

**NÖTRON SPEKTROMETRESİ İLE TOMOGRAFİ VE
HACİMSEL MALZEMELERİN TAHRİBATSIZ
ANALİZİ**

**TC YÜKSEKÖĞRETİM KURULU
DOKÜMANLARI GENEL MÜDÜRLÜĞÜ**

DOKTORA TEZİ

Y. Müh. İskender Atilla REYHANCAN

Enstitü No : 509940031012

100652

100652

Tezin Enstitüye Verildiği Tarih : 12 Temmuz 1999

Tezin Savunulduğu Tarih : 18 Ekim 1999

Tez Danışmanı : Prof.Dr. H. Hüseyin GÜVEN

H. Güven 15.12.99

Diğer Jüri Üyeleri : Prof.Dr. Önder PEKCAN (İ.T.Ü.)

Önder Pekcan

Prof.Dr. Beril TUĞRUL (İ.T.Ü.)

Beril Tuğrul 16.12.99

Prof.Dr. M. Nizamettin Erduran (İ.Ü.)

M. Nizamettin Erduran 13.12.1999

Prof.Dr. Erhan GÜLMEZ (B.Ü.)

Erhan Gülmez 15/12/99

EKİM 1999

ÖNSÖZ

Çalışmalarım sırasında göstermiş oldukları yardımlardan dolayı Sayın Hocam Prof. Dr. H. Hüseyin GÜVEN'e, çalışmanın başından sonuna kadar her aşamasında fikir ve tecrübelerinde faydalandığım ve projelendirilmesinde büyük emeği geçen İstanbul Üniversitesi, Fizik Bölümü, Nükleer Fizik A.B.D. Başkanı Sayın Prof.Dr. M.Nizamettin ERDURAN'a, çalışmayı başında beri destekleyen ÇNAEM Fizik Bölümü Başkanı Prof.Dr. Metin SUBAŞI' na, aynı zamanda Bilgisayarlı Tomografi programının kullanılmasında yapmış olduğu yardımlardan dolayı İ.Ü. Kardiyoloji Enstitüsü uzmanlarından Dr. Şenay AKBENİZ' e, ÇNAEM Fizik Bölümü elemanlarından Gökçe TARCAN'a ve tüm bölüm elemanlarına teşekkürlerimi sunmayı bir borç bilirim.

Ayrıca bana yaşamım boyunca her türlü manevi desteğini esirgemeyen annem Mine MOLLAOĞLU'na teşekkürlerimi sunarım.

Bu çalışma hem International Atomic Energy Agency' nin "Co-ordinated Research Project" programı ile hem de T.C. Devlet Planlama Teşkilatı (D.P.T) tarafından desteklenmektedir.

Ekim 1999

İskender Atilla REYHANCAN

İÇİNDEKİLER

ÖNSÖZ	ii
KISALTMALAR	v
TABLO LİSTESİ	vi
ŞEKİL LİSTESİ	vii
SEMBOL LİSTESİ	ix
ÖZET	xi
SUMMARY	xiii
1. GİRİŞ	1
2. TEORİ VE ÖLÇÜM METOTLARI	4
2.1. Tomografi	4
2.1.1. Matematiksel tanım	4
2.1.2. Cebirsel tekrar birleştirme tekniği (CTBT)	9
2.1.3. Bir örnek cismin tomografik görüntüsü	9
2.2. Toplam Etki Kesiti	10
2.3. Deneysel Ölçüm Metotları	11
2.3.1. Nötron uçuş zamanı ölçüm metodu (TOF)	11
2.3.2. Nötron spektrumunu açma metodu	13
3. NÖTRON UÇUŞ ZAMANI ÖLÇÜM SİSTEMİ	14
3.1. Düşük Enerjili İyon Hızlandırıcısı ve Ortak Tanecik Hedef Odası	14
3.2. Ortak Tanecik Alfa Detektörü	17
3.3. Nötron Detektörü	23
4. NÖTRON SPEKTRUMUNU AÇMA METODU	27
4.1. Nötron Detektörü	27
4.2. Darbe Şekil Ayırıcısı (PSD)	28
4.3. Darbe Ayırıcısının Performansının İncelenmesi	29
4.4. Nötron Detektörünün Kalibrasyonu ve Rezolüsyonu	29
4.4.1. Rezolüsyon	35
4.5. Spektrum Açma Problemi	36
5. KOLİMATÖR VE ZIRHLAMA	42
5.1. Giriş	42
5.2. Kolimatör ve Zırhlama	42
6. DENEY VE ANALİZ	45
6.1. Nötron Emisyon Açısının Tayini	45
6.2. Nötron Demetinin Profilinin Çıkarılması	47

6.3. Çeşitli Elementlerin Toplam Etki Kesitlerinin Ölçümü	48
6.3.1. Nötron uçuş zamanı metodu ile etki kesiti ölçümü	50
6.3.2. Nötron spektrumunu açma metodu ile etki kesiti ölçümü	52
7. TOMOGRAFİ İLE GÖRÜNTÜLEME	53
8. SONUÇ VE TARTIŞMA	57
KAYNAKLAR	59
ÖZGEÇMİŞ	62



KISALTMALAR

ADC	: Analog to Digital Converter
ART	: Algebraic Reconstruction Technique
b	: barn
CFD	: Constant Fraction Discriminator
CTBT	: Cebirsel Tekrar Birleřtirme Teknięi
ÇNAEM	: Çekmece Nükleer Arařtırma ve Eęitim Merkezi
ENDF	: Evaluated Nuclear Data File
He-Ne	: Helium – Neon
MCA	: Multi Channel Analyser
MeV	: Milyon electron Volt
MHz	: Mega Hertz
ns	: nanosaniye
ps	: pikosaniye
PSD	: Pulse Shape Discriminator
QL	: Quadrupole Lens
Ti-T	: Titanyum-Trityum
TOF	: Time of Flight

TABLO LİSTESİ

	<u>Sayfa No</u>
Tablo 4.1. NE-213 detektörünün enerji kalibrasyonunda kullanılan gama kaynakları.....	32
Tablo 6.1. Toplam etki kesiti ölçümü yapılan elementlerin ve malzemelerin listesi.....	50
Tablo 6.2. Bazı elementlere ait 14 MeV nötronlar için toplam etki kesiti değerleri.....	52



ŞEKİL LİSTESİ

	<u>Sayfa No</u>
Şekil 1.1 : Bagajda bulunan hacimsel malzemelerin ve patlayıcıların yoğunlukları.....	2
Şekil 2.1 : Örnek cismin içinde S_j nötron demetinin izdüşümü.....	5
Şekil 2.2. : Dört pikseli cismin k kalınlığındaki nötron demeti ile kesilmesi.....	7
Şekil 3.1.a : Nötron enerjisinin emisyon açısına olan bağımlılığı.....	15
Şekil 3.1.b : Nötron ile alfa açıları arasındaki bağımlılık.....	16
Şekil 3.2.a : Deney düzeneğinin üç farklı yönden fotoğrafları.....	18
Şekil 3.2.b : Sayım ve hızlandırıcı kontrol sistemlerinin bulunduğu odaya ait fotoğraf.....	19
Şekil 3.3 : Ortak tanecik hedef odasının teknik resmi.....	20
Şekil 3.4 : Karışık alfa kaynağı ile alınan kalibrasyon spektrumu.....	21
Şekil 3.5 : Karışık alfa kaynağı ile alınan spektruma ait dedeksiyon sistemi.....	22
Şekil 3.6 : $T(d,n)\alpha$ reaksiyonuna ait alfa spektrumu.....	22
Şekil 3.7 : Co-60 kaynağı ile alınan TOF spektrumunun dedeksiyon sistemi.....	24
Şekil 3.8 : Co-60 kaynağına ait TOF spektrumu.....	24
Şekil 3.9 : 14 MeV nötronların TOF ile ölçümü için kullanılan elektronik blok şeması.....	25
Şekil 3.10 : 14 MeV nötronlara ait TOF spektrumu.....	26
Şekil 4.1 : NE 213 detektörüne ait elektronik blok şeması.....	29
Şekil 4.2 : Darbe şekil ayırıcısının (PSD) performansı.....	30
Şekil 4.3 : PSD ile çeşitli eşik enerjilerinde nötron-gama ayrımı.....	31
Şekil 4.4.a : Çeşitli gama kaynaklarına ait enerji spektrumları.....	33
Şekil 4.4.b : Çeşitli gama kaynaklarına ait enerji spektrumları.....	34
Şekil 4.5 : NE 213 detektörünün enerji kalibrasyonu.....	35
Şekil 4.6 : NE 213 detektörünün rezolüsyonu.....	36
Şekil 4.7 : Am-Be nötron kaynağının tepilen proton spektrumu	39
Şekil 4.8 : Am-Be nötron kaynağının enerji spektrumu.....	39
Şekil 4.9 : 14 MeV nötronların tepilen proton spektrumu.....	40
Şekil 4.10 : 14 MeV nötronlara ait enerji spektrumu.....	41
Şekil 5.1 : Kolimatör sisteminin teknik resmi.....	43
Şekil 6.1 : Çeşitli QL değerlerinde döteron demetinin hedef üzerindeki izleri.....	46
Şekil 6.2 : Nötron emisyon açısının tayini için kullanılan deneysel düzeneğin blok şeması.....	46
Şekil 6.3 : Nötron emisyon açısının profili.....	47

Şekil 6.4	: Üç farklı detektör konumunda nötron demetinin profilleri	49
Şekil 7.1	: Tomografik görüntüleme için kullanılan deney düzeneğinin blok şeması	54
Şekil 7.2	: Benzeşim (simülasyon) görüntüsü.....	56
Şekil 7.3	: Malzemelerin tomografik görüntüsü.....	56



SEMBOL LİSTESİ

A	: Kütle numarası
A_j	: Bileşikteki j ninci izotopun kütle numarası
a, b, c	: Uyum parametreleri
ΔE_n	: Nötronun enerjisindeki belirsizlik
Δl	: Nötronun uçuş yolundaki belirsizlik
Δt_n	: Nötronun uçuş zamanındaki belirsizlik
E_γ	: Gama enerjisi
E_0	: Nötronun kütlesi
E_c	: Compton kenarının enerjisi
E_e	: Elektron enerjisi
E_n	: Nötron enerjisi
f	: Kesirsel etki alan
f_i	: i. ninci pikselin yoğunluk fonksiyonu
I	: Nötron demetinin cismi geçtikten sonraki şiddeti
I_0	: Nötron demetinin cisimle etkileşmeden önceki şiddeti
KS	: Kanal sayısı
k	: Nötron demetinin kalınlığı
L	: Işık birimi
l	: Nötronun uçuş mesafesi
N	: Piksel sayısı
$N(E)$	: E enerjili nötronun akısı
N_A	: Avagadro sayısı
n	: Birim hacimde atom sayısı
$P(E)$	: Tepilen protonların yoğunluğu
$P(k)$	: k ninci nötronun izdüşümü
P_j	: j ninci nötron demetinin projeksiyonu
R	: Rezolüsyon
$R(E, E')$	: Cevap fonksiyonu
R_{ij}	: Cevap fonksiyonunun matris gösterimi
ρ	: Yoğunluk
S	: Alan
S_{ij}	: j ninci nötron demetinin i ninci pikseli kesmesi ile oluşan alan
S_j	: j ninci nötron demeti
Σ_{Fe}	: Demirin makroskopik etki kesiti
Σ_i	: i ninci pikselin makroskopik etki kesiti
$\Sigma_{toplaml}$	: Toplam makroskopik etki kesiti
σ_{abs}	: Absorpsiyon etki kesiti
σ_{el}	: Elastik saçılma etki kesiti
$\sigma_{toplaml}^j$	: j ninci izotopun toplam etki kesiti
t	: Kalınlık
t_n	: Nötronun uçuş zamanı

v_n : Nötronun hızı
 w_{ij} : Ağırlık faktörü
 w_j : Bileşikteki j ninci izotopun ağırlık oranı
 x_{off}, y_{off} : Malzeme merkezinin referans sistemindeki koordinatı



NÖTRON SPEKTROSKOPİSİ İLE TOMOGRAFİ VE HACİMSEL MALZEMELERİN TAHRİBATSIZ ANALİZİ

ÖZET

Yıllardır terörizm amaçlı kullanılan patlayıcıların veya kaçakçılık maddelerinden olan narkotiklerin bagaj veya kargolarda tahribatsız olarak (veya bagaj açılmadan) yerinin kısa bir sürede tesbit edilmesi için bir çok çalışma yapılmaktadır. Bu çalışmalarda farklı yöntemlerin kullanıldığı cihazlar üretilmiştir ve halen gümrüklerde hizmet vermektedirler.

Bu çalışmada tahribatsız olarak hacimsel malzemelerin analizi için elektrik yükü sıfır ve gericiliği oldukça yüksek olan tek enerjili hızlı nötronlar kullanılmıştır. Nötronların üretimi için, Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi (ÇNAEM), Fizik Bölümü'nde faal halde bulunan 150 kV yüksek gerilime sahip düşük enerjili iyon hızlandırıcısından faydalanılmıştır.

Hacimsel malzeme içinde nötronların transmisyon miktarının ölçülmesi için Nötron Uçuş Zamanı Ölçümü (TOF) tekniğinden yararlanılmıştır. Bu teknikte, nötronların üretildiği anın tesbit edilebilmesi için bir Ortak Tanecik Hedef Odası imal edilmiş ve J-15 hızlandırıcısına monte edilmiştir. Böylelikle nötrona enerji ve saçılma açısı bakımından bağımlı olan alfa taneciklerinin ölçülmesi ile nötronların hedeften çıkış anı belirlenebilmektedir.

Tomografik görüntülemenin yapılabilmesi için daha önce ÇNAEM Fizik Bölümünde geliştirilmiş olan ve dört kısımdan oluşan Bilgisayarlı Tomografi programı kullanılmıştır. Bu program belli boyuttaki nötron demetinin malzeme içinde transmisyon miktarının belirlenmesi ile alınan sayımları değerlendirerek görüntüleme yapmaktadır. Bu nedenle programa uygun olarak nötron demetinin elde edilebilmesi için bir kolimatör sistemi geliştirildi.

Dedeksiyon ve kolimatör sisteminin test edilmesi için çeşitli elementlerin 14 MeV enerjili nötronlar için toplam etki kesitleri ölçüldü. Ölçüm için hem nötron uçuş zamanı yöntemi (TOF) hemde nötron spektrumunu açma yöntemi kullanılmıştır. Her iki yöntem ile yapılan ölçümlerin hemen hemen birbirine yakın olduğu ve ENDF B-VI (Evaluated Nuclear Data File) ile uyduğu görülmüştür.

Seilen eřitli yoęunluklardaki malzeme topluluęunun (polietilen, alüminyum, demir, kurşun) tomografik olarak görüntülemesi için bir benzeřim (simülasyon) görüntüsü elde edildi. Böylelikle seilen dönme açısı için yapılan öteleme hareketleri ile alınan sayımların tomografi programı ile deęerlendirilmesi yapıldı ve görüntü elde edildi. Alınan görüntü ile hem boşluklar hem de yoęunluk farklılıkları ortaya ıkarılmış oldu.



TOMOGRAPHY WITH NEUTRON SPECTROMETER AND NONDESTRUCTIVE ANALYSIS OF BULK MATERIALS

SUMMARY

There have been a lot of research efforts done on the rapid determination of explosives (especially plastic ones) in terrorist activities or narcotics in luggages and cargoes using non-destructive methods. As a result of these researches, various devices using different techniques have been manufactured. At present, these devices are being used by custom authorities.

In this study, mono-energetic fast neutrons having neutral electrical charge and high transmission were used in order to non-destructive analysis of bulk materials. A low energy ion accelerator, what operates in high voltage (150 kV) was used for production of neutrons. The device is in the Physics Department of Çekmece Nuclear Research and Training Centre (ÇNRTC).

Neutron time-of-flight (TOF) method was utilised for measurement of neutron transmission amount in the bulk material. In this method, an Associated Particle Target Chamber (APTC) was designed and manufactured by ÇNRTC Technical Services, and mounted to a SAMES J-15 accelerator to determine the time of neutron production in the target. Hence, the alpha particles which is depend on the neutron due to energy and scattering angle, could be determined.

A Computerised Tomography (CT) software which consists of four programs was used for tomographical imaging. This software evaluates the counts, which is obtained for the transmission amount in the material from a known dimension of neutron beam for imaging. For that reason, a collimator system was developed to produce a suitable neutron beam for the software.

Total cross-section of various elements were measured 14 MeV energy neutrons in order to test detection and collimator system. Both TOF and Neutron Spectrum Unfolding Methods were used for measurements. It was shown that the results from both methods were similar and in accord with ENDF-BVI Evaluated Nuclear Data File.

A simulation image was developed for the chosen group of materials, which have different densities. As a result of this, evaluation and imaging of counts were made by tomography software for movements under pre-selected rotation angle. From the image obtained, holes and difference of densities in materials was demonstrated.



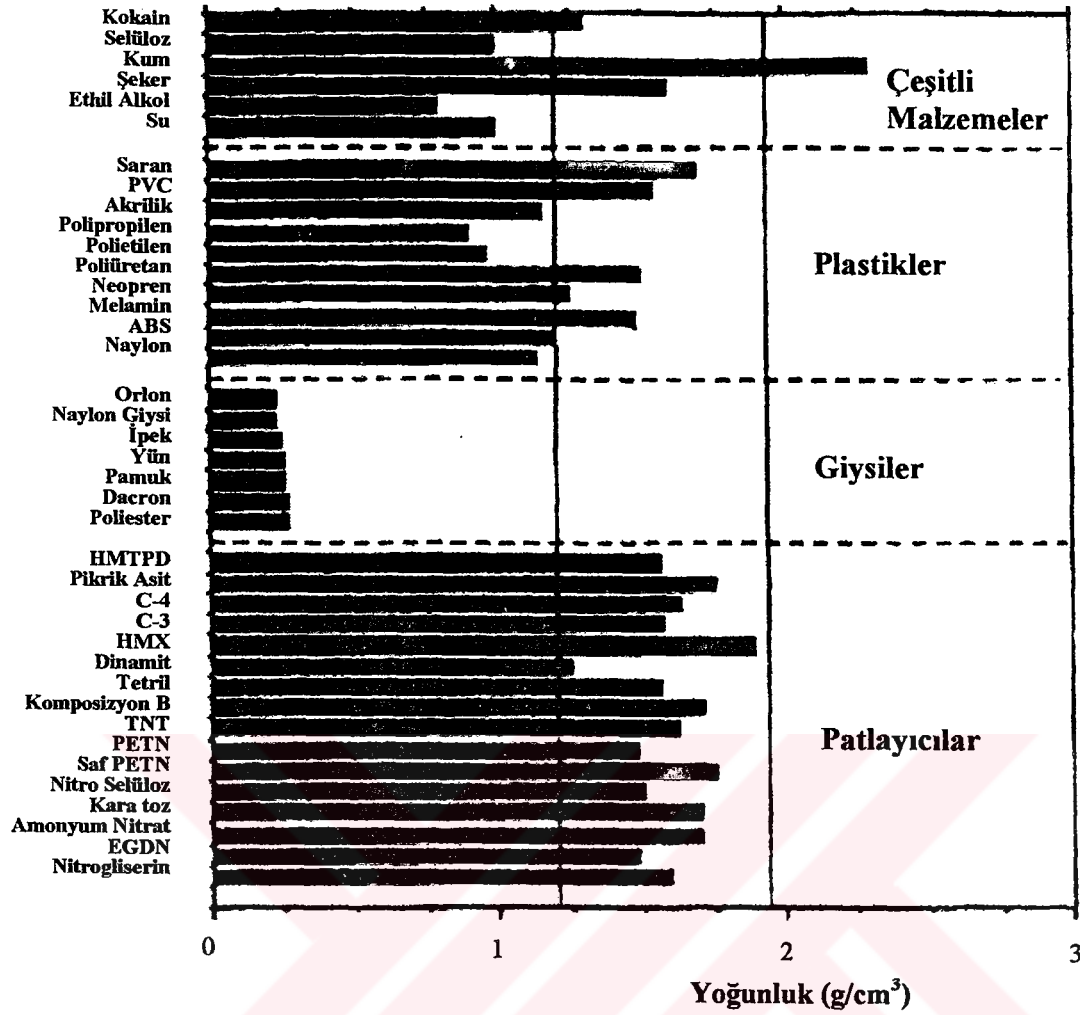
BÖLÜM 1

GİRİŞ

Yolcu bagajlarının veya yük kargolarının tahribatsız olarak testi (görüntülenmesi) son yıllarda oldukça popüler bir konu olarak ortaya çıkmıştır. Bu alanda bir çok çalışmalar [1-6] yapılmış ve uygulamaları ortaya konmuştur. Böylelikle patlayıcı veya narkotik (uyuşturucu) maddelerin görüntülenmesi sağlanmaktadır. Bagajlarda genellikle bulunan giysilerin yoğunluğu 0.2 g/cm^3 dür. Patlayıcıların yoğunluğu ise $1.2-2 \text{ g/cm}^3$ dür (Şekil 1.1). Bu yoğunluk farklılıklarından faydalanarak bagaj içinde görüntüleme yapılabilir.

Bu amaçla malzemelerin iç yapısındaki boşluklar veya yoğunluk dağılımındaki farklılıkların görüntülenmesi için yaklaşık 20 yıl önce ilk uygulaması tıp alanında yapılmış olan bilgisayarlı tomografi tekniği kullanılabilir. Bilgisayarlı Tomografi ilk olarak X-ışınları kullanılarak Housfield ve Ambrose tarafından tıp alanında başarılı olarak uygulanmış, Housfield ve Cormack 'a 1978 yılında Nobel Tıp Ödülünü kazandırmıştır. Daha sonra bu teknik endüstride tahribatsız malzeme testi için uygulama alanı bulmuştur.

Bu teknikde, malzemeyi ışınlamak için çeşitli teşhis (diagnostik) radyasyonları kullanılabilir. Bu çalışmada, tek enerjili hızlı nötronlar (14 MeV) kullanıldı. Nötronların malzeme içindeki transmisyon miktarını ölçmek suretiyle alınan sayımların, bilgisayarda yazılan ve Cebirsel Tekrar Birleştirme Tekniği (Algebraic Reconstruction Technique-ART) [7-9] ile değerlendirilmesi durumunda, malzemenin görüntülenmesi sağlanmaktadır. Nötronların yüksüz olmasından dolayı



Şekil 1.1: Bagajda bulunan çeşitli hacimsel malzemelerin ve patlayıcıların yoğunlukları [6]

malzeme içinde giriciliği oldukça yüksektir ve bunun yanında malzemede çeşitli reaksiyonların da oluşmasına sebebiyet vermektedir. Bu radyasyonların sayım (dedeksiyon) sistemini etkilememesi için iyi bir kolimasyon ve sayım sistemine ihtiyaç vardır.

Bu çalışmada nötron spektrometresi için Nötron Uçuş Zamanı Tekniği (Time-of-Flight, TOF) ve Tepilen Proton Spektrumunu Açma teknikleri kullanılmıştır. Bununla beraber sayımların değerlendirilerek malzemenin görüntülenmesi için daha önce ÇNAEM Fizik Bölümünde geliştirilmiş olan Bilgisayarlı Tomografi [10] programı kullanılmıştır. Bu teknikle hacimsel malzemelerin görüntülenmesi sağlanmıştır. Deney düzeneğinin herhangi bir yoğunluktaki malzemeleri

görüntülemesi için farklı yoğunluklara sahip malzemeler (CH_2 , alüminyum, demir ve kurşun bloklar) kullanılmıştır. Malzemelerin iç yapısındaki yoğunluk farklılıkları ve malzemeler arasındaki boşluklar % 10-15 hassasiyetle görüntülenmiştir.



BÖLÜM 2

TEORİ VE ÖLÇÜM METODLARI

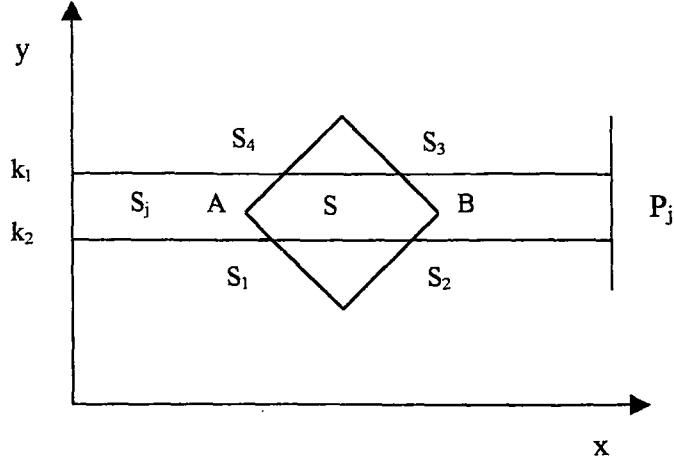
2.1 TOMOGRAFİ

Bir cismin sabit bir referans sisteminde cisim merkezinden geçen bir eksen etrafında 360° döndürülmesiyle iki boyutlu kesit görüntüleri elde edilir ve Cebirsel Tekrar Birleştirme Tekniği (Algebraic Reconstruction Technique - ART) [7-9] üzerine kurulu bir bilgisayar programıyla iki boyutlu görüntüsü oluşturulabilir. Yöntem, temel olarak sabit bir referans sisteminde bulunan rijid cismin hareketinin özelliklerine, dönüşüm denklemlerine ve Cebirsel Tekrar Birleştirme Tekniği'nin analitik ve cebirsel ifadelerine dayanmaktadır. Bu görüntüler SNT1, SNT2, SNT3 ve TOMODSP adı verilen 4 adet bilgisayar programları [10] ile elde edilmektedir.

2.1.1 MATEMATİKSEL TANIM

Bir (x,y) kartezyen koordinat sisteminde, toplam makroskopik tepkileşim etki kesiti $\Sigma(x,y)$ ile tanımlanan bir örnek cisim içinde $\Sigma(x,y)>0$, dışında ise $\Sigma(x,y)=0$ olarak kabul edilsin. Cisim, genişliği $k=k_2-k_1$ olan bir paralel S_j nötron demeti ile Şekil 2.1 de görüldüğü gibi ışınlanırsa demeti oluşturan ışınlardan her biri cisim içinde her farklı k değeri için farklı $S_2(k)-S_1(k)$ yolu izler. Bu durumda her bir yolun sonunda nötron demetinin şiddetindeki toplam azalma

$$I(k) = I_0 \exp\left(- \int_{S_1(k)}^{S_2(k)} \Sigma(x,y) ds\right) \quad (2.1)$$



Şekil 2.1: Örnek cismin içinde S_j nötron demetinin izdüşümü.

denklemini ile ifade edilir. Buradan her bir k ışınının $P(k)$ izdüşüm (projeksiyon) değeri

$$P(k) = \int_{S_1(k)}^{S_2(k)} \Sigma(x,y) ds \quad (2.2)$$

olarak yazılabilir. $P(k)$ izdüşüm değerinin S_j paralel ışın demetinin genişliği üzerinden integrali alındığında

$$P_j = \int_{k_1}^{k_2} P(k) dk \quad (2.3)$$

bulunur. Buradan (2.2) denkleminin (2.3) deki yerine konulmasıyla

$$P_j = \int_{k_1}^{k_2} \int_{S_1(k)}^{S_2(k)} \Sigma(x,y) ds dk \quad (2.4)$$

elde edilir. Şekil 2.1 de $AS_1S_2BS_3S_4$ alanı S ile gösterilirse

$$S = \int_{k_1}^{k_2} \int_{S_1(k)}^{S_2(k)} ds dk \quad (2.5)$$

şeklinde tanımlama yapılabilir. Böylelikle $P_j = \Sigma(x, y) \cdot S$ şeklinde bir ifade elde edilir.

Cismin görüntüsünü elde etmek için hesaplanan P_j izdüşüm değerlerini kullanarak $\Sigma(x, y)$ nin bölgesel dağılımı yeniden hesaplanabilir. Bu nedenle (2.3) denklemi ile nümerik işlemlerin yapılması için göz önüne alınan uzayın kesikli bir şekle getirilmesi gereklidir. Böylelikle örnek cisim N adet hacim elemanına ayrılır. x - y düzlemi boyunca alınan kesitin her bir elemanı (hacim elemanı) piksel olarak adlandırılır. Grid yüzeyi ise kesikli olup, her birinin kendi toplam tepkileşim etki kesiti ve ds_i kenar uzunluğu olan piksellerden oluşmaktadır (Şekil 2.2). Her bir piksel için projeksiyon (izdüşüm) ifadesi [10]

$$P_i = \int_{x_1}^{x_2} \Sigma_i dx_i \quad (2.6)$$

olarak tanımlanır. Tek bir nötron ışınının i adet pikselden oluşan örnek cismi geçtikten sonraki şiddeti

$$I = I_0 e^{\sum_{i \in (S_j)}^N (-\Sigma_i dx_i)} \quad (2.7)$$

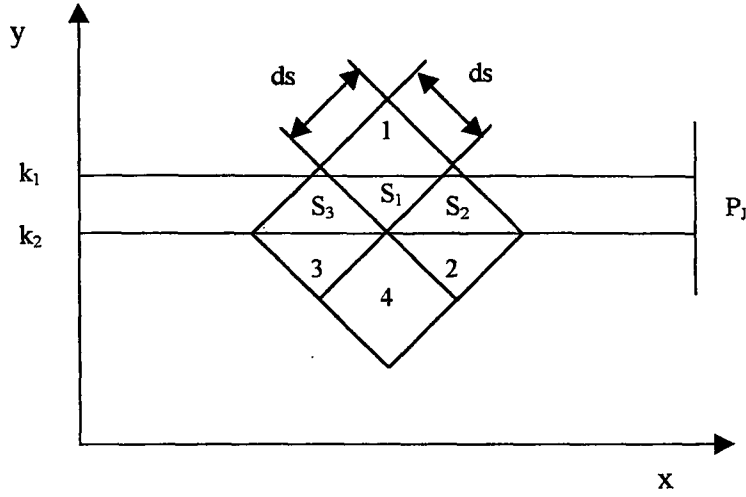
Burada, I_0 cisme girmeden önceki nötron demetinin şiddeti Σ_i her bir pikselin toplam etki kesiti, dx_i ise tek bir nötron ışınının kestiği i ninci pikselin içinde aldığı yoldur.

Bir nötron ışınının bu pikseldeki izdüşümü

$$P_i = \int_{x_1}^{x_2} \Sigma_i dx_i \quad (2.8)$$

şeklinde yazılabilir. N adet piksel üzerinden toplam alındığı zaman

$$P_k = \sum_{i \in (S_j)}^N P_i \quad (2.9)$$



Şekil 2.2: Dört pikseli cismin k kalınlığındaki nötron demeti ile kesilmesi

sonucu elde edilir. J kalınlığındaki sonlu bir nötron demeti düşünülecek olursa, P_k izdüşüm değerinin k_1 den k_2 ye kadar integrasyonudur.

$$P_J = \int_{k_1}^{k_2} P_k dk \quad (2.10)$$

$$= \int_{k_1}^{k_2} \int_{x_1}^{x_2} \sum_i^N \Sigma_i dx_i dk_i \quad (2.11)$$

Bu denklem ile verilen P_J izdüşüm değeri kesikli bir uzayda,

$$P_J = \sum_{i(S_j)}^N \Sigma_i S_{ij} \quad (2.12)$$

şeklinde ifade edilebilir. Burada i kesilen pikseli, j ise pikseli kesen ışını belirler. Piksellerin demet tarafından kesilmesiyle farklı alanlar oluşmaktadır. Bu alanların tekrar birleştirilmesinde kullanılan P_J izdüşüm değerlerinin hesaplanması büyük bir önem arz etmektedir. Bu nedenle, demet tarafından kesilen her piksel için

$$w_{ij} = \frac{S_{ij}}{(ds_{ij})^2} \quad (2.13)$$

şeklinde bir ağırlık faktörü [9] tanımlanır. Buradan (2.12) denklemi

$$P_J = \sum_{i(S_J)}^N \Sigma_{ij} (ds_{ij})^2 w_{ij} \quad (2.14)$$

şeklini alır. Bu denklemdeki $\Sigma_{ij} (ds_{ij})^2$ f_i yoğunluk fonksiyonu olarak tanımlanırsa, P_J izdüşüm değeri

$$P_J = \sum_{i(S_J)}^N f_i w_{ij} \quad (2.15)$$

olur.

w_{ij} değerleri SNT1 programı ile hesaplanmaktadır. Bu program ile nötron demetinin gridi kesmesiyle oluşan alanlara ait ağırlık faktörleri her bir piksel için ayrı ayrı hesaplanır. Hesaplamanın yapılabilmesi için üçgenlere ayırma yöntemini kullanan bir algoritma geliştirildi [10] ve bu yöntem çokgenlere uygulandı. Paralel demet ile kesilen pikselin oluşturduğu bir çokgenin köşelerine ait koordinatlarının bilinmesi halinde bir başlangıç noktasından hareket edip tekrar aynı noktaya gelmesi durumunda çokgenin alanı

$$S = \frac{1}{2} \left(abs \left(\sum_{i=1}^N \begin{vmatrix} x_i & y_i \\ x_{i+1} & y_{i+1} \end{vmatrix} \right) \right) \quad (2.16)$$

bağıntısı ile bulunur. Bu bağıntı SNT1 programının temelidir. [10] Böylelikle bir grid hücresinin alanı tanımlanmış olmaktadır.

2.1.2 Cebirsel Tekrar Birleştirme Tekniği (CTBT)

Denklem (2.12) açık olarak yazılırsa, f_i i ninci pikselin yoğunluk fonksiyonu olmak üzere;

$$P_j = \sum_{i \in S_j}^N w_{ji} \cdot f_i \quad i = 1, 2, \dots, N \quad j = 1, 2, \dots, M \quad (2.17)$$

şeklinde bir dizi lineer denklemler elde edilir. Bu denklem sisteminin çözümü ART ile birlikte iterasyon yöntemi kullanılarak bulunur. Bu teknik kaynak [10] de açık bir şekilde anlatılmaktadır.

SNT1 programı, benzeşim (simülasyon) görüntüsünün oluşturulması için grid uzayındaki nötron demeti tarafından kesilen piksellerin numarası ile bu piksellere ait w_{ij} ağırlık faktörlerini hesaplar. Hesaplanan bu ağırlık faktörleri ile verilen her piksel için f_i yoğunluk fonksiyon değerleri kullanılarak P_j^m izdüşüm (projeksiyon) değerleri bulunur. Bu SNT2 kodu tarafından hesaplanmaktadır. Bu hesaplanan değerlerden sonra CTBT tekniğini kullanan SNT3 programı ile f_i yoğunluk değerlerinin yeni bir dağılımı hesaplanır. Hesaplanan bu değerlerin iki boyutlu görüntü olarak gösterimi için TOMODSP programı kullanıldı. [10]

2.1.3 Bir Örnek Cismin Tomografik Görüntüsü

Bir cismin tomografik görüntüsünün elde edilmesi için, belirlenen bir referans sisteminde cisim belli açıda dönme hareketi yaparken aynı zamanda lineer olarak (Şekil 7.1) y eksenini boyunca nötron demeti kalınlığı kadar adımlarla hareket ettirilir. Her hareketin sonunda belli bir sayım süresi kadar nötronlarla ışınlamalar yapılır ve cismin transmisyon miktarı (I) bulunur. Cismin kendi eksenini etrafında 180° lik dönüşünü tamamlamasıyla her hareket sonunda I sayımları elde edilir. Örnek cisim yok iken alınan I_0 sayımları ile bu sayımlar oranlanarak deneysel P_j değerleri bulunur. Daha sonra SNT3 kodu, w_{ij} ağırlık faktörlerini ve P_j deneysel projeksiyon değerleri ile birlikte, CTBT algoritmasını kullanarak piksellerin yoğunluk

değerlerini bulur. Bu yoğunluk değerlerinin görüntüsü, PASCAL dilinde yazılmış olan TOMODSP programı ile görüntülenir. (Şekil 7.2, 7.3)

2.2 TOPLAM ETKİ KESİTİ

Gelen bir nötron demetinin hedef çekirdeklerle etkileşmesi sonucunda oluşan reaksiyonların olabilirliği (olabilme olasılığı) etki kesiti [11] ile ifade edilir. Bunun için dt kalınlığında ve A yüzey alanına sahip bir ince plakanın üzerine I şiddetinde bir nötron demeti gönderilirse ve gelen parçacık plaka içinde bulunan çekirdeğe çok yakın ise çekirdek tarafından absorbe edilir. Bir çekirdeğin etki alanı σ ile gösterilir ise gelen parçacık bu alanın içine girdiği zaman bir tepkileşim oluşur. Plakanın birim hacim başına hedef çekirdek sayısı n ile ifade edilirse

$n \cdot dt$ = yüzey alanı başına çekirdek sayısı

$A \cdot n \cdot dt$ = A yüzeyi içinde çekirdeklerin toplam sayısıdır.

Buna göre tüm çekirdeklerin oluşturduğu toplam etkin alan $A \cdot n \cdot \sigma \cdot dt$ dir. Kesirsel etkin alan f ile ifade edilir ise

$$f = \frac{\text{toplam etkin alan}}{\text{toplam yüzey alanı}} = \frac{\sigma \cdot A \cdot n \cdot dt}{A} = n \cdot \sigma \cdot dt \quad (2.18)$$

Kesirsel etkin alan aynı zamanda plaka içinde nötron demetinin I şiddetindeki kesirsel değişimini gösterir. Nötron şiddetindeki değişim $dI = -f \cdot I$ ise

$$-\frac{dI}{I} = n \cdot \sigma \cdot dt \quad (2.19)$$

elde edilir. Eksi işareti kalınlık arttıkça I şiddetindeki azalmayı gösterir. Bu diferansiyel denklemin çözümü sonucunda [11]

$$I = I_0 e^{-n\sigma x} \quad (2.20)$$

bulunur. Buna göre, demetin içindeki N adet taneciğin sayısı demetin şiddetiyle orantılı olduğu için yukarıdaki ifade

$$N = N_0 e^{-n\sigma t} \quad (2.21)$$

şeklinde ifade edilir. Burada N_0 gelen taneciğin sayısı, N ise t kalınlıklı plakadan geçen taneciklerin sayısı, σ mikroskopik etki kesiti (toplam etki kesiti, σ_{toplam}) olarak adlandırılır ise $n \cdot \sigma = \Sigma$ makroskopik etki kesitidir. Dolayısıyla (2.21) bağıntısı

$$N = N_0 e^{-\Sigma t} \quad (2.22)$$

olarakda yazılabilir. Burada N/N_0 ise cismin (plakanın) transmisyonu da denilebilir. $\sigma_{\text{toplam}} = \sigma_{\text{el}} + \sigma_{\text{abs}}$ ifadesi bir transmisyon deneyi sonucunda bulunan toplam etki kesiti içinde hem elastik saçılma etki kesiti hem de absorpsiyon etki kesiti bulunduğunu göstermektedir.

2.3 DENEYSEL ÖLÇÜM METODLARI

Nötronları tesbit etmek için rezolüsyonu ve verimi yüksek olan dedeksiyon sistemi yapmanın bir çok zorlukları vardır. Özellikle net elektrik yüklerinin olmamasından dolayı, nötronlar elektromanyetik ve doğrudan iyonizasyon spektrometrelerinde tesbit edilemezler. Aynı zamanda nötronların kolimasyon zorluğu ve üretildiği hedefde oluşan çeşitli reaksiyonların dedeksiyon sisteminde (nötron spektrometresi) yüksek “background” radyasyonu oluşturması zorluklardan bir kaçıdır. Bu zorluklara rağmen bir çok nötron spektrometresi [12] geliştirilmiştir. Bunlardan en önemlileri tepilen proton enerjisi ölçümü ve uçuş zamanı (time-of-flight, TOF) ölçümüdür. Bu çalışmada her iki metot da kullanılmıştır.

2.3.1 Nötron Uçuş Zamanı Ölçüm Metodu (TOF)

Bu metotun temeli nötron hızının ölçülmesidir. Bunun için bir nötronun bilinen bir l mesafeyi alması için gerekli olan t_n zamanının ölçülmesi gereklidir. Relativistik olmayan nötronların uçuş zamanı [13]

$$\frac{t_n}{l} = \left(\frac{E_0}{2E_n c^2} \right)^{1/2} = \frac{72.298}{\sqrt{E_n}} \quad (ns / m) \quad (2.23)$$

şeklinde ifade edilir ise burada E_0 nötronun durgun kütlesi, E_n nötronun enerjisidir.

t_n 'i ölçmek için nötronun uçuş uzunluğuna giriş (start) ve çıkış (stop) zamanlarının tespit edilmesi gereklidir. Nötron uçuş zamanını ölçmenin en önemli tarafı nötronun sıfır zamanının (başlangıç zamanını) tesbit edilmesidir. Sıfır zamanını ölçmek için bir çok yöntem [14] bulunmaktadır. Bu çalışmada “ Ortak Tanecik Metodu “ kullanılmıştır. Bu metodun bir çok avantajları vardır.

Nötronların elde edilmesi için ${}^3H({}^2H,n){}^4He$ tepkileşiminden yararlanılmaktadır. Bunun için hızlandırılan döteronlar bir trityum hedefe çarptırıldığı zaman nötron ve 4He tanecikleri ortaya çıkmaktadır. Saçılma açısı ve enerji olarak birbirine bağımlı olan bu iki tanecik nötron ve ortak tanecik detektörleri ile tesbit edilmektedir. Aynı zamanda bu metod ile nötronun başlangıç zamanını bulmak için döteronların (dolayısıyla nötronların) darbelendirilmesine gerek olmamaktadır. Böylelikle ölçümdeki belirsizlik sadece alfa taneciklerinin yolunun geometrisine ve elektronik düzeneğe bağlı kalmaktadır. Darbeli nötron demeti kullanımı durumunda darbe sürelerindeki belirsizlik hata oranını etkileyen bir faktör olarak eklenmiş olacaktır.

Nötron uçuş zamanı ölçümündeki belirsizliğe Δt_n , nötron üreten hedefin kalınlığı ve nötron detektörünün boyutundan kaynaklanan yolun uzunluğunun belirsizliğine Δl denilirse, E_n nötron kinetik enerjisinin ölçümündeki belirsizlik

$$\Delta E_n = 2E_n \left[\left(\frac{\Delta l}{l} \right)^2 + \left(\frac{\Delta t_n}{t_n} \right)^2 \right]^{1/2} \quad (2.24)$$

şeklinde ifade edilir. Eğer $\Delta l/l \ll \Delta t_n/t_n$ ise

$$\frac{\Delta E_n}{E_n} = 2 \frac{\Delta t_n}{t_n} = 2v_n \frac{\Delta t_n}{l} \quad (2.25)$$

(2.24) ifadesinde ΔE_n enerji rezolüsyonunu geliştirmek için l uzaklığı mümkün olduğunca artırılmalıdır. Fakat laboratuvar koşullarının sınırlı olması ve kolimasyonun nötron sayısını düşürmesi nedeniyle bu mesafe 1.5 metre olarak seçilmiştir. Bu durumda nötron uçuş zamanındaki rezolüsyon 1.5 nanosaniye ve nötron detektörünün çapı 5 cm olduğundan enerji rezolüsyonu $\Delta E_n = 1.7$ MeV dir. Eğer nötron uçuş yolu (l) mesafesi 11 metre olsaydı enerji rezolüsyonu 200 keV kadar düşerdi [13].

2.3.2 Nötron Spektrumunu Açma Metodu

Nötron enerjisini ve akıyı ölçmek için bir önceki bölümde anlatılan nötron uçuş zamanı (TOF) ölçme tekniğinden başka bir diğer metot ise sürekli nötron demetinin bir organik sıvı sintilatör tarafından tesbit edilmesi ile elde edilen “tepilen proton” (recoil-proton) spektrumunun çeşitli açma (Unfolding) tekniklerini [15] kullanılarak nötron spektrumuna dönüştürülmesidir. Sayım hızı yüksek olduğundan sayım zamanı kısadır.

Bu teknikde kullanılan sıvı sintilatör NE 213 dür. Her iki teknikte de nötron detektörü olarak kullanılmaktadır. Veriminin yüksek olması ve mükemmel gama-nötron ayrımı yapma özelliklerine sahip olduğundan tercih edilmiştir. Bu detektörün performansı ve diğer özellikleri, aynı zamanda detektörden alınan spektrumun açılması için kullanılan teknik, Bölüm 4 de ayrıntılı bir şekilde anlatılmıştır.

BÖLÜM 3

NÖTRON UÇUŞ ZAMANINI ÖLÇÜM SİSTEMİ

Bu bölümde nötron uçuş zamanını ölçmek için yapılan sistemin tanıtımı ve yapılan testlerin sonuçları yer almaktadır.

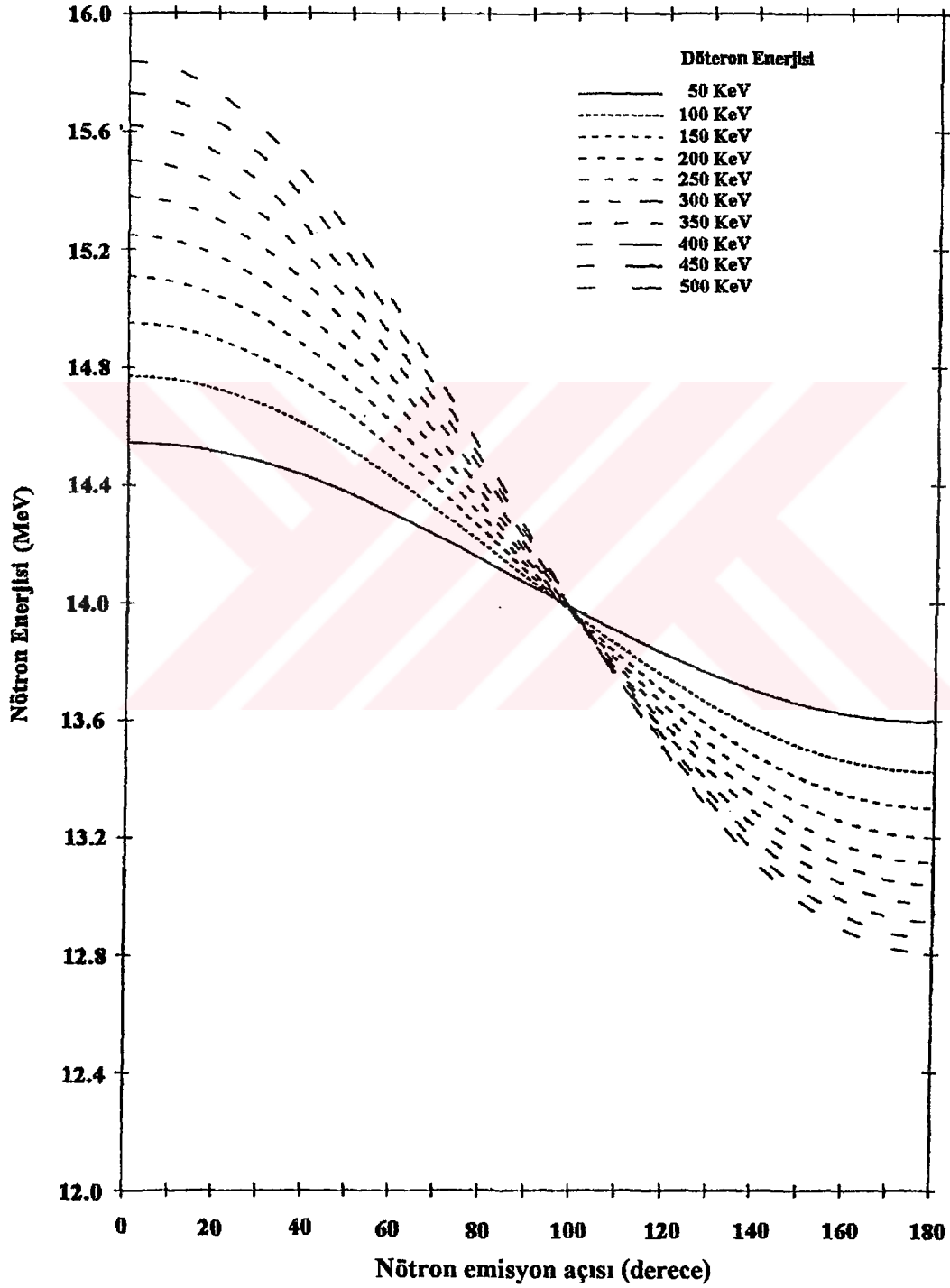
3.1. DÜŞÜK ENERJİLİ İYON HIZLANDIRICISI VE ORTAK TANECİK HEDEF ODASI

Düşük enerjili hızlandırıcılarla yüksek enerjili nötron uçuş zamanı deneyleri oldukça iyi sonuç vermektedir. [12] Bu çalışmada kullanılan 14 MeV enerjili nötronlar

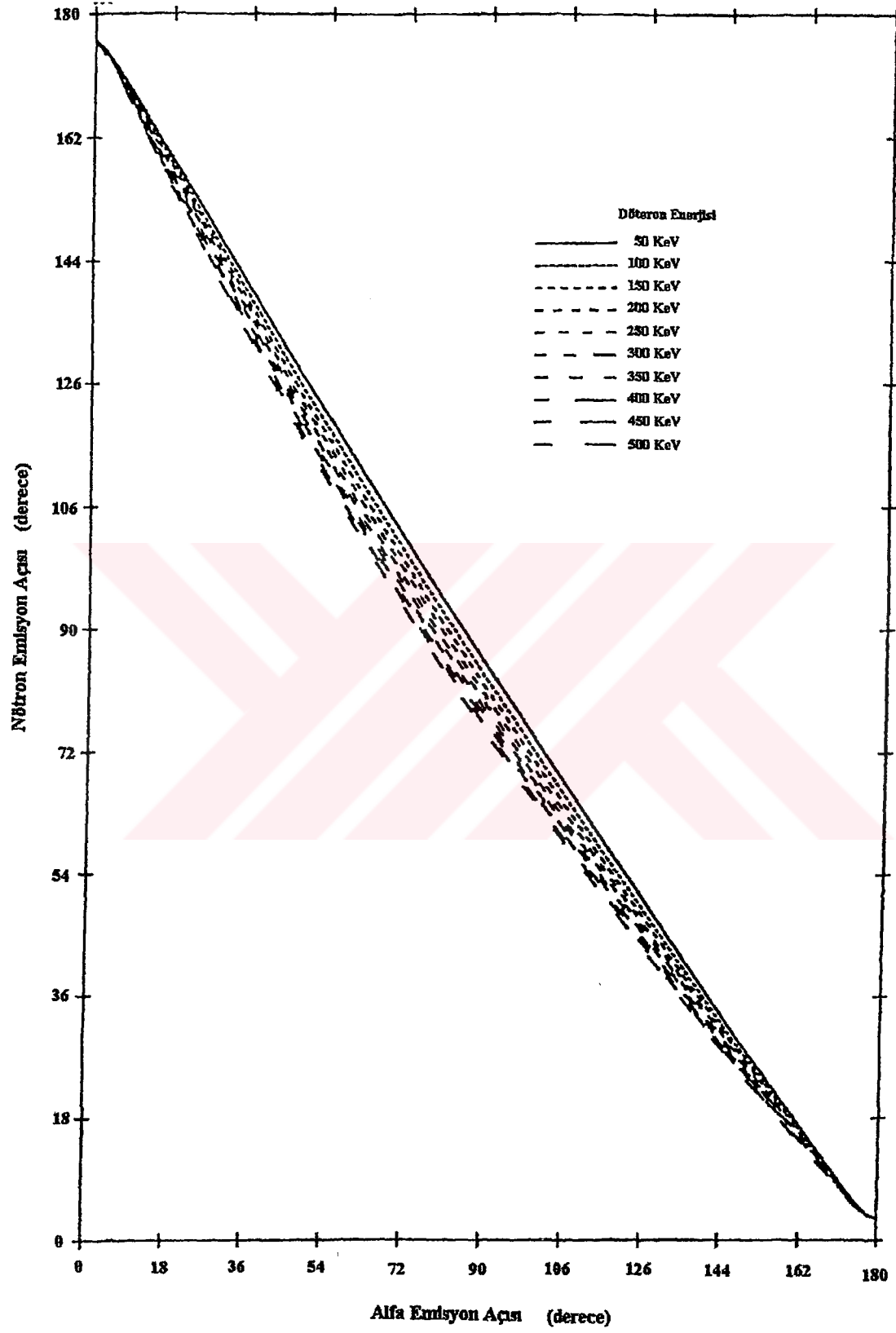


tepkileşimiyle elde edilmektedir. Bu tepkileşimin Q-değerinin yüksek olmasından dolayı, trityum hedefin düşük enerjili döteronlarla bombardıman edilmesi sonucunda yüksek enerjili (30 MeV' a kadar) nötronlar elde edilebilir. [13] Bu tepkileşimin kinematik hesapları sonucunda, nötron enerjisi ile açısı arasındaki ilişki ile nötron açısının alfa açısına olan bağımlılığı Şekil 3.1.a ve Şekil 3.1.b de görülmektedir. Buna göre tepkileşimde çıkan nötronların saçılma açısındaki duyarlılık, hızlandırılan döteronun enerjisinin artması ile artış göstermektedir. Aynı zamanda nötronun çıkış açısı ile alfanın açısı arasında bir ilişki (ortaklık) söz konusudur. Bu nedenle belli bir açıda çıkan alfalara karşılık gelen nötron açısı ve enerjisi kinematik hesaplamalardan [14, 16] bulunabilir.

Nötronların dedeksiyonu için kullanılan uçuş zamanı tekniğinde bir yüksek vakum ortamında (10^{-7} Torr) ortak tanecik hedef odası tasarlandı ve düşük iyon hızlandırıcısının sonuna eklendi.



Şekil 3.1.a: Nötron enerjisinin emisyon açısına bağımlılığı



Şekil 3.1.b: Nötron ile alfa açıları arasındaki bağımlılık

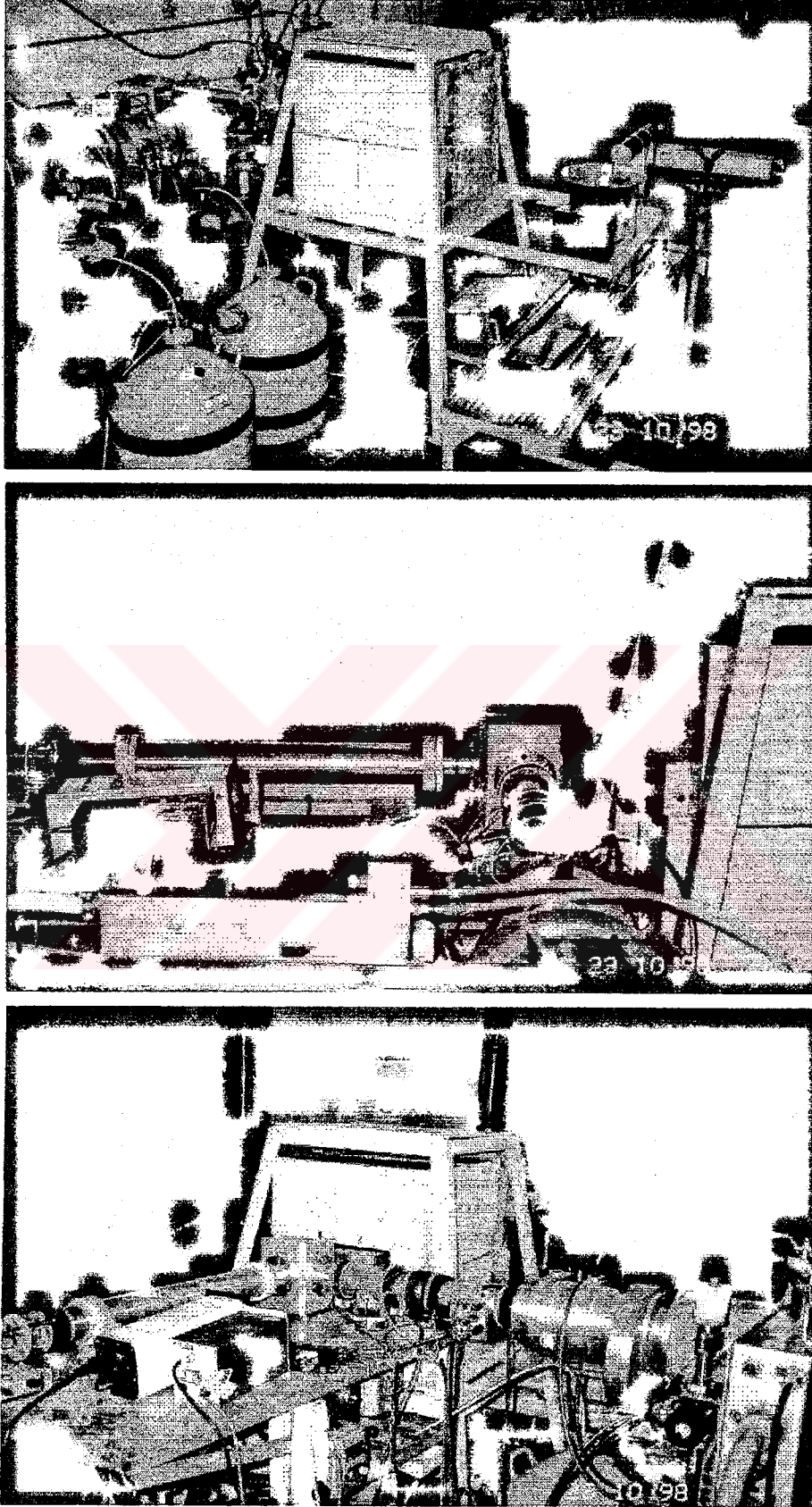
Bu çalışmada kullanılan düşük enerjili iyon hızlandırıcısı (Şekil 3.2.a) 150 kV luk Fransız SAMES firmasının yapımı olan J-15 dir. [17] Bu hızlandırıcıyla p, d, gibi hidrojenin izotopları hızlandırılabilir. 1972 yılının başlarında Milli Savunma Bakanlığına bağlı AR-GE laboratuvarında ilk olarak çalıştırılmış, 1980 yılında hizmet dışı kalmıştır. Daha sonra Boğaziçi Üniversitesi Nükleer Mühendislik Bölümüne devredilen cihaz 1993 yılında ÇNAEM-Fizik Bölümüne getirilmiştir. Hızlandırıcının yüksek vakum sistemi ve yüksek gerilim sistemleri tekrar elden geçirilerek hizmete sokulmuştur. Şekil 3.2.b de J-15 hızlandırıcısının kontrol odası ve sayım sistemleri görülmektedir.

3.2. ORTAK TANECİK ALFA DETEKTÖRÜ

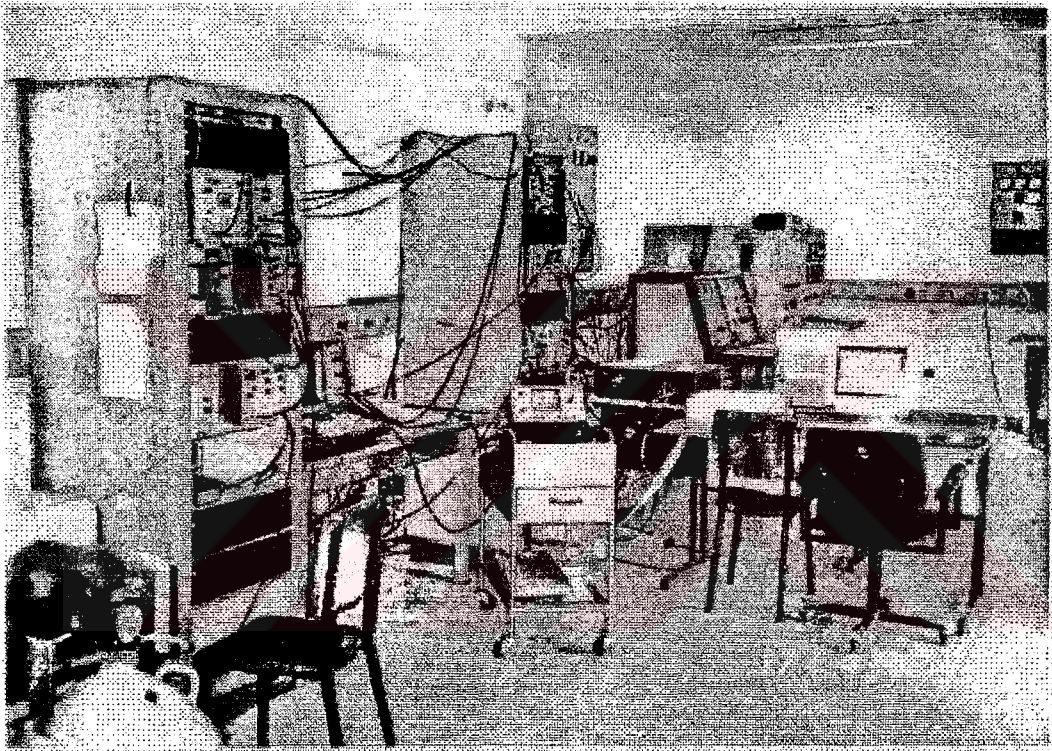
Alfa detektörü ortak tanecik hedef odasının en önemli parçalarından biridir. Bu detektörde, hızlandırılan döteronların trityum hedefte meydana getirdiği reaksiyonların ürünleri detekte edilmektedir. Buna göre ^4He (alfa) ya ek olarak

- Birincil ve saçılan nötronlar,
- Coulomb saçılmasından dolayı döteronlar,
- Hızlandırılan döteronların zamanla hedef üzerinde birikmesinden dolayı oluşan $^2\text{H}(d,n)^3\text{He}$ tepkileşiminden ^3He ler,
- $^2\text{H}(d,p)^3\text{H}$ tepkileşiminden tritonlar,
- $^3\text{He}(d,p)^4\text{He}$ tepkileşiminden alfa (^4He) lardır.

Zamanlama deneylerinde hızlı sinyallerin kullanılması gerektiğinden, alfa detektörü için plastik sintilasyon detektörü (NE-102A) [18] tercih edildi. Bu detektör aynı zamanda gama, beta ve hızlı nötronların [19] tespiti için de kullanılmaktadır. Deneyde detektör kalınlığı ise 0.5 mm olarak seçilmiştir. Coulomb saçılmasından gelen döteronların sayısının çok olmasından dolayı detektörün 1 cm önüne 2 μm kalınlığında Goodfellow firmasından alınan %99.1 saflıklı Alüminyum folyo konuldu. Alüminyum folyo için 3.5 MeV alfaların enerji kaybı 0.42 MeV olarak hesaplanmıştır. [19] Aynı zamanda NE-102A plastik detektörü içinde 3 MeV alfaların erişim mesafesi 10 μm dir ve %100 verim [18] ile dedekte edilmektedir. 14 MeV nötronlar için alfa detektörünün nötron verimi ise %0.2 dir. [20]

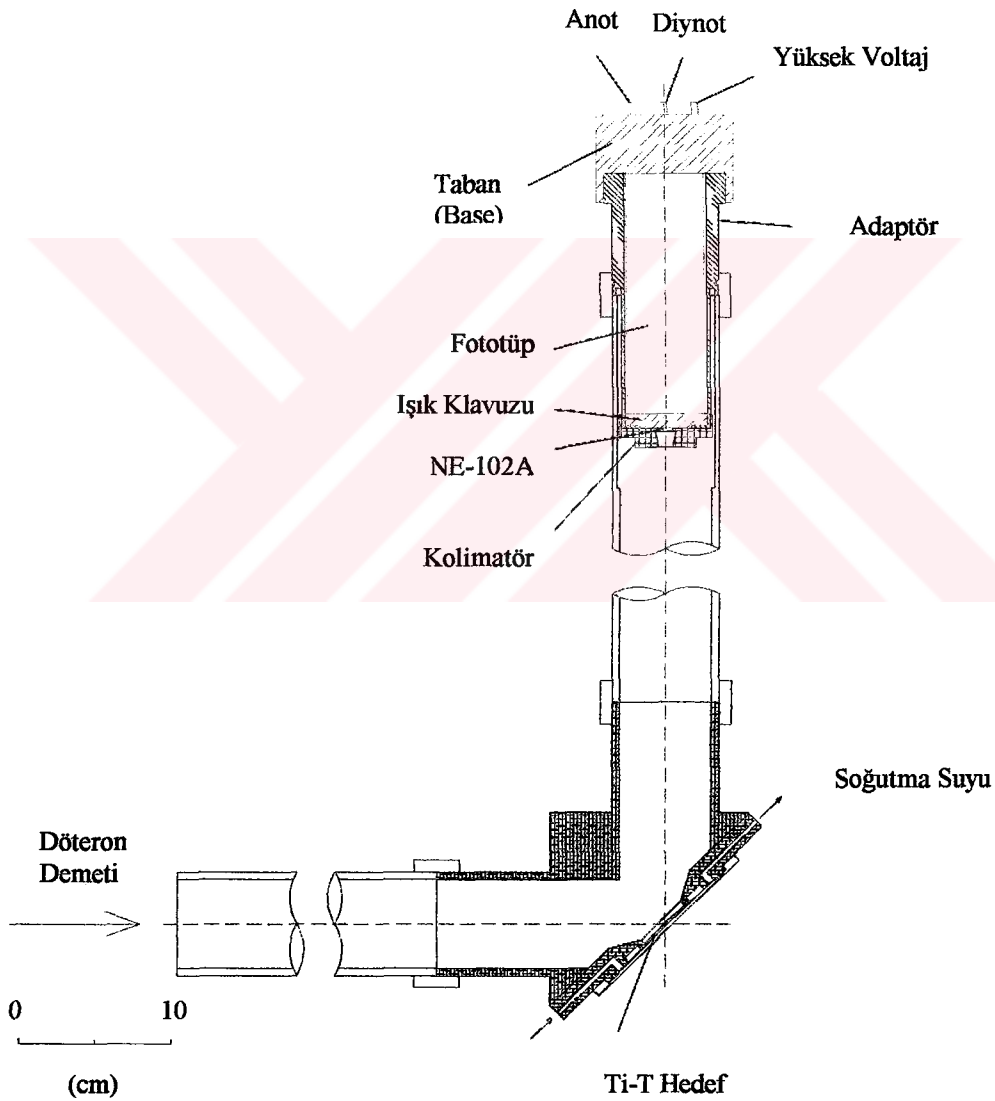


Şekil 3.2.a: Deney düzeneğinin üç farklı yönden fotoğrafları



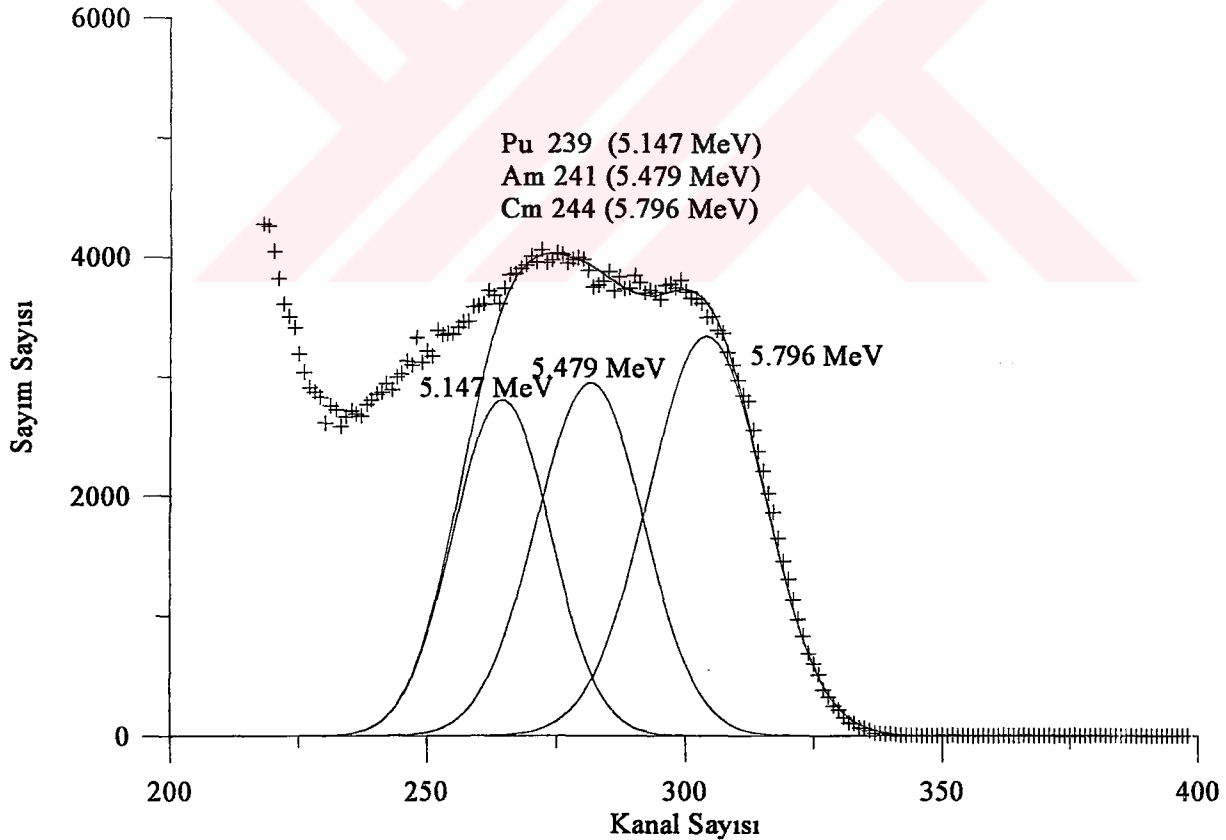
Şekil 3.2.b: Sayım ve hızlandırıcı kontrol sistemlerinin bulunduğu odaya ait fotoğraf

Şekil 3.3 de görüldüğü gibi alfa detektörü, saydamlaştırılmış pleksiglas cam üzerine silikon gress yağı ile yapıştırıldı. Pleksiglasın aynı zamanda vakum ile atmosfer ortamlarını birbirinden ayıran bir görevi de bulunmaktadır. Daha sonra alfa detektörüyle birlikte bu parça bir adaptör kullanılarak fotoçoğaltıcı tüpe (Photomultiplier-PM) monte edildi. Fototüpün (Philips XP2020) diynotlarının beslemesi için bir taban (Base) kullanıldı. Bu çalışmada Base'in çalışma voltajı $-2000V$ olarak seçilmiştir. Böylelikle zamanlama deneyleri için hem anotdan hızlı darbeler, hem de diynot çıkışı ilede lineer darbeler elde edilmiş oldu.

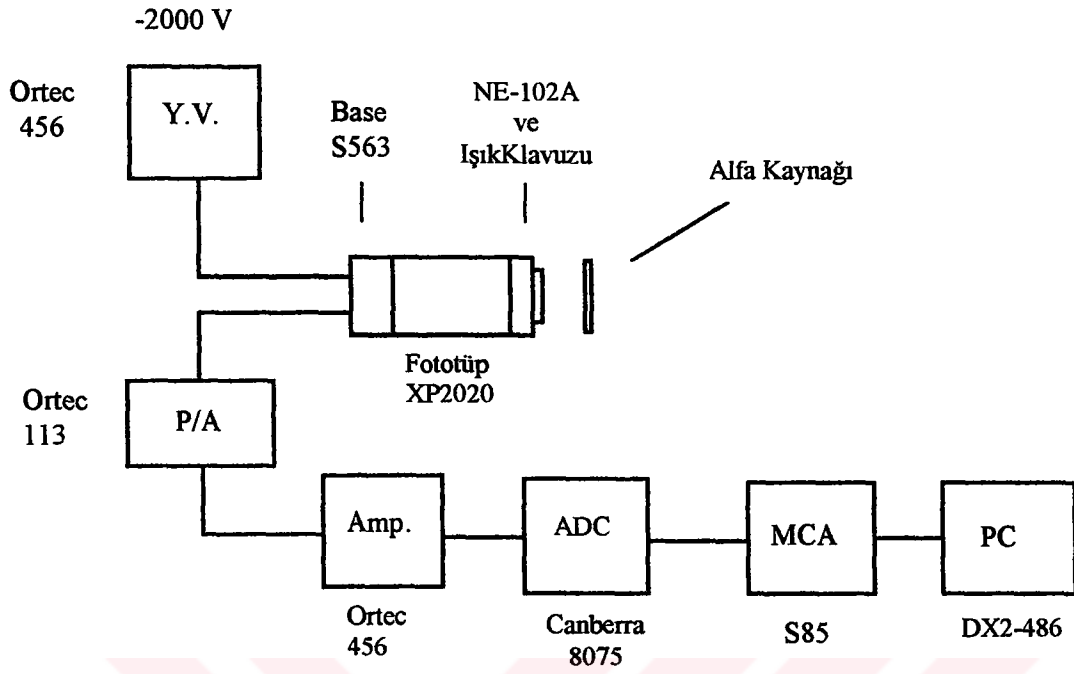


Şekil 3.3: Ortak tanecik hedef odasının teknik resmi

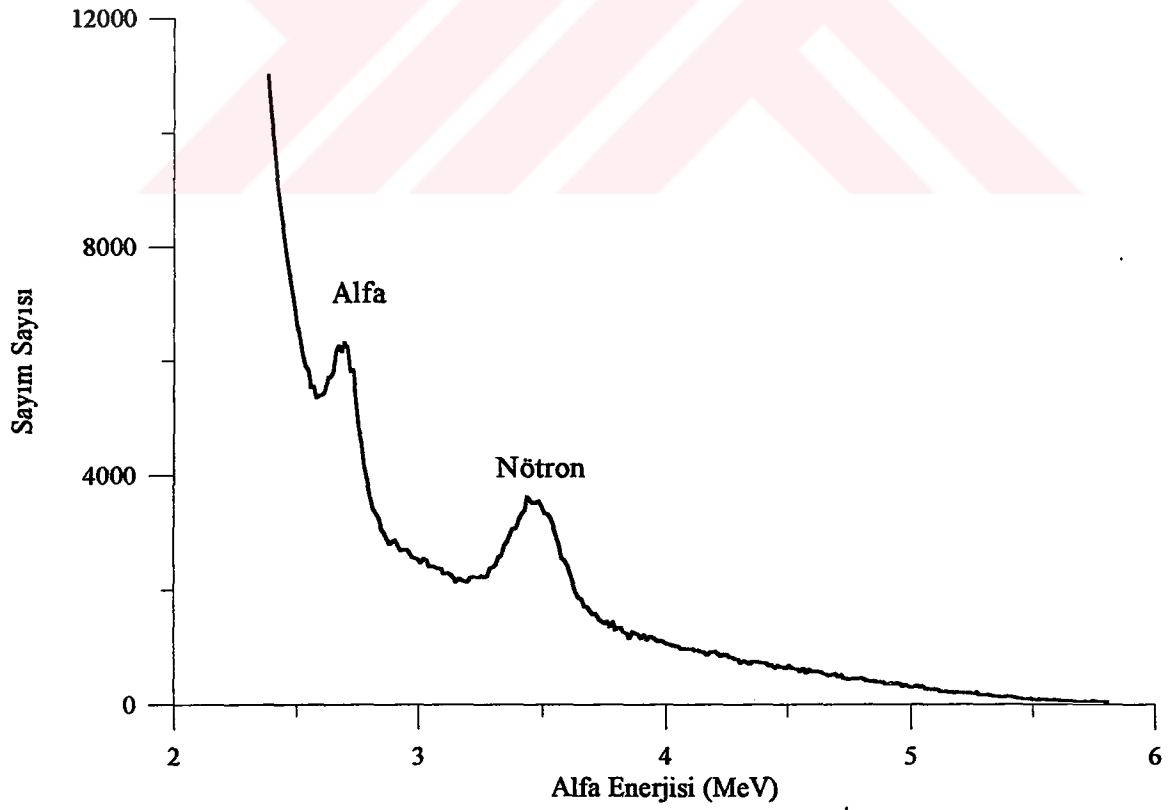
Alfa detektörünün enerji kalibrasyonunu yapabilmek için bir karışık alfa kaynağı kullanıldı. Amersham Int. firmasının üretmiş olduğu bu kaynak [21] ^{241}Am , ^{244}Cm ve ^{239}Pu radyoizotoplarından oluşmaktadır. Bu kaynakla alınan alfa spektrumu Şekil 3.4 ve sayım sistemi Şekil 3.5 de görülmektedir. Şekilde de görüldüğü gibi detektörün ayırma gücünün iyi olmaması nedeniyle alfa tepeleri birbirine çok yakındır. Bu tepeleri ayırabilmek için alfa spektrumuna üç farklı Gaussiyen fonksiyonu oturtulmuştur. Elde edilen her gaussiyen eğrisinin tepe noktalarına ait kanal numaraları sırasıyla (Am^{251} (5.479 MeV), Cm^{244} (5.796 MeV), Pu^{239} (5.147 MeV)) enerjilerine karşılık gelmektedir. Böylelikle bu kanal numaralarına karşılık gelen enerji değerlerine bir lineer uyum eğrisi (kalibrasyon fonksiyonu) bulundu. Yapılan enerji kalibrasyonu ile $^3\text{H(d,n)}^4\text{He}$ tepkileşimi sonucu alınan alfa spektrumu Şekil 3.6 da görülmektedir. Burada görüldüğü gibi 3.5 MeV' a karşılık gelen tepe, NE-102A detektörünün önünde bulunan alüminyum folyo içinde enerji kaybetmesinden dolayı biraz daha düşük enerji bölgesinde çıkmaktadır.



Şekil 3.4: Karışık alfa kaynağı ile alınan kalibrasyon spektrumu



Şekil 3.5: Karışık alfa kaynağı ile alınan spektruma ait dedeksiyon sistemi



Şekil 3.6: $T(d,n)\alpha$ reaksiyonuna ait alfa spektrumu

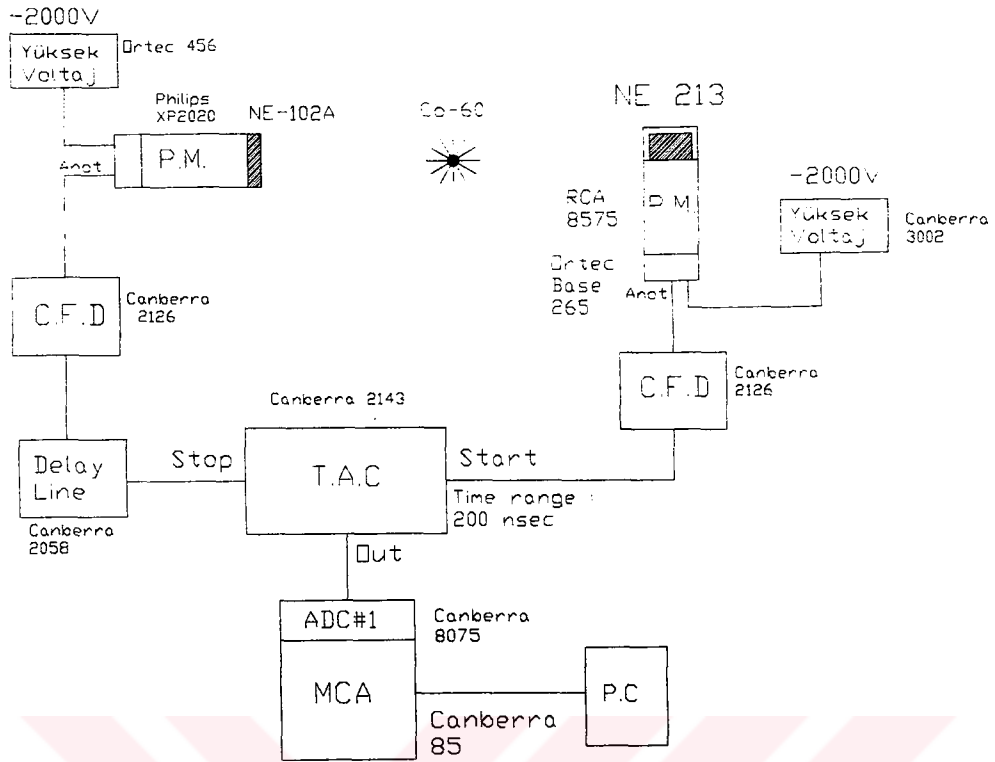
3.3. NÖTRON DETEKTÖRÜ

Nötron uçuş zamanını ölçme (TOF) metodunun başarısı nötron detektörünün iyi bir zamanlama özelliğine sahip olmasına bağlıdır. Bu nedenle TOF metodunda enerji rezolüsyonu sistemin zaman rezolüsyonu ile doğru orantılıdır. Bunun için zaman rezolüsyonu 1 ns civarında beklenmektedir. Bir önceki bölümün TOF ile ilgili kısmında (2.26) ifadesine bakılacak olursa, uçuş yolundaki belirsizlikte enerji rezolüsyonunu etkileyen faktörlerden biridir. Uçuş yolundaki (Δl) belirsizlik detektörün ölçüleri ile ilgilidir. Detektörün, nötronun geliş doğrultusundaki boyutu (detektör çapı) ne kadar büyük olur ise belirsizlik o kadar artar. [13]

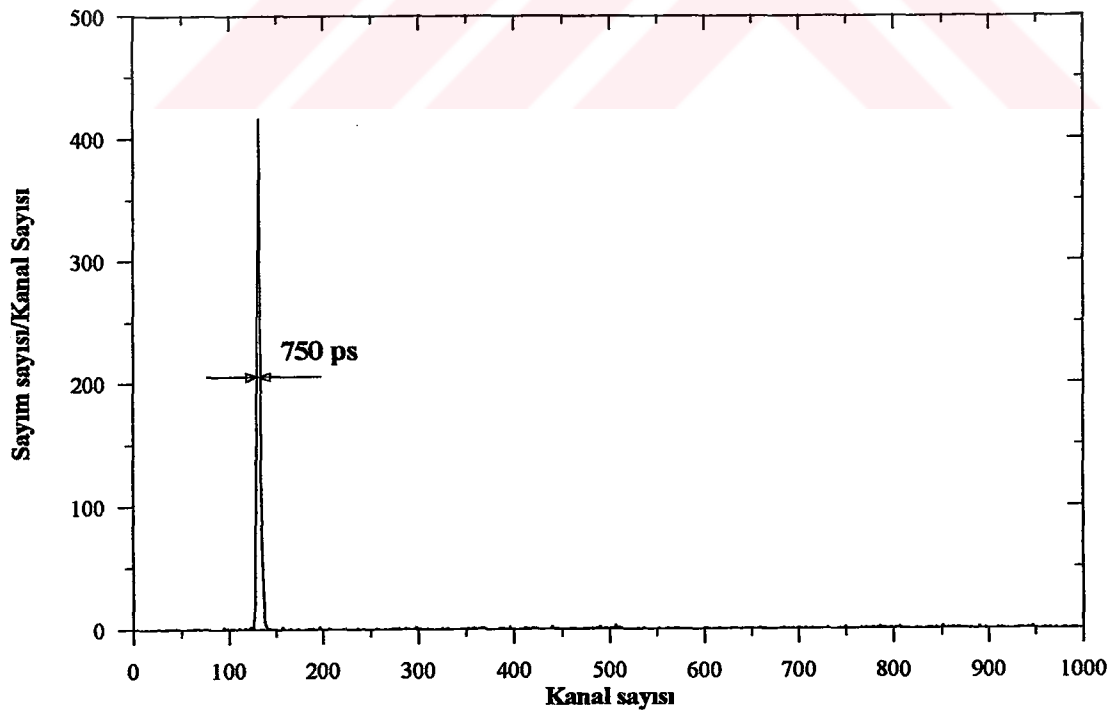
Bu çalışmada nötron detektörü olarak NE-213 sıvı sintilasyon detektörü kullanılmıştır. Detektör 5cm çapında ve 5 cm yüksekliğindedir. Bu detektöre RCA 8575 fototüpü ve bu tüpü beslemek için bir taban (Base) [22] bağlandı ve tabana ise bu çalışma süresince -1700 V yüksek gerilim uygulandı. Detektör hakkında daha ayrıntılı bilgi 4. bölümde bulunmaktadır.

Alfa ve nötron detektörlerinin oluşturduğu sistemin zaman rezolüsyonunu ölçmek için ^{60}Co gama kaynağı kullanılmıştır. Bu kaynağa ait bozunum şemasına [23] bakılacak olur ise β^- bozunumu ile ^{60}Ni 'a geçiş yapmaktadır. Bu geçiş sonunda 1173.32 keV ve 1332.5 keV enerjilerde %100 geçiş olasılığına sahip iki gama ışıması olmaktadır. Bu iki ışımanın arasındaki zaman farkı 0.72 ps olmasından dolayı ışımlar sanki aynı anda kaynaktan çıkıyormuş gibi kabul edilebilir. Bu kaynak ile ortak tanecik detektörü ve nötron detektöründen oluşan TOF sisteminin (Şekil 3.7) zaman rezolüsyonunu ölçebilmek için her iki detektörden gelen hızlı (zamanlama) darbeler iki ayrı CFD ünitesinden [24] geçtikten sonra TAC ünitesinde [25] "start" ve "stop" girişlerine verilir. ADC ünitesi [26] ile sayısallaştırılan zamanlama darbeleri ile elde edilen spektrumda (Şekil 3.8) zaman rezolüsyonu 750 ps bulundu.

Nötron uçuş zamanını ölçme (TOF) sisteminin zaman rezolüsyonunu test etmek için $^3\text{H}(d,n)^4\text{He}$ tepkileşimi sonucundaki nötronlar ve alfalar kullanıldı. Bunun için Şekil 3.9 daki sistem kuruldu. Burada denklem (2.23) deki hesaplama nötronun uçuş zamanı 1.5 m için 29 ns olarak bulundu.

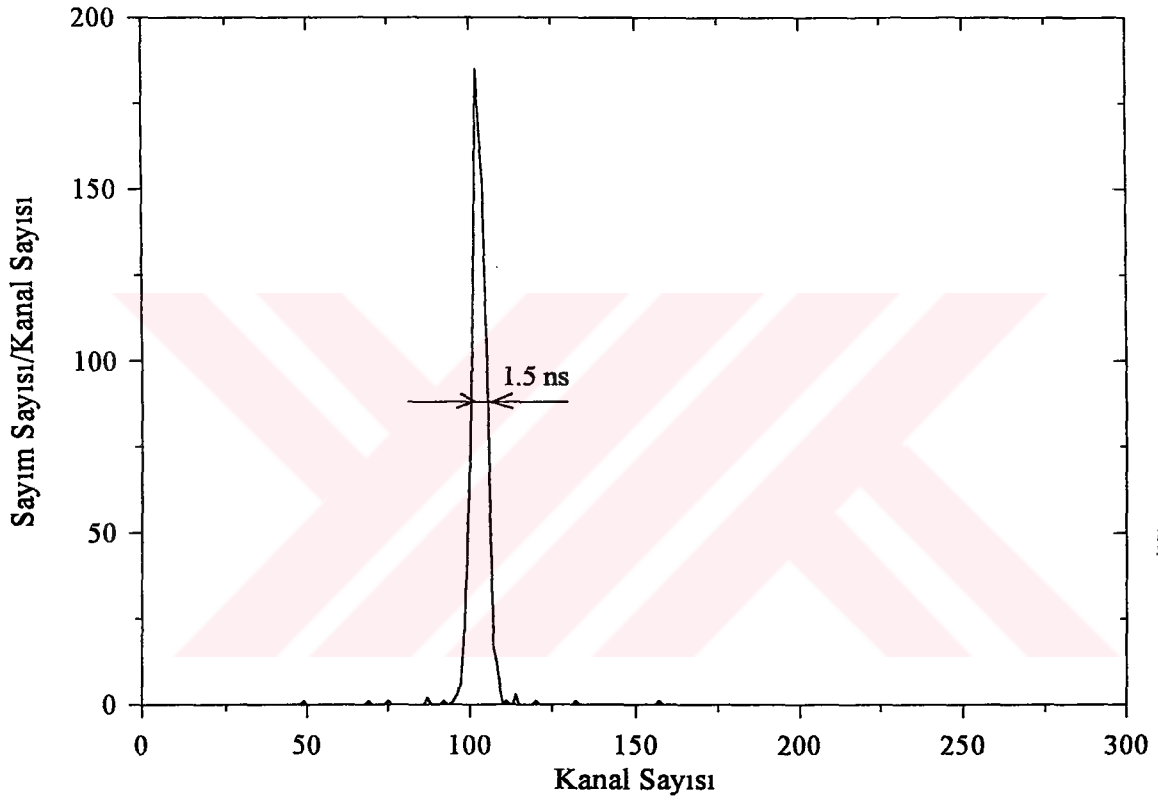


Şekil 3.7: Co-60 kaynağı ile alınan TOF spektrumunun dedeksiyon sistemi



Şekil 3.8: Co-60 kaynağına ait TOF spektrumu

Buna göre, nötron NE-213 'e daha kısa zamanda geldiğinden dolayı bu detektörden gelen sinyaller TAC (Time to Amplitude Converter) ünitesinde “başla” sinyali olarak kullanıldı. Alfa detektöründen (NE-102A) gelen hızlı sinyaller ise “dur” sinyali olarak kullanıldı. Detektörün alfa verimi %100 iken, nötron verimi %15 civarında olmasından dolayı, sayım esnasında toplam ölü zaman (dead time) düşürülmüş olmaktadır. Bu durumda, ölçülen 1.5 ns kadar ki zaman rezolüsyonu (Şekil 3.10) için enerji rezolüsyonu 1.7 MeV olarak hesaplanmıştır.



Şekil 3.10: 14 MeV nötronlara ait TOF spektrumu

BÖLÜM 4

NÖTRON SPEKTRUMUNU AÇMA METODU

Bu bölümde NE-213 sıvı sintilasyon detektörü içinde nötronların meydana getirdiği olaylar, detektörün genel yapısı, nötronların sebep olduğu gamaların Darbe Şekil Ayırıcısıyla (PSD) ayıklanması, detektörün kalibre edilmesi ve diğer testler anlatılacaktır. Bunun yanında katlanmış (fold) tepilen proton spektrumunun açılması (unfolding) probleminin çözümü ve bilgisayar kodunun genel tanıtımı yapılacaktır.

4.1 NÖTRON DETEKTÖRÜ

Bölüm 3 de nötron detektörünü oluşturan elemanlar hakkında verilen bilgilere ek olarak bu bölümde nötron detektöründen alınan iki tip sinyalin gördüğü çeşitli işlemler ve işlemleri yapan elektronik üniteler hakkında bilgiler verilecektir.

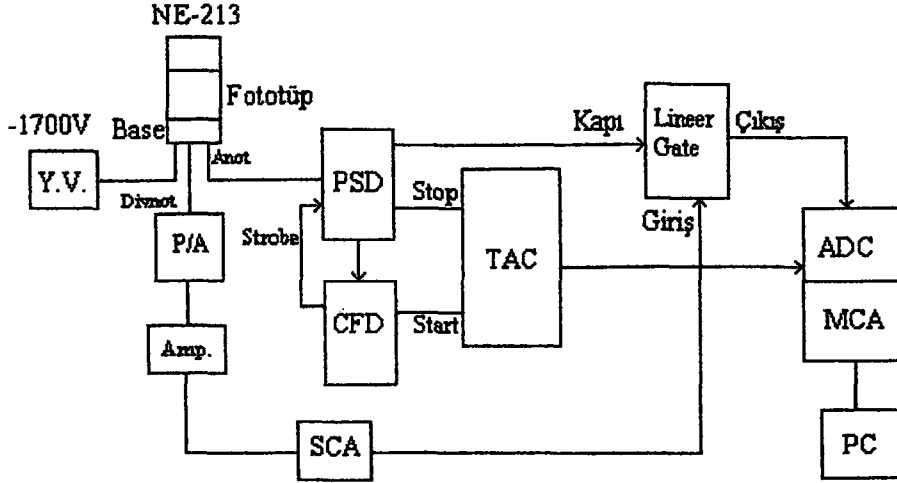
Nötronlar çevredeki malzeme ve hedef bölgesinde yapmış olduğu çeşitli etkileşmeler sonucunda bir gama salınımına sebep olurlar. Aynı zamanda NE-213 sıvı sintilasyon detektörü gamalar için de duyarlı olduğundan fototüpün anodundan alınan hızlı zamanlama sinyalleri içinde nötron yanında gama sinyalleri de bulunmaktadır. Bu sinyallerin birbirinden ayırt edilebilmesi için “Darbe Şekil Ayırıcısı” (Pulse Shape Discriminator – PSD) [27] kullanılmalıdır. Bu ünitenin çalışma prensibi daha ayrıntılı olarak anlatılacaktır.

4.2 DARBE ŞEKİL AYIRICISI (PSD)

Bu ünite, aynı zamanda bir “Sabit Orantı Ayırıcısı” (Constant Fraction Discriminator – CFD) [28] ile birlikte kullanılır. Bu iki ünitenin bağlantısı ayrıntılı olarak Şekil 4.1 de görülmektedir. PSD fototüpün anot çıkışındaki darbelerin şekline göre ayırma yapabilmektedir. Bunun için darbelerin “yükselme zamanı” kullanılmaktadır. Bu nedenle bu ünitenin diğer bir adı da “yükselme zamanı ayırıcısı” dır. Darbenin şeklindeki farklılıklar, detektör içindeki sintilasyonu oluşturan taneciklerin cinsinden kaynaklanmaktadır. Böylelikle hızlı nötron detektörü olarak kullanılan organik sintilatörde gamalardan kaynaklanan background ayıklanmış olur.

Bu çalışmada kullanılan PSD ünitesi [27] TU-Munich de geliştirilmiştir. Kullanılan teknik “sıfır kesim” (Zero – crossing) devresine benzemektedir. Bu tekniğin en önemli avantajı minimum ayar ile sistemin hızlı bir şekilde kontrol edilmesi ve çok büyük dinamik aralıkta çalışmasıdır. Bu ünite ile birlikte kullanılan sabit orantı ayırıcısı zamanlama sinyallerinin işlenmesinde kullanılan en önemli ünedir. Sabit orantı tekniğinde devreye gelen sinyalin bir kısmı geciktirilir. Geciktirilmiş sinyalin genliği belli oranda değiştirilip, giriş sinyalinden çıkarılır. Böylelikle bir çift kutuplu sinyal üretilir ve bu sinyalin sıfır kesim noktası (zero – crossing) tesbit edilir ve bir çıkış darbesi üretilir. Gecikme zamanı, ünite önünde bulunan iki gecikme bağlantı noktası arasına uygun boyda kablo bağlanarak tesbit edilir. Bu işlem her uygulama için optimize edilir. Bu optimizasyon giriş sinyalinin nominal genişliğine ve yükselme zamanına bağlıdır. [28]

CFD nin zaman çıkışlarından biri, PSD’ de gama ile nötron sinyallerinin sıfır kesim noktasının yerinin belirlenmesi için “strobe” sinyali olarak kullanılır. Böylelikle strobe sinyali ile gamalar ve nötronlar birbirinden ayrılmış olur. Geriye ise nötron zamanlama darbeleri kalır. Daha sonra foto tüpün 10. diynot çıkışından alınan lineer sinyaller ayıklanmış zamanlama darbeleri ile kaplanır. Böylelikle istenilen enerji bölgesindeki nötronlara ait tepilen proton sinyalleri elde edilir. Bu sinyaller Analog Dijital Çevirici (ADC) ve Çok Kanallı Analizör (MCA) [29] ile darbe yükseklik spektrumu haline getirilir.



Şekil 4.1: NE-213 detektörüne ait elektronik blok şeması

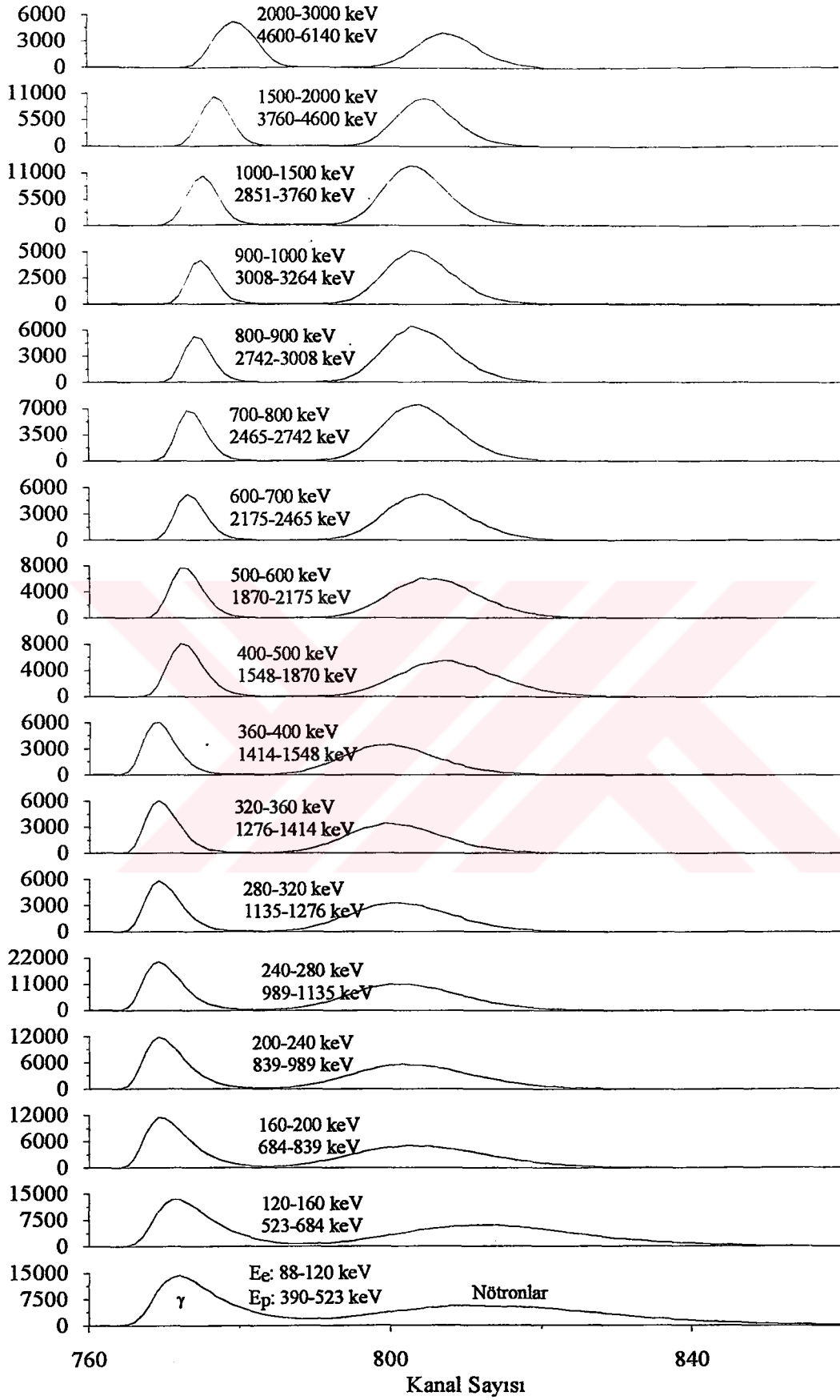
4.3 DARBE ŞEKİL AYIRICISININ PERFORMANSININ İNCELENMESİ

Darbe Şekil Ayırıcısının, çeşitli enerji aralıklarında gama - nötron ayırımının nasıl değiştiğini göstermek için bir dizi deney yapıldı. Bu amaçla $^{241}\text{Am-Be}$ (30mCi) nötron kaynağı NE-213 sintilatörünün yakınına yerleştirildi ve artan çeşitli kapılama (gating) enerji aralıklarında nötron-gama ayırımının belirginleşmesi görüldü (Şekil 4.2). Aynı zamanda her alınan spektruma ait “Figure-of-Merit” değerleri hesaplandı.[19]

Şekil 4.3 de de görüleceği gibi CFD’ nin çeşitli eşik (threshold) enerjilerinde (0.24 MeV ve 0.5 MeV) alınan nötron-gama spektrumlarında gama tepesi ile vadi arasındaki oranlar 1/197, 1/220 olarak bulundu. Buradanda anlaşılacağı gibi CFD de eşik enerjisi artırıldıkça ayırım belirgin hale gelmektedir. Bu nedenle deney süresince eşik değeri 0.5 MeV olarak alınmıştır.

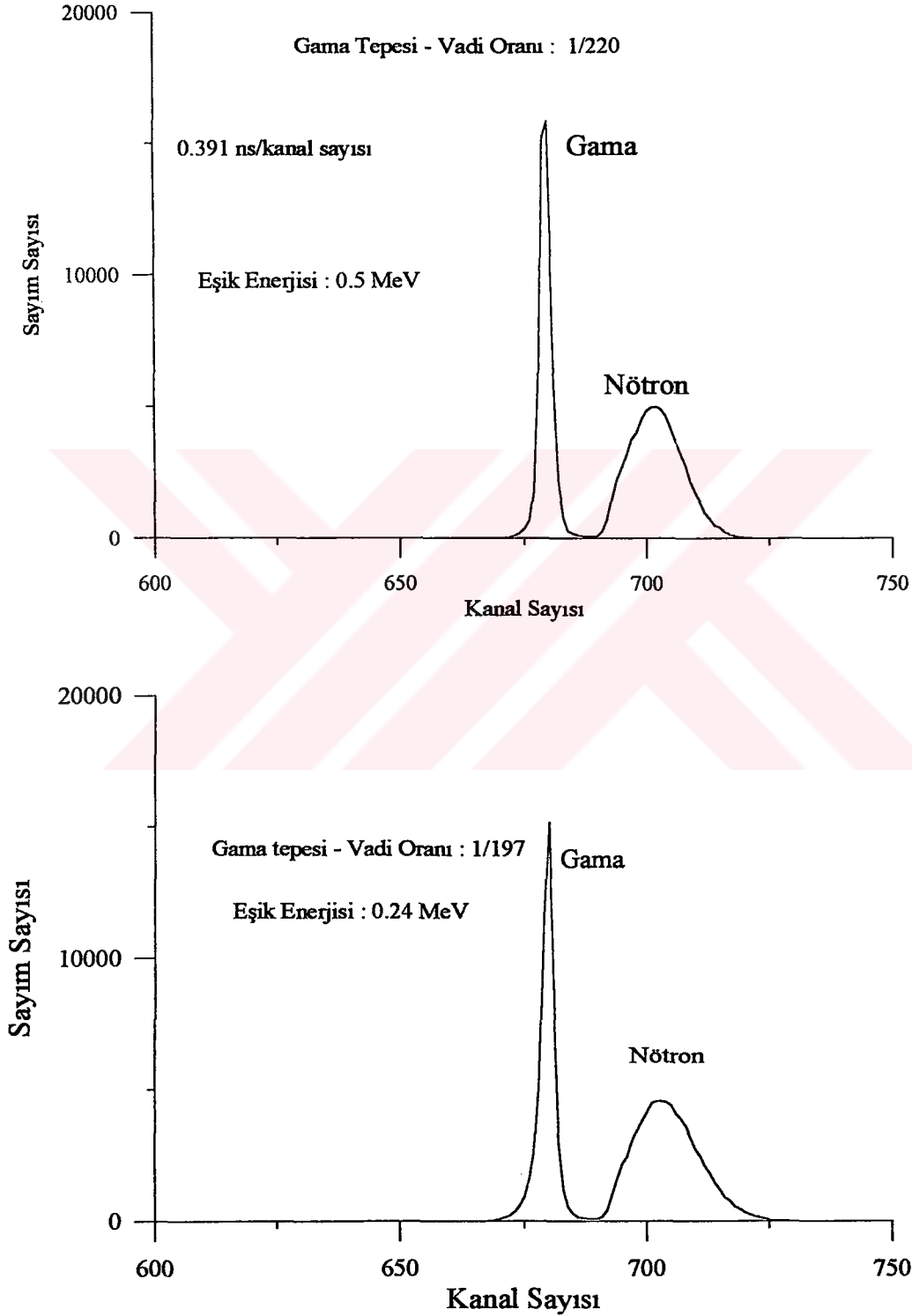
4.4. NÖTRON DETEKTÖRÜNÜN KALİBRASYONU VE REZOLÜSYONU

NE-213 sıvı sintilasyon detektörünün enerji kalibrasyonu için bilinen enerjilerde gama kaynakları kullanılmıştır. Verbinski tarafından [30] ölçülen gama kaynaklarına ait darbe yükseklik dağılımları için bir “standart ışık birimi” tanımlanmıştır. Bu tanım; ^{22}Na gama kaynağının 1.275 MeV enerjili gamalarına ait



Şekil 4.2: Darbe şekil ayırıcısının (PSD) performansı

“Compton kenarı”nın yarı yüksekliğinin 1.13 ‘ü 1 ışık birimi (L) olarak yapılmıştır. [30] Bunun yanında deneyde kullanılan analizörün (MCA) mutlak darbe yükseklik kalibrasyonu için sıfırlanmış olması gereklidir. Böylelikle her darbe yükseklik spektrumunun sıfır kanalı sıfır enerjiye getirilmiş olur. Enerji kalibrasyonu için yedi



Şekil 4.3: PSD ile çeşitli eşik enerjilerinde nötron-gama ayrımı

adet standart gama kalibrasyon kaynağı kullanıldı. Gamaların enerjileri ile tepilen elektronların enerjileri arasında (Compton Saçılmasında saçılma açısı 180^0 için)

$$E_e = \frac{2E_\gamma^2}{(511 + 2E_\gamma)} \quad (4.1)$$

şeklinde ilişki vardır. Enerji kalibrasyonunun yapılabilmesi için Compton kenarı kullanılacaktır. Bunun için bir çok yaklaşımlar bulunmaktadır. Bunlardan Beghian, Wilensky ve Burrus'un [31] yaklaşımı kullanılmıştır. Buna göre Compton dağılımının keskin kenarına ait tepenin $2/3$ ü, maksimum tepilen elektron enerjisini en iyi şekilde belirler. Kullanılan yedi gama kaynağına ait Compton kenarlarının (E_c) $2/3$ ü enerji kalibrasyonu ve sıfır kesim (intercept) noktasının tayini için kullanılmıştır. Her gama enerjisine tekabül eden Compton kenarlarına ait Kanal Sayısı (KS) değerleri Tablo 4.1 de bulunmaktadır. Şekil 4.4 de kalibrasyon için kullanılan kaynaklara ait spektrumlar görülmektedir.

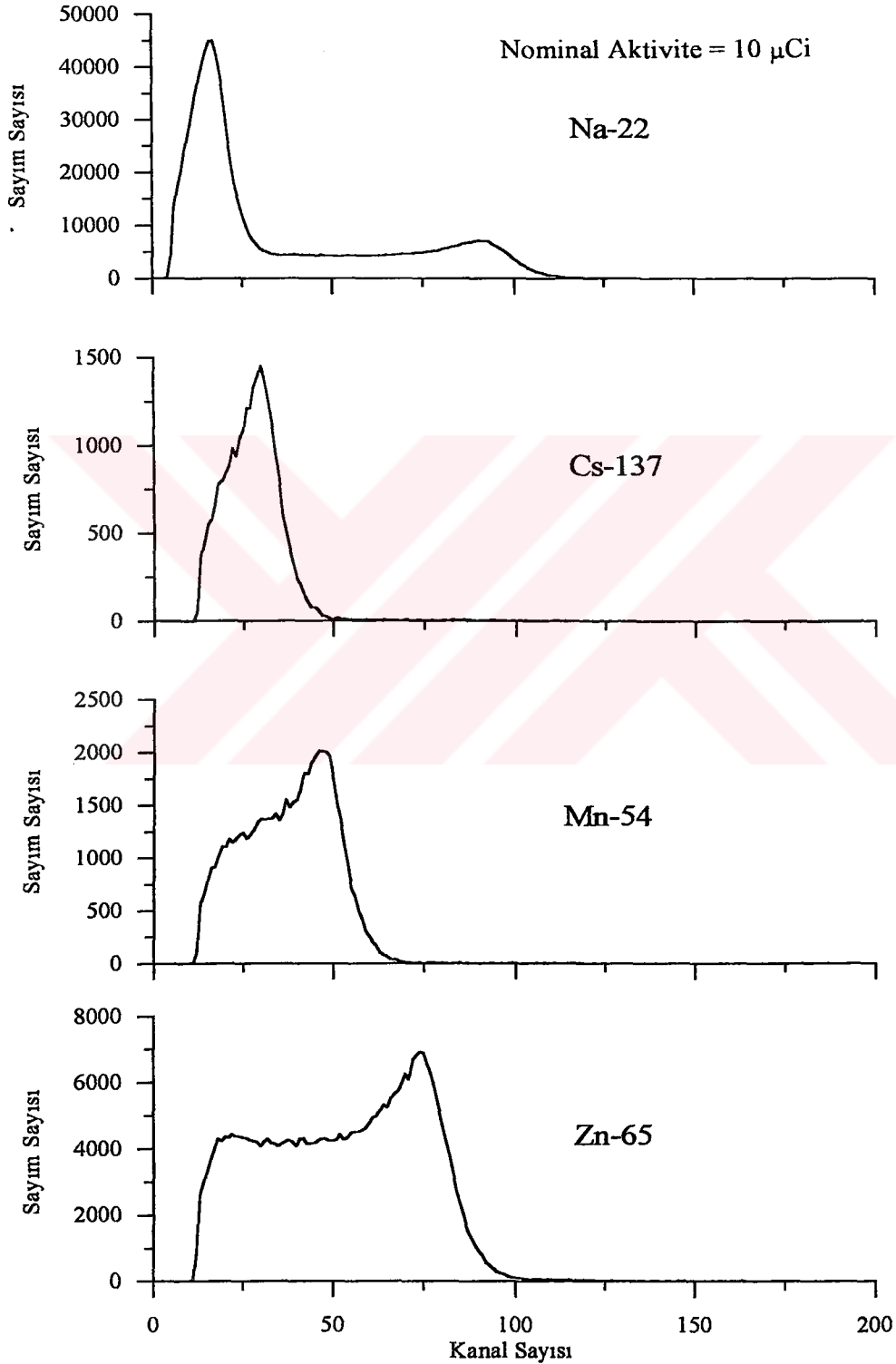
Tablo 4.1: NE-213 Detektörünün Enerji Kalibrasyonunda Kullanılan Gama Kaynakları

Kaynaklar	Yarı Ömrü ($T_{1/2}$)	E_γ (keV)	Compton Enerjisi E_c (keV)	E_c (KS#)	Γ (KS#)
^{22}Na	950.4 gün	1275	1062	98	21
^{54}Mn	312.5 gün	835	639	52	11
^{65}Zn	244 gün	1115	908	81	19
^{228}Th	1.91 yıl	2615	2382	238	36
^{60}Co	5.271 yıl	1334	1118	104	22
^{137}Cs	30 yıl	662	477	34	9
$^{12}\text{C}^*$	431 yıl ¹	4420	4178	429	57

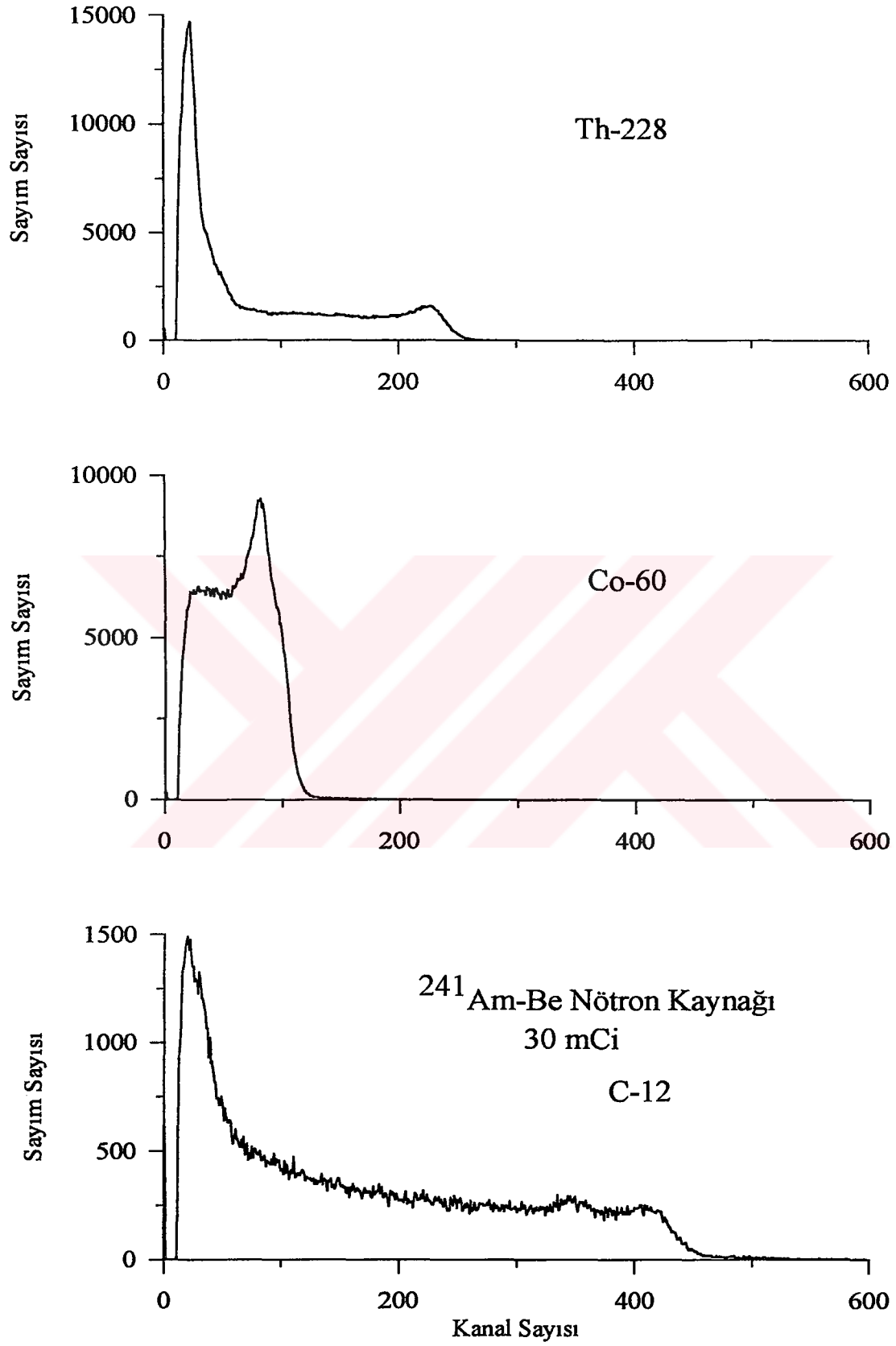
Burada son spektruma ait gama kaynağı ($^{12}\text{C}^*$, 4.42 MeV) $^{241}\text{Am-Be}$ kaynağının içinde $^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}^*$ reaksiyonu ile oluşmaktadır. Bu enerjideki gamaları sayabilmek için PSD' yi kullanarak gamalar nötronlardan ayrıldı ve lineer kapı

¹ ^{241}Am radyoizotopunun yarı ömrü ile aynıdır.

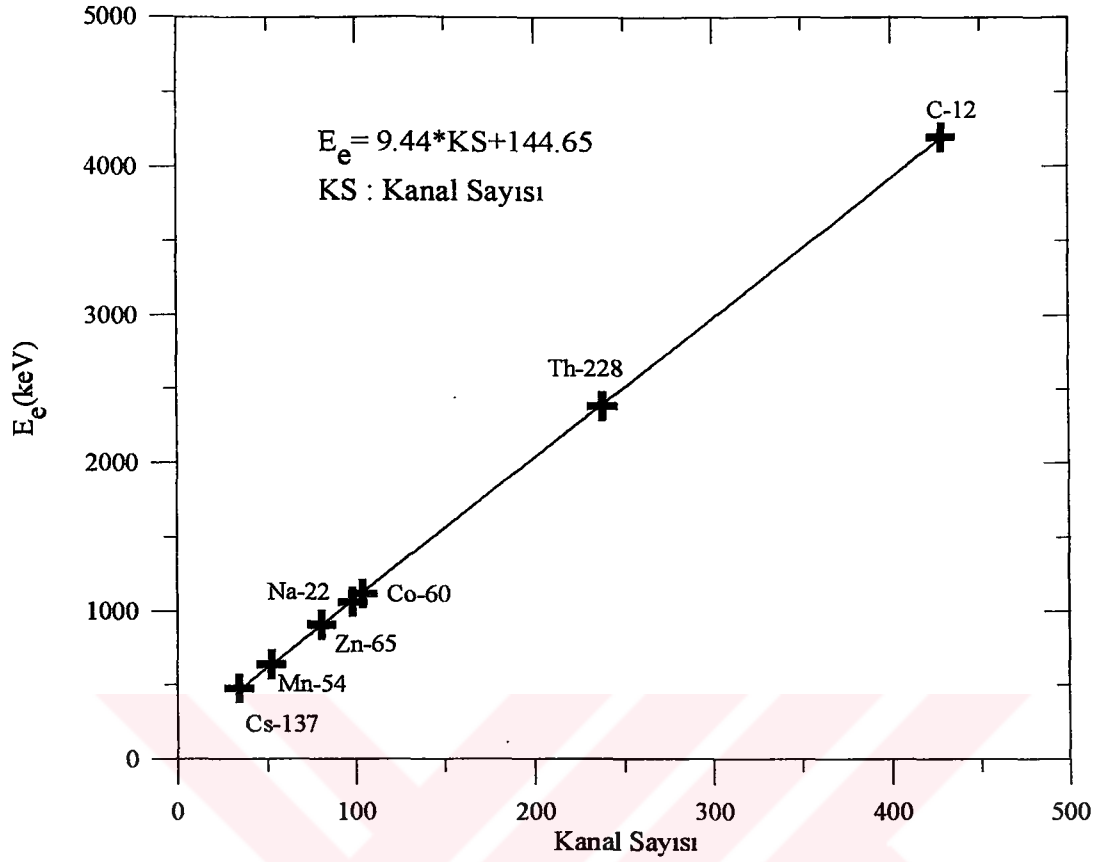
devresi sayesinde sadece gamalara ait spektrum elde edildi. Her kaynak için alınan spektrumların Compton kenarları belirlendikten sonra ait oldukları gama enerjilerine göre lineer bir doğruya en küçük kareler metodu kullanılarak bir uyum yapıldı. (Şekil 4.5)



Şekil 4.4.a: Çeşitli gama kaynaklarına ait enerji spektrumları



Şekil 4.4.b: Çeşitli gama kaynaklarına ait enerji spektrumları



Şekil 4.5: NE-213 detektörünün enerji kalibrasyonu

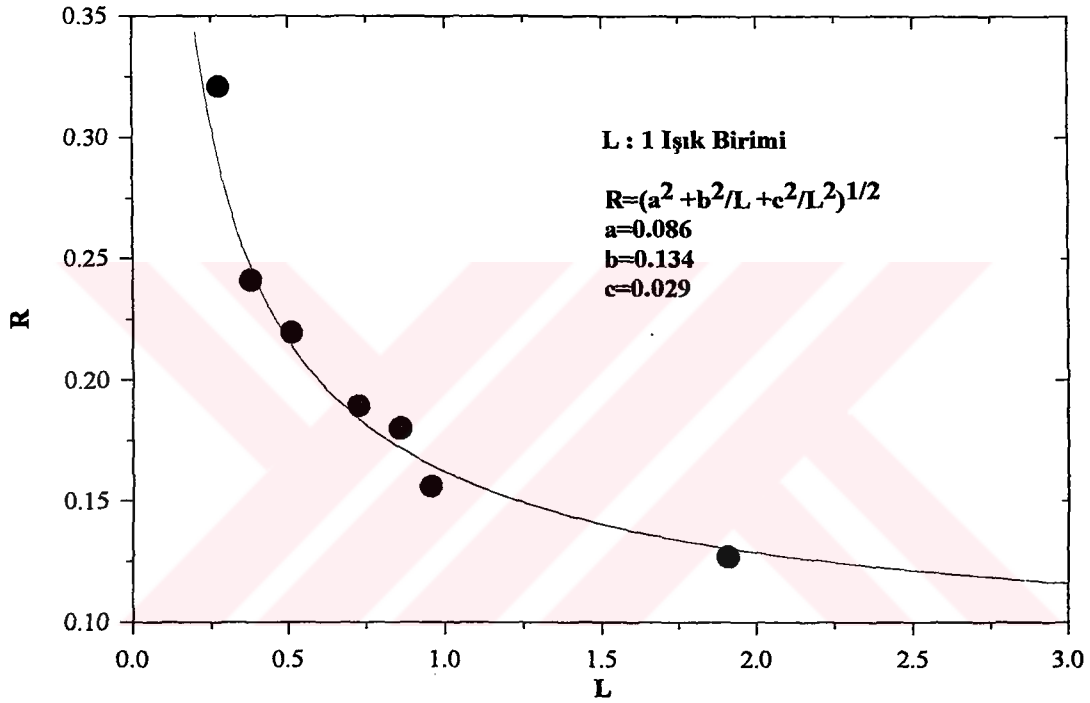
4.4.1 Rezolüsyon

NE-213 detektörünün enerji ayırma gücünün (rezolüsyon) belirlenmesi için enerji kalibrasyonunda kullanılan gama kaynaklarından yararlanıldı. Bunun için Dietze ve Klein'a [32] ait bir yöntem takip edildi.

Her kaynağa ait Compton kenarı bir gaussiyen fonksiyonuna uyduruldu ve “yarı yükseklikte tam genişlik” (Γ) değerleri bulundu. Kalibrasyon fonksiyonu ile MeV cinsinden enerji karşılıkları ve buradan da ($1L = 1.25 \text{ MeV}$) L ve ΔL değerleri hesaplandı. R rezolüsyon ile gösterilir ise $R = \Delta L / L$ ifadesinden her L için bir R değeri bulundu ve

$$R = \left(\sigma^2 + \frac{b^2}{L} + \frac{c^2}{L^2} \right)^{1/2} \quad (4.2)$$

fonksiyonuna bir uyum yapılarak, (Şekil 4.6) a, b, c parametreleri hesaplandı. Burada; a sintilatörden fotokatoda ışık geçişini, b ışık üretimini, soğurulmasını, foton-elektron dönüşümünü ve elektron amplifikasyonunu, c ise fototüpden ve elektronik ünitelerden kaynaklanan gürültülerin katkılarını ifade etmektedir. Görüldüğü gibi tüm parametreler detektörün parçalarının özelliklerine bağlıdır. Bu nedenle her özel yapım detektör için bu parametreler belirlenmelidir.



Şekil 4.6: NE-213 detektörünün rezolüsyonu

4.5 SPEKTRUM AÇMA PROBLEMİ

Tepilen protonların darbe yükseklik spektrumu katlanmış (fold) durumdadır. Bu spektrumu açma problemi iki şekilde ifade edilebilir. Birincisi kütle merkezi koordinat sisteminde, izotropik olarak nötron-proton saçılması durumunda tepilen protonların yoğunluğu (proton sayısı/MeV.cm³), [15]

$$P(E) = \int_{E'=E}^{\infty} \frac{N(E')\Sigma_n(E')}{E'} dE' \quad (4.3)$$

şeklinde ifade edilebilir. Burada $N(E')$ gelen nötronun akısını (nötron/MeV.cm²), $\Sigma_n(E)$ ise hidrojenin makroskopik etki kesitini göstermektedir. Problemin başka bir ifade şekli ise

$$P(E) = \int_0^{\infty} R(E, E') N(E') dE' \quad (4.4)$$

Burada $R(E, E')$ spektroskopi sisteminin cevap fonksiyonudur. (4.3) bağıntısındaki integralin çözümü için [15] denklemin her iki tarafının diferansiyeli alınır ise

$$N(E) = \frac{-E}{\varepsilon(E)B(E)} \frac{dP(E)}{dE} \quad (4.5)$$

elde edilir. $\varepsilon(E)$, dedeksiyon sisteminin enerjiye bağlı verimini, $B(E)$ çoklu saçılma ve kenar etkilerinin sebep olduğu düzeltme faktörünü göstermektedir. İkinci çözüm ise (4.4) denkleminin matris formda ifade edilmesidir [33].

$$P_i = \sum_{j=1}^J N_j R_{ji} \delta E_j \quad i = 1, 2, \dots, I \quad (4.6)$$

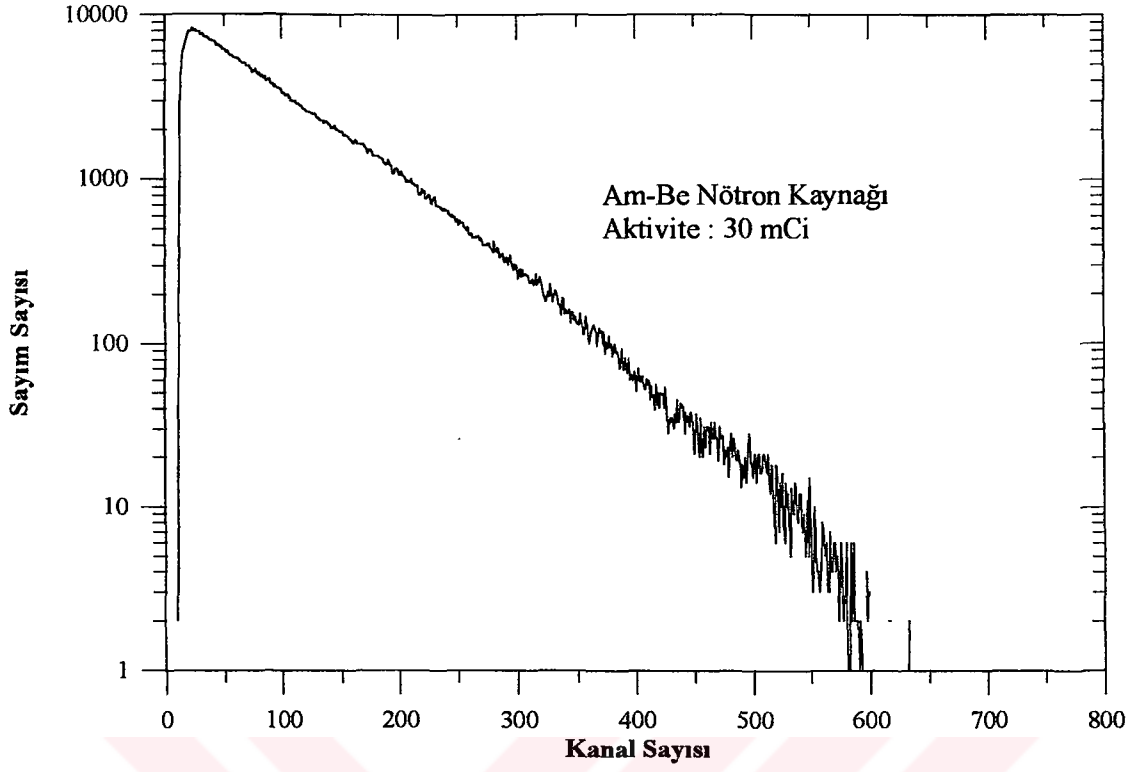
Daha sonra nötron spektroskopisine uygulanmıştır. [33] Burada nötron akısı

$$N_j = \sum_{i=1}^I R_{ji}^{-1} P_i \quad j = 1, 2, \dots, J \quad (4.7)$$

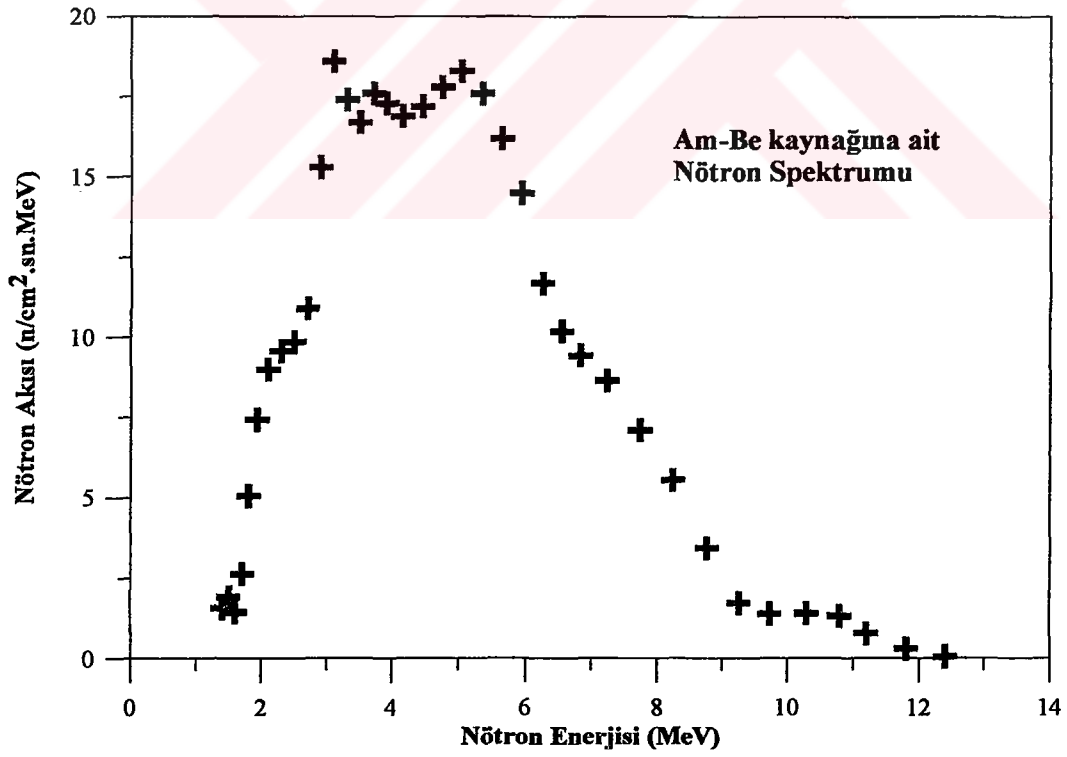
şeklinde gösterilebilir. Bu denklemin çözümü bir matris inversiyonu ile yapılabilmektedir. Tepilen proton spektrumunu açmak için bir çok bilgisayar kodu [34,35] geliştirilmiştir.

Bu çalışmada ikinci metot olarak matris inversiyonunu kullanan FERD-PC bilgisayar kodu [34] kullanıldı. Bu kod bu alanda çok ünlü olan FERD kodunun kişisel bilgisayar için düzenlenmiş şeklidir. Bunun yanında bir çok özellikler eklenmiştir. Bunlar a) kod interaktif hale getirilmesi, b) programın kontrolünün rahat olmasından dolayı cevap dosyasının (response file) kolaylıkla değiştirilmesi, c) kullanıcının istediği enerji aralığında integral nötron akısının hesaplanmasıdır. FERD bilgisayar kodu ile açma işlemi ilk olarak 1969 yılında W.R.Burrows ve V.V. Verbinski tarafından ortaya konmuştur. [33] Ölçülen darbe yükseklik spektrumunun gerçek nötron spektrumuna döndürülmesi için FERD kodunun metodunu kullanan daha sonra birçok kodlar (FERDOR, SLOP, COOLC) yazılmıştır. Fakat matematiksel çözümleme şekli tamamiyle FERD ile aynıdır.

Tepilen proton darbe yükseklik spektrumunu açma işleminin testi için NE-213 detektörünün PSD ile $^{241}\text{Am-Be}$ kaynağına ait bir tepilen proton spektrumu alındı. (Şekil 4.7) Bu spektrumun FERD-PC ile açılması sonucunda Şekil 4.8 deki nötron spektrumu elde edildi. Elde edilen spektrumda 2.2, 3, 5, 7 ve 10 MeV' da nötron tepeleri görülmektedir. 7 MeV haricindeki ölçülen tüm tepeler J.N. Marsh, D.J. Thomas, M. Burke tarafından yapılmış çalışma [36] sonucunda elde edilen nötron spektrumu ile uyushmaktadır. 7 MeV' a ait tepe ise 6.5 ile 7.7 MeV' a ait tepelerin birleşimi olarak ortaya çıkmaktadır. $^{241}\text{Am-Be}$ nötron kaynaklarına ait enerji spektrumlarının şekli kaynak geometrisine göre değişim göstermektedir.

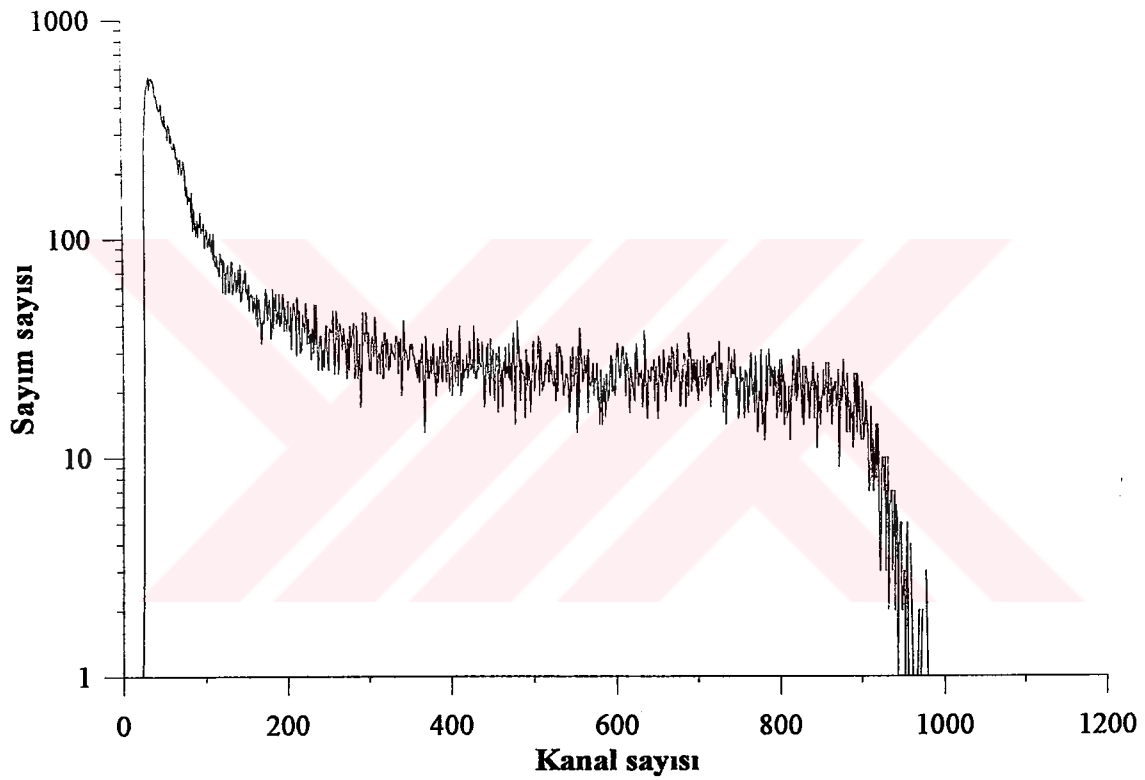


Şekil 4.7: Am-Be nötron kaynağının tepilen proton spektrumu

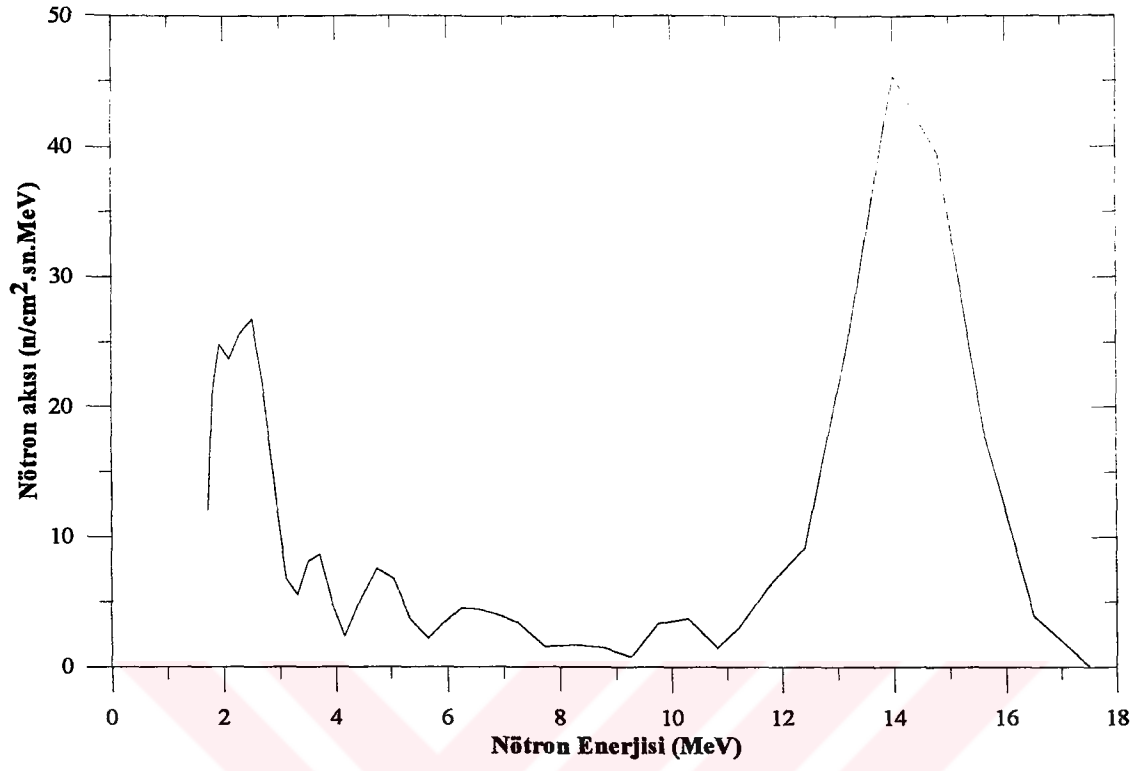


Şekil 4.8: Am-Be nötron kaynağının enerji spektrumu

Böylelikle dedeksiyon sisteminde darbe şekil ayrımının sağlıklı bir şekilde yapıldığı görülmüş olmaktadır. Bununla birlikte 14 MeV nötronlara ait tepilen proton spektrumu (Şekil 4.9) ve bu spektrumun FERD-PC ile açılması sonucunda alınan nötron spektrumu Şekil 4.10 dadır. Spektruma bakılacak olur ise 14 MeV’ da görülen tepenin yanı sıra 2.5 MeV’ da da bir tepe görülmektedir. Bu tepe, ışınlama süresince hedefte döteronların birikmesi (build-up) sonucunda oluşan $d+d \rightarrow {}^3\text{He}+n$ reaksiyonundan kaynaklanan nötronlara aittir.



Şekil 4.9: 14 MeV nötronların tepilen proton spektrumu



Şekil 4.10: 14 MeV nötronlara ait enerji spektrumu

BÖLÜM 5

KOLİMATÖR VE ZIRHLAMA

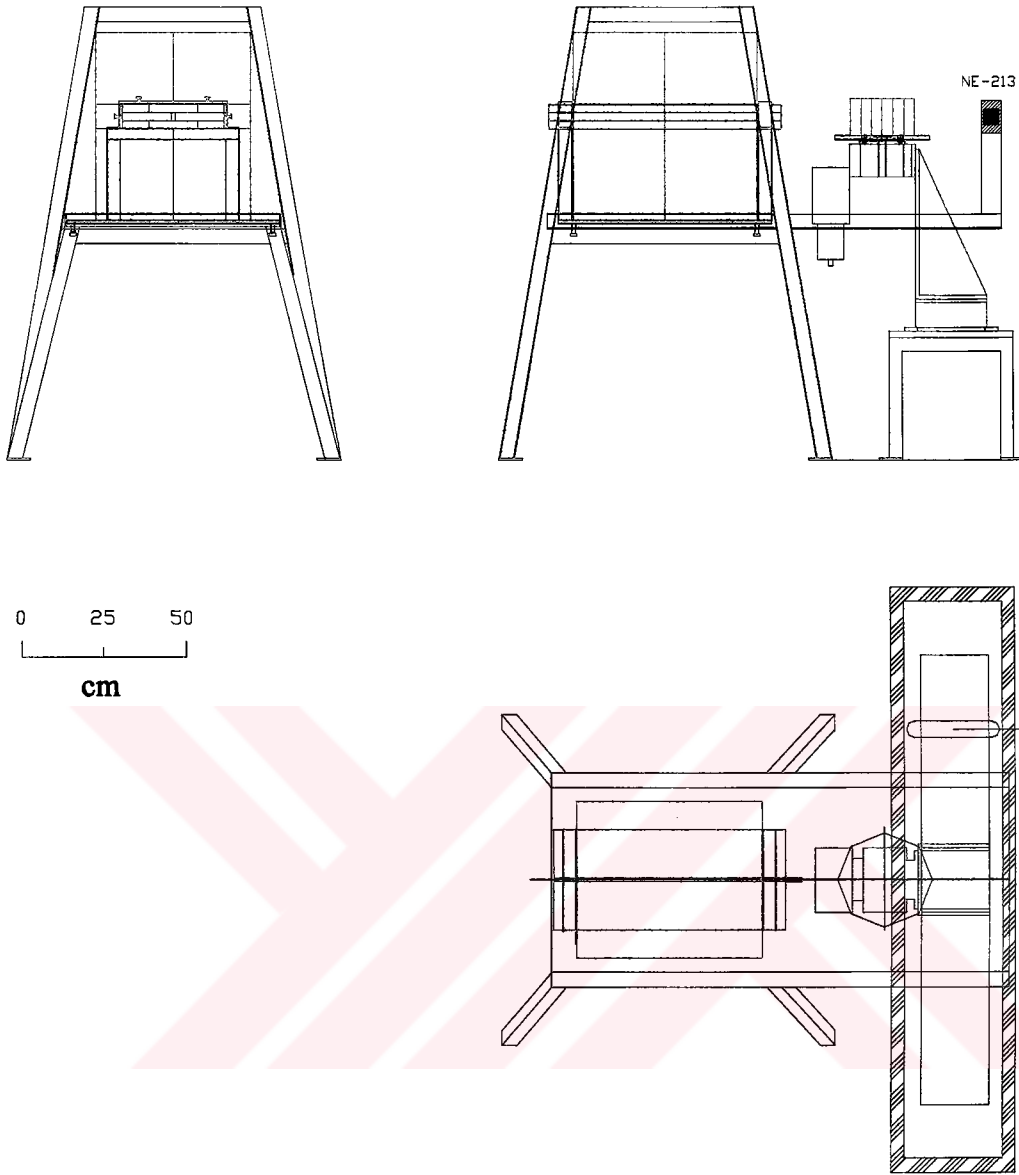
5.1 GİRİŞ

Bu bölümde, nötron tomografisinin yapılabilmesi için 14 MeV nötronların kolimasyonu ve kolimatörün zırhlaması hakkında ayrıntılı bilgiler bulunmaktadır.

5.2 KOLİMATÖR VE ZIRHLAMA

Nötronların iyi bir şekilde kolime edilmesi için kolimatörün yapımında kullanılacak malzemenin seçimi çok önemlidir. Bu nedenle nötronların kolime edildiği kanalın yapıldığı malzeme olarak Demir (Fe) [14, 37] seçildi.. Hızlı nötronların demir içinde absorpsiyon etki kesiti oldukça yüksektir. (14.5 MeV nötronlar için $\Sigma_{Fe} = 0.112 \text{ cm}^{-1}$) Aynı zamanda kanal duvarlarında nötronların elastik saçılma olasılığı oldukça düşüktür. Bu nedenle 15×2.5×71 cm boyutlarında demir bloklardan Şekil 5.1 de görülen bir kolimatör yapıldı. Bu kolimatörün kanalı 2.5 × 1 cm ebatlarında bir kesite ve 71 cm boya sahiptir. Böylelikle bu ebatlarda bir kolimatör ile düzgün bir nötron demeti elde edilmiştir. Demetin profilinin belirlenmesi 6. Bölüm de anlatılmaktadır. Kolimatörü oluşturan demir bloklar Şekil 5.1 de görüldüğü üzere iki destek ayağı üzerine yerleştirildi ve her iki uca yatay düzlemde ayar yapılabilmesi için cıvatalar konulmuştur.

T(d,n) α reaksiyonunun olduğu hedef, yerden 105.5 cm yükseklikte olduğundan kolimatör kanalı bu yüksekliğe yerleştirildi. Kanalı 84⁰ derecelik nötron çıkış açısına yerleştirilmesinin nedeni Bölüm 6' da ayrıntılı şekilde anlatılmaktadır.



Şekil 5.1: Kolimatör sisteminin teknik resmi

Demir bloklardan oluşturulan kolimatör kanalının çevresine nötronlara karşı zırhlama için [12, 14] Bor katkılı parafin bloklar kullanılmıştır. ($E_n = 14.5$ MeV için $\Sigma_{\text{Parafin}} = 0.071 \text{ cm}^{-1}$) $47 \times 28 \times 22 \text{ cm}$, $47 \times 28 \times 28 \text{ cm}$, $56 \times 7.5 \times 8 \text{ cm}$ ebatlarında paslanmaz çelik levhalardan yapılmış kutulara parafin bloklar eritilerek döküldü ve kolimasyon kanalını oluşturan demir blokların çevresine yerleştirildi (Şekil 5.1). Bir platform üzerinde olan tüm sistem (parafin kutular ve kolimasyon kanalı) dört adet ayar cıvatası üzerine oturtuldu. Bu cıvatalar ile tüm sistem aşağı yukarı hareket ettirilerek kanalın reaksiyon düzlemine çok hassas bir şekilde getirilmesi sağlanmıştır.

14 MeV enerjili hızlı nötronların parafin içinde yapmış olduğu saçılmalar sonucunda enerjilerinin termalize olmasından dolayı döteronlar oluşabilmektedir. Döteronların bozunumu sonucunda oluşan 2.2 MeV enerjili gama ışınları sayım sisteminde gama backgroundunun artmasına sebep olmaktadır. Bu nedenle parafin blokların hemen arkasına 5 cm kalınlığında kurşun tuğlalardan bir duvar örüldü. Daha sonra parafin blok içinde termalize olan nötronların soğurulması için 1 mm kalınlığında kadmiyum levha yerleştirildi. Bu nedenle NE-213 sıvı sintilasyon detektörüne gelme olasılığı yüksek radyasyonlardan dolayı oluşacak olan background azaltılmış olmaktadır.

Kolimatör sisteminden geçip detektörde tespit edilen nötronların sayısı

$$I = I_0 \cdot \epsilon_{kolimatör} \cdot \epsilon_{dedektör} \quad (5.1)$$

şeklinde ifade edilecek olur ise kolimatörün verimi ($\epsilon_{kolimatör}$) % 5 civarındadır.

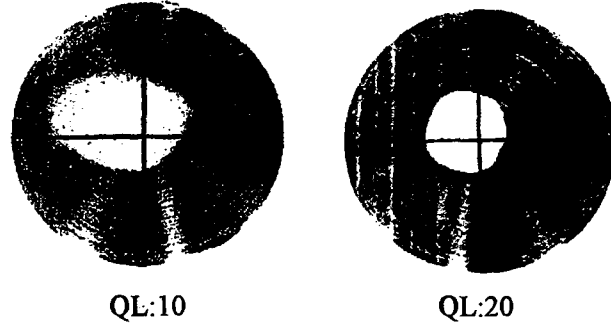
BÖLÜM 6

DENEY VE ANALİZ

Bu bölümde uçuş zamanı ölçüm tekniği ile nötron emisyon açısının deneysel olarak belirlenmesi, kolime edilen nötron demetinin örnek yerinin üç farklı konumunda nötron profilinin çıkarılması, nötron spektrumunu açma ve uçuş zamanı tayini ile çeşitli elementlerin toplam etki kesitlerinin ölçülmesinden söz edilecektir.

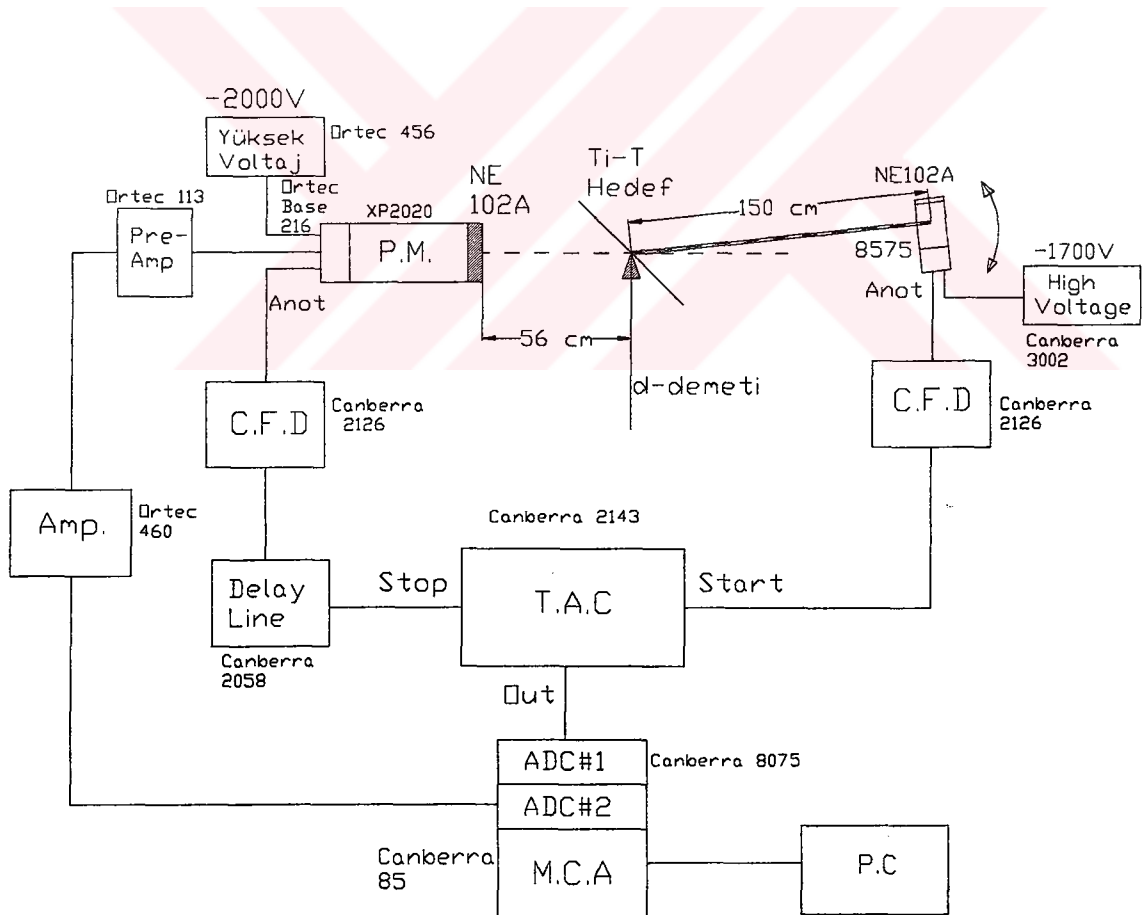
6.1 NÖTRON EMİSYON AÇISININ TAYİNİ

Nötron uçuş zamanı metoduyla (TOF) çeşitli ölçümler yapmak için nötron konisinin laboratuvar sisteminde yerinin belirlenmesi gereklidir. Bu amaçla $T(d,n)\alpha$ reaksiyonunun olduğu yerin tam olarak Ti-T (Titanyum plaka üzerine trityum emdirilmiş) hedef üzerinde bilinmesi gereklidir. Bakırdan yapılmış bir boş hedef üzerine deneyde kullanılan 150 keV enerjili döteronlar çarpıtılarak, J-15 hızlandırıcısının hızlandırma işleminden sonra bulunan kuadropol elektrostatik merceğin çeşitli odaklama şartlarında (QL) [17] izler elde edildi (Şekil 6.1). QL değeri 20 (15000 V' un %20 si) için hedef merkezinin hemen hemen üstünde bir iz bulundu. Daha sonra bakır hedef kaldırılarak yerine Ti-T hedef yerleştirildi. Bulunan izin yeri tepkileşim merkezi olmak üzere 1.5 metre yarı çapında bir yay üzerine 0.5 mm kalınlığında ve 5 cm çapında NE 102A plastik sintilatörü ve fototüpü yerleştirildi (Şekil 6.2). Merkez ile yay üzerinde bulunan detektör sistemi arasına bir demir profil vasıtasıyla bağlantı yapıldı. Böylelikle detektör sistemi 1.5 m yarıçaplı yay üzerinde gezdirildi. Reaksiyon kinematığından [16] nötron emisyon açısı 84° olarak 3. Bölümde bulunmuştu . Çizilen yay üzerinde 0.25° açılarla

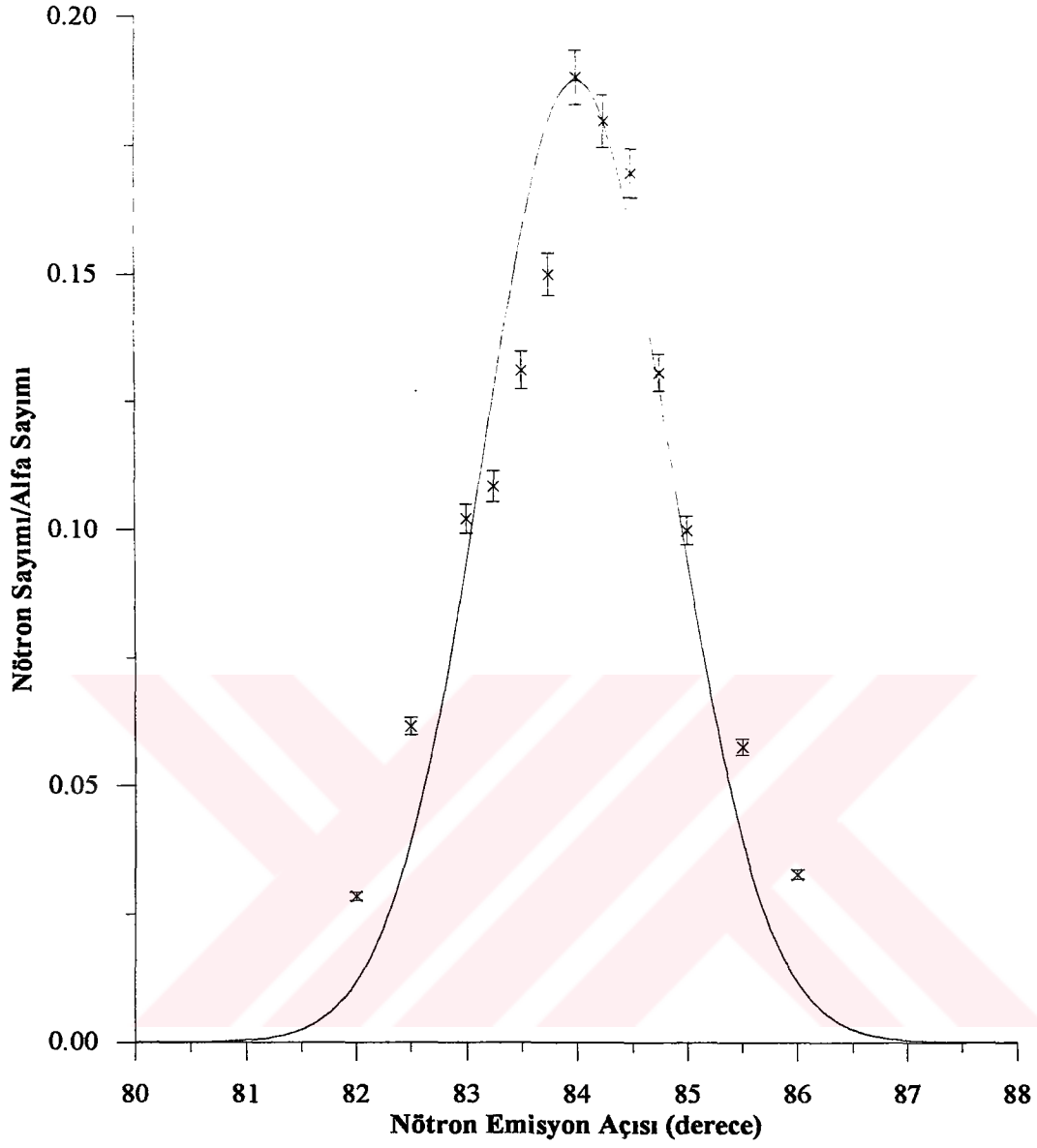


Şekil 6.1: Çeşitli QL değerlerinde döteron demetinin hedef üzerindeki izleri

ve 100 sn sayım süresiyle nötron uçuş zamanı yöntemi ile nötron sayımları alındı. Bu ölçümler alfa sayımları ile normalize edildi. Böylelikle Şekil 6.3 de görüldüğü gibi daha önce hesaplandığı açıda en yüksek nötron sayımı bulundu. Aynı zamanda nötron emisyon konisinin şekli çıkarılmış oldu. Deneysel hatalar şekildeki sembollerin uzunluğu kadardır.



Şekil 6.2: Nötron emisyon açısının tayini için kullanılan deneysel düzeneğin blok şeması



Şekil 6.3: Nötron emisyon açısının profili

6.2 NÖTRON DEMETİNİN PROFİLİNİN ÇIKARILMASI

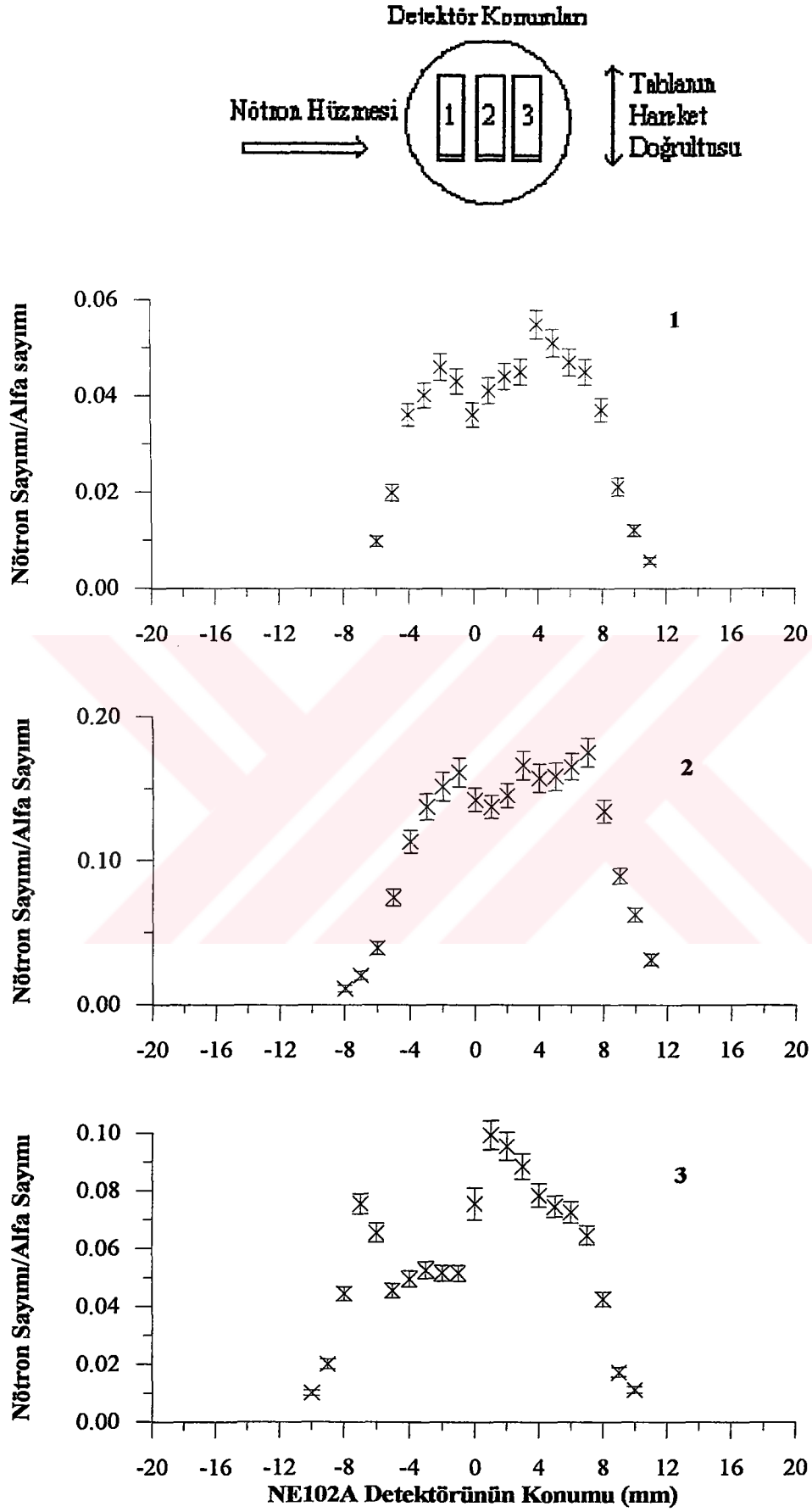
Bölüm 5 de sözü edilen kolimatör sistemi nötron emisyon açısı tespit edildikten sonra bu açı üzerine yerleştirildi. Yerleştirme işlemi için He-Ne lazer ışığı kullanıldı. Bu lazer ışık kaynağı bir önceki kısımda anlatılan NE102A plastik sintilatörünün yerine yerleştirildi. Kaynağın yere paralelliği sağlandıktan sonra ışığın, reaksiyonun olduğu yerin hemen arkasına düşmesi sağlandı.

Kolimatör kanalının her iki ucuna, ebatları 2.5×1 cm (kolimatör kanalının kesitinde) olan ve ortasında 2 mm çapında delik bulunan polietilen parçalar konuldu. Bu parçaların ortasındaki delikten lazer ışığı geçecek şekilde kolimatör sistemi üzerinde bulunan yükseklik ve yatay düzlem ayar cıvataları ile gerekli ayarlar yapıldı. Böylece kolimatör kanalının daha önce tespit edilen nötron emisyon açısının üzerine oturtulması sağlandı. Kolime edilen nötron demetinin yatay düzlemde profilinin tayini için Şekil 6.4.a da görüldüğü gibi tarayıcı sistem üzerinde bulunan tablanın 1, 2 ve 3 ile gösterilen üç ayrı konum için daha önce kullanılan NE 102A plastik sintilatörü yerleştirildi. Sintilatörün yuvarlak yüzü nötron demetine dik gelecek şekilde detektör sistemi tablaya sabitleştirildi. Her konumda detektör sistemi 1 mm adımlarla sağdan sola doğru kaydırıldı. TOF ile her konum için alınan nötron sayımları aynı zamanda alınan alfa sayımları ile normalize edildi. Böylelikle Şekil 6.4.b de görülen nötron demetine ait profilleri elde edildi. Şekle bakılacak olunursa, kolimatör kanalının daha önce belirlenen nötron emisyon açısıyla aynı doğrultuda yerleştirilememesinden dolayı (misalignment) profillerdeki tepelerin tam bir simetrik yapıda olmadığı görülmektedir. [37] Deneysel hatalar şeklindeki sembollerin uzunluğu kadardır.

Üç farklı yerde alınan nötron profilinde bir değişim olmadığı görülmüş oldu. Hacimsel örnek içinde tomografik tarama yaparken nötron demetinin kalınlığının değişmemesi gerektiğinden bundan sonraki ölçümler için gerekli olan 1 cm kalınlığında nötron demeti elde edilmiş oldu.

6.3 ÇEŞİTLİ ELEMENTLERİN TOPLAM ETKİ KESİTLERİNİN ÖLÇÜMÜ

Bu çalışmada yapılmış olan sistemin, hem uçuş zamanı ölçüm metodu hem de nötron spektrumunu açma metodu ile 14 MeV nötronlar için C, N, O, H, Al ve Fe elementlerine ait toplam etki kesiti ölçümleri yapıldı ve sonuçlar literatürdeki değerlerle karşılaştırılarak sistemin güvenilirliği test edildi.



Şekil 6.4: Üç farklı detektör konumunda nötron demetinin profilleri

6.3.1 Nötron Uçuş Zamanı Metodu İle Toplam Etki Kesiti Ölçümü

Bölüm 2 de anlatıldığı gibi toplam etki kesitini ölçmek için malzeme içindeki nötron transmisyon miktarının ölçülmesi gereklidir. Bunun için ölçümü yapılacak elemente ait malzemenin kalınlığı, yoğunluğu ve bileşik ise oranı belirlendikten sonra ışınlanacak elementlerin ve malzemelerin listesi ve elementler Tablo 6.1 de görülmektedir.

Tablo 6.1: Toplam etki kesiti ölçümü yapılan elementlerin ve malzemelerin listesi.

Element	Malzeme
C	Grafit (toz)
H	Polietilen (CH ₂)
O	Su (H ₂ O)
N	Sıvı Azot (LN ₂)
Al	Alüminyum
Fe	Demir

Karbon'un toplam etki kesitinin ölçümü için kullanılan toz grafit 6.6 cm çapında bir alüminyum kutu içine döküldü ve preslendi. Ağırlık ve hacim tayini ile yoğunluğu hesaplandı. (2.20) bağıntısına göre grafitin konulduğu alüminyum kutunun bir özdeşi boş olarak ışınlanıp, I_0 ölçümü yapılmalıdır. Bunun için kutu kolimatör ile detektör arasına tarayıcı sistemin üzerine konuldu. Kutu ışınlanarak 5 tane nötron sayımı (sayım süresi 100 sn) alındı. Bu sayımlar aynı anda alınan alfa sayımları ile normalize edildi. Bu şekilde normalize edilmiş olarak beş adet (I_0) sayımı elde edildi. Bu sayım değerlerinin aritmetik ortalaması alınarak I_0 değeri bulundu. Daha sonra boş kutunun yerine yoğunluğu 0.49 gr/cm³ olan grafit yerleştirildi. Daha önce I_0 değerini bulurken yapılan işlemlerin aynısı I transmisyon ölçümleri için yapıldı. Bulunan I ve I_0 değerlerini (2.20) bağıntısında kullanarak $\Sigma_C = n \cdot \sigma$ makroskopik etki kesiti hesaplandı. Daha sonra

$$\sigma_{toplam} = \frac{\Sigma \cdot A}{\rho \cdot N_A} \quad (6.1)$$

formülünden σ_{toplam}^C toplam etki kesiti hesaplandı. Ölçülen toplam etki kesit değerleri Tablo 6.2 de bulunmaktadır.

Hidrojen'in toplam etki kesitini ölçmek için ise polietilen (CH_2) kullanıldı. Yoğunluğu 0.95 gr/cm^3 ve kalınlığı 7 cm bir polietilen blok, aynı Karbon ölçümünde olduğu gibi tabla üzerine konuldu ve beşer kere I_0 ve I ölçümleri yapıldı ve Σ_{toplam}^H makroskopik etki kesiti bulundu. Buradan Hidrojen'nin toplam etki kesitini bulmak için

$$\Sigma_{toplam} = \sum_j N_j \sigma_{toplam}^j \quad (6.2)$$

bağıntısı [38] kullanıldı. Burada

σ_{toplam}^j : j inci izotopun toplam etki kesiti

$N_j = w_j \cdot \rho \cdot N_A / A_j$

w_j : j inci izotopun bileşikteki ağırlık oranı

ρ : bileşiğin yoğunluğu

N_A : Avagadro sayısı

A_j : j izotopunun kütle numarasıdır. Böylelikle daha önce bulunan Karbon (C) nin toplam etki kesit değerinden giderek Hidrojen'in etki kesiti σ_{toplam}^H hesaplandı. (Tablo 6.2)

Oksijen için ise iki kere destile edilmiş yağmur suyu kullanıldı. Su (H_2O) 6.6 cm çapında bir alüminyum kutuya konuldu. Boş ve su dolu alüminyum kutuları beşer kere ışınlayarak alınan nötron sayımları aynı zamanda alınan alfa sayımları ile normalize edildi ve ortalamaları alınarak I_0 ve I değerleri bulundu. Su bileşik durumunda olduğundan 6.2 bağıntısı ile Oksijen'e ait toplam etki kesiti, Hidrojen için daha önce bu çalışma içinde belirlenmiş olan etki kesitinden çıkarılarak bulundu.

Sıvı Azot (N), Alüminyum (Al) ve Demir (Fe) içinde aynı hesaplar yapıldıktan sonra bulunan toplam etki kesit değerleri Tablo 6.2 de mutlak hataları

birlikte bulunmaktadır. Aynı tabloda ise, bu elementler için yapılmış daha önceki tüm deneylerin sonuçlarının değerlendirildiği ENDF-B VI (Evaluated Nuclear Data File) [39] dosyasından alınan değerler de bulunmaktadır. Ölçüm sonuçları ile değerlerin hemen hemen yakın olduğu görülmektedir.

Tablo 6.2: Bazı elementlere ait 14 MeV nötronlar için toplam etki kesiti değerleri

ÖLÇÜM TEKNİKLERİ	^{12}C (b)	^1H (b)	^{14}N (b)	^{16}O (b)	^{27}Al (b)	^{56}Fe (b)
NÖTRON UÇUŞ ZAMANI ÖLÇÜMÜ	1.33 (0.12)	0.68 (0.09)	1.34 (0.15)	1.63 (0.21)	1.66 (0.19)	2.39 (0.096)
NÖTRON SPEKTRUMUNU AÇMA	1.25 (0.375)	0.67 (0.29)	1.30 (0.21)	1.37 (0.59)	1.65 (0.042)	2.36 (0.021)
ENDF-BVI	1.33	0.68	1.57	1.62	1.74	2.58

6.3.2 Nötron Spektrumunu Açma Metodu İle Etki Kesiti Ölçümü

Bu metot ile etki kesiti ölçümü yapılabilmesi için, NE 213 ile elde edilen tepilen proton spektrumunun Bölüm 4 de anlatılan açma yöntemi ile nötron spektrumuna çevrilmesi gereklidir. Elde edilen nötron spektrumundan 14 MeV nötronlara ait tepenin altındaki alan ile nötron sayımları bulunmuştur. Aynı zamanda alınmış alfa sayımları ile bu nötron sayımları normalize edildi.

Nötron uçuş zamanı ölçüm metodu ile yapılan ölçümlerde kullanılan malzemeler bu yöntemde de kullanılmıştır. Malzeme kolimatör ve detektör (NE 213) arasında yokken ve malzeme var iken alınan beşer adet tepilen proton spektrumları açıldıktan sonra hesaplanan nötron sayımları alfa sayımları ile normalize edildi. Ortalamaları alınan bu sayımlar ile I ve I_0 değerleri elde edildi. Bu değerlerle her malzemeye (elemente) ait Σ_{toplam}^j makroskopik etki kesiti (2.20) ve dolayısıyla σ_{toplam}^j toplam etki kesit değerleri hesaplandı. Tablo 6.2 de nötron spektrumunu açma metoduyla elde edilen toplam etki kesiti değerleri ve deneysel mutlak hataları görülmektedir.

BÖLÜM 7

TOMOGRAFİ İLE GÖRÜNTÜLEME

Bölüm 2 de anlatılan tomografi programının uygulamasının yapılabilmesi için kolimatör ile detektör arasına 6 cm çapında ve 10 cm yüksekliğinde silindir şeklinde çeşitli yoğunluklarda dört adet (polietilen, alüminyum, demir ve kurşun) örnek malzeme konuldu. Bunların tabla üzerine yerleştirilmeleri, tablanın dönme ve öteleme hareketleri tomografi programının yapısına uygun olmalıdır.[10] Örnek malzeme topluluğu Şekil 7.1 görüldüğü gibi tablanın üzerine ve nötron demetine dik gelecek şekilde yerleştirildi. Bu malzeme topluluğunun 10^0 olan kendi eksenine etrafındaki dönme açısı ve 50 iterasyon değeri için elde edilen simülasyon (benzeşim) görüntüsü Şekil 7.2 görülmektedir.

x - y referans sisteminde örneklerin oluşturduğu sistemin merkezi olan (x_{off}, y_{off}) koordinatı belirlendi. Bu sistem için x_{off} ve y_{off} 30 cm dir. Malzeme topluluğunun ışınlamasını yapmadan önce I_0 ölçümü için beş adet (malzemeler yok iken) nötron sayımı (100 sn) alındı. Bu sayımlar aynı zamanda alınmış olan alfa sayımları ile normalize edildi. Bu beş normalize sayım değerlerinin ortalaması alınarak I_0 değeri bulundu. Daha sonra malzemenin kenarıyla nötron demetine ait eksenin çıkışacağı şekilde malzeme topluluğu yerleştirildi. Bu işlem için He-Ne lazer ışığı kullanıldı. Malzeme topluluğunun 0^0 den başlamak üzere 1 cm adımlarla öteleme hareketine başlatıldı. Her adımda 100 er saniye sayım yapıldı. 13 adım sonunda öteki kenara gelindiğinde tekrar sıfır konumuna geri dönüldü ve tarayıcı sistem üzerindeki tablaya 10^0 lik dönme hareketi yaptırıldı. Malzeme tekrar 1 cm adımlarla hareket

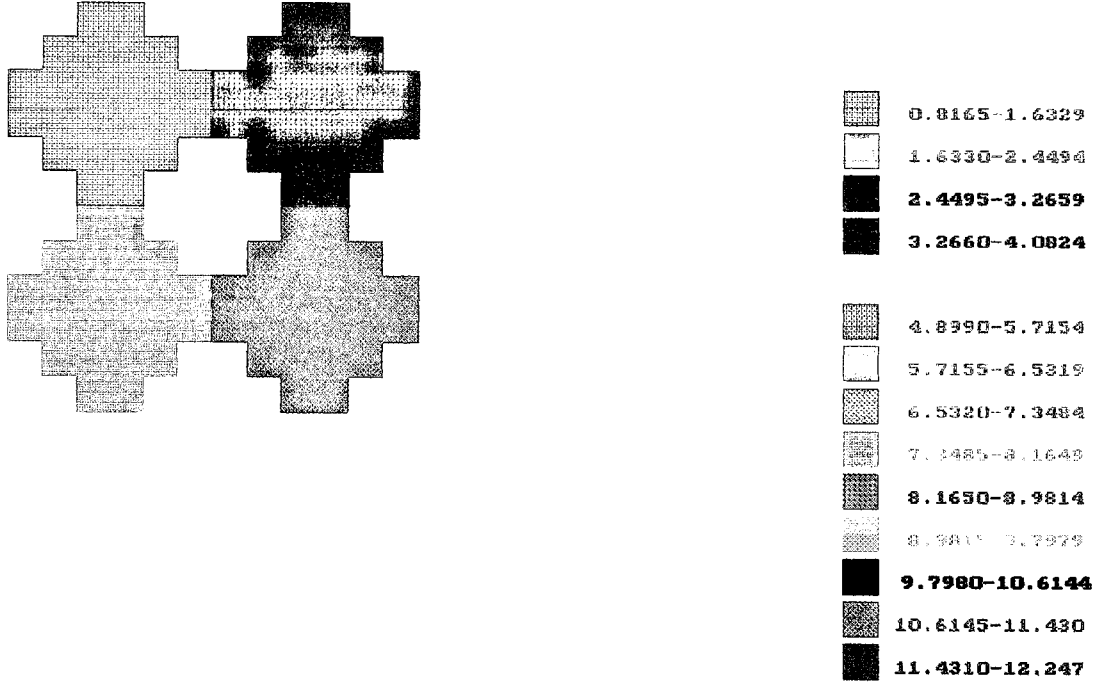
ettirilmeye başlandı ve tekrar 13 adım sonunda nötron transmisyon ve alfa sayımları alındı. Normalize edilen nötron sayımları (I) ve I_0 değerleri ile projeksiyon (P_m) sonuçları bulundu.

Malzemenin içindeki piksellerin nötron demeti tarafından kesmesi ile oluşturduğu alanlar (w_{ij}) Bölüm 2 de anlatıldığı gibi SNT1 kodu ile bulundu. Daha sonra CTBT tekniğini kullanan SNT3 koduna, deneysel olarak bulunan projeksiyon ve alan değerleri verildi ve her bir pikseldeki f_i yoğunluk fonksiyonları (makroskopik etki kesitleri) hesaplatıldı. Bu değerlerin oluşturduğu aralık 14 eşit parçaya bölündü ve her bir aralığa bir renk verildi. Görüntüleme için PASCAL programlama dilinde yazılmış olan TOMODSP programı kullanıldı. Programın sonunda alınan görüntü Şekil 7.3 de görülmektedir.

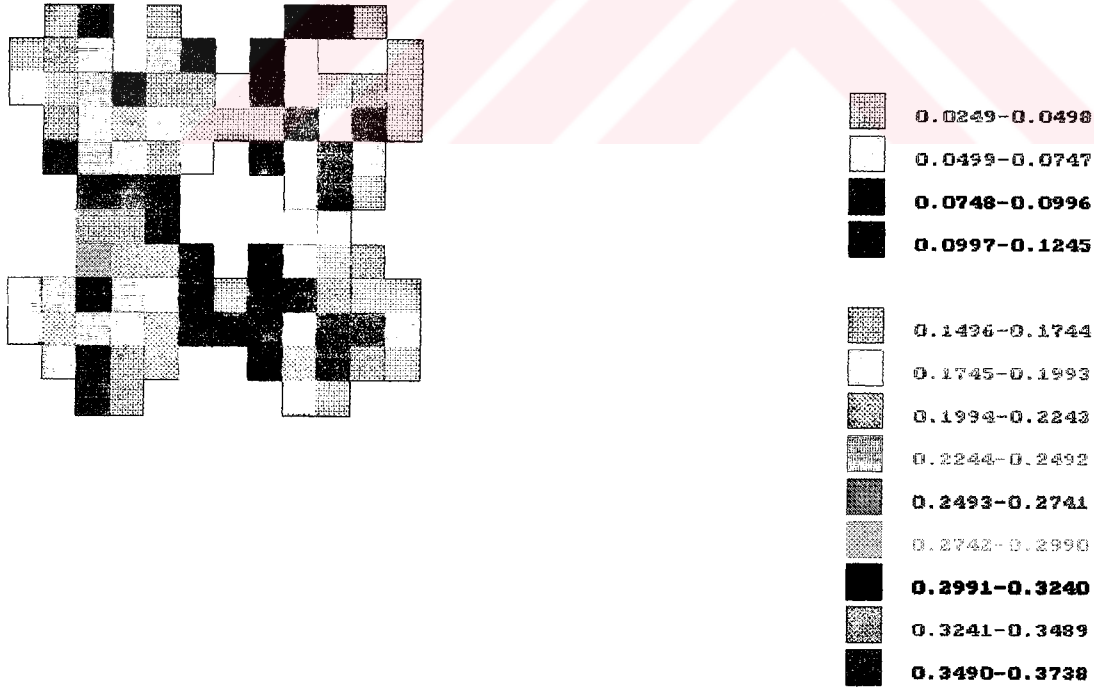
Her pikselin makroskopik etki kesiti, yoğunluğa

$$\rho = \frac{\Sigma \cdot A}{\sigma_{toplam} \cdot N_A} \quad (7.1)$$

bağıntısını kullanarak çevrilebilir. Buradan yoğunluk dağılımını bulabilmek için her elementin toplam etki kesiti değerleri gerekecektir. Bu nedenle Tablo 6.2 deki etki