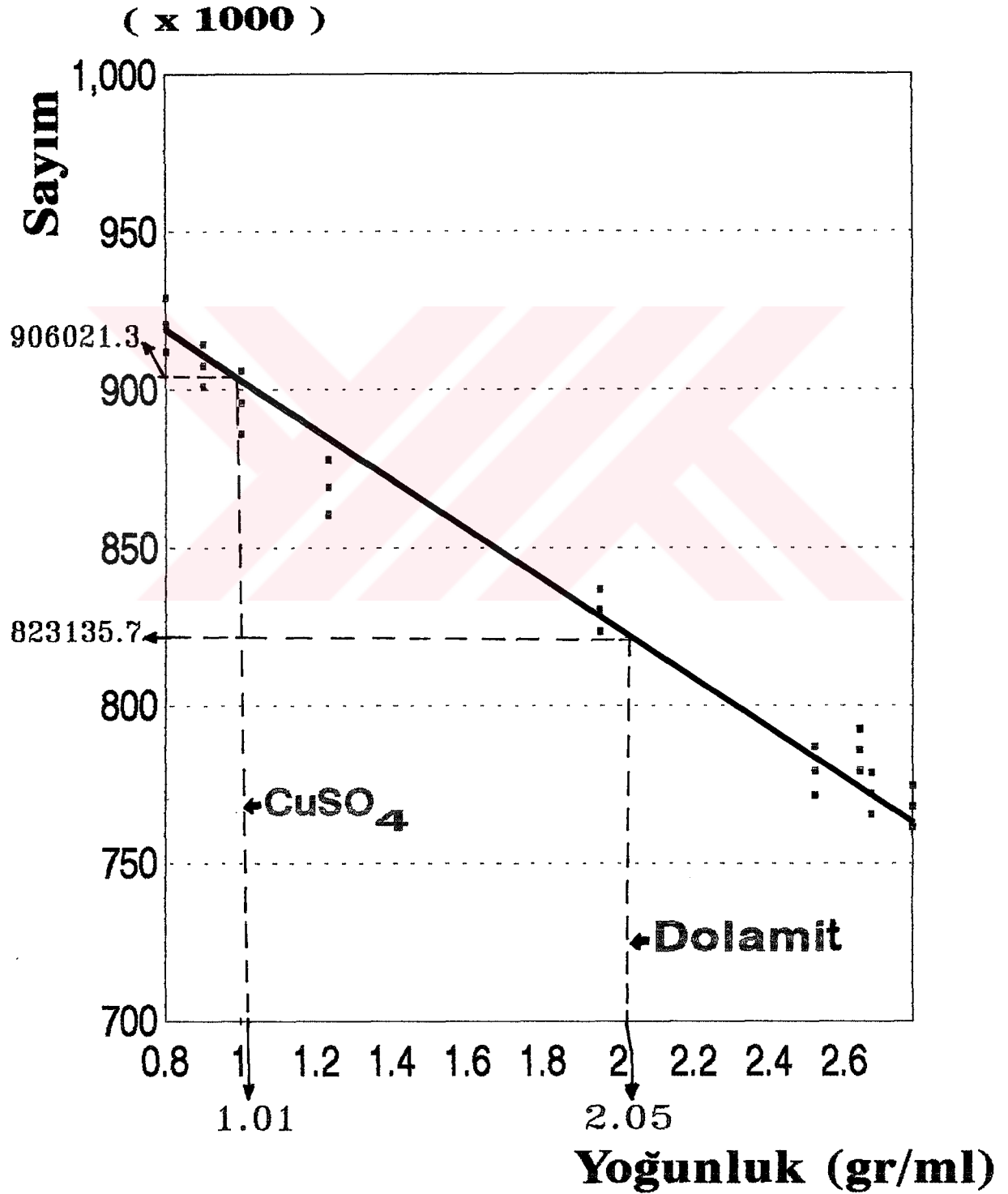
Aynı deneme, yoğunluğu deneysel olarak 2.17 gr/ml hesaplanan dolamit kullanılarak tekrarlanmıştır. Dolamitin bu şartlar altında Şekil 5.1'de görüldüğü gibi kalibrasyon grafiğinde karşılaştırıldığında yoğunluk değeri yaklaşık 2.05 gr/ml olarak okunmuştur. Şekil 5.1 Dolamitin kalibrasyon eğrisinden elde edilen ve deneysel olarak ölçülüp hesaplanan yoğunluğu arasındaki farkın 0.12 gr/ml olduğu görülmektedir. Buna göre yoğunluk

sapması %5.5 olmuştur. Bu da oldukça hassas ve duyarlı bu sistemle elde edilebileceğini göstermektedir.

Sonuç olarak, bu çalışma nükleer tekniklerin kullanılmasıyla, konvansiyonel tekniklerde daha duyarlı ve de hızlı yoğunluk ölçüm sistemlerinin geliştirilebileceğini göstermiştir.



Şekil 5.1 Kalibrasyon Eğrisinin Yoğunluğu Bilinmeyen Maddelere Uygulanması



K A Y N A K L A R

BAYTAŞ, A.C., (1984), Development of A Thickness Gauge For Measuring Thin Materials, Boğaziçi University, Yüksek Lisans Tezi.

BERGER, H., (1966), Nuclear Techniques for Nondestructive Testing, Plenum Press, New York.

BİLGE, A.N., (1985), Nükleer Tekniklerin Endüstriye Uygulanması, Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, İstanbul.

BİLGE, A.N., (1991), Endüstride Nükleer Teknikler, İ.T.Ü. Nükleer Enerji Enstitüsü, Nükleer Uygulamalar Ana Bilim Dalı.

BİLGE, A.N.-TUĞRUL, B., (1991), Tahribatsız Muayene Metodları-Ders Notları.

BİLGE, A.N.-TUĞRUL, B., (1992), Radiation Protection - Ders Notları.

BİLGE, A.N.-YAVUZ, H.-TUĞRUL, B., (1988), The Evaluation of the Radioisotope Production for Industrial Uses, 10th European TRIGA Users Conference, Vienna - AUSTRIA.

CAMERON, J.F.-CLAYTON, C.C., (1971), Radioisotopes Instruments, Pergamon Press, London.

FOLDIAK, G., (1986), Industrial Application of Radioisotopes, Elsevier, Amsterdam.

GARDNER, P. Robin, (1967), Radioisotopes Measurement Applications in Engineering, Reinhold Publishing Co, Inc. New York.

GÜVENDİK, M., (1994), Radyasyon Ölçüm Tekniği ile Tanklarda akışkan seviyesi tayini, İ.T.Ü. Nükleer Enerji Enstitüsü Nükleer Uygulamalar Ana Bilim Dalı, Yüksek Lisans Tezi.

KNALL, F.G., (1989), Radiation Dedection and Measurement, Michigan.

KOHL, J., (1961), Radioisotope Applications Engineering, D. Von Nostrant Company, New York.

LEDERER, C.M.-HOLLADER, M.J., (1968), Table of Isotopes, 6th Edition, New York.

MICHAEL, D.G., (1989), Tables for Neutron Activation Analyses.

ÖZDEN, N., (1983), Nükleer Çağın İlk 40 Yılı, İ.T.Ü. Nükleer Enerji Enstitüsü.

SEGRE, E., (1965), Nuclei and Particles, W.A.Benjamin, Inc.

SNELL, A.H., (1962), Nuclear Instruments and Their Uses, New York.

TUĞRUL, B.-KARA, N., (1990), Radyoaktif İzleme Tekniği ile Açık Kanallarda Akımın İncelenmesi, İ.T.Ü. Araştırma Projesi Raporu.

Ö Z G E Ç M İ Ş

1970 yılında Kastamonu'da doğdu. İlkokul öğrenimini Oruçgazi ilkokulu ile İbrahim Alaettin Gövsa İlkokullarında 1980'de, ortaokul öğrenimini Fatih Vatan Lisesi Orta Kısımında 1983'de, Lise öğrenimini de Şehremini Lisesi'nde 1986'da tamamladı. 1986 - 87 öğretim yılında M.Ü. Atatürk Eğitim Fakültesi Fizik Öğretmenliği (İngilizce) bölümünde okumaya başladı ve Haziran 1991'de üniversite öğrenimini bölüm dördüncüsü olarak tamamladı. 1991 - 92 öğretim yılında fizik öğretmeni olarak göreve başladı ve bu göreve halen devam etmektedir. Aynı yıl yüksek lisans öğrencisi olarak İ.T.Ü. Nükleer Enerji Enstitüsünde öğrenime başladı.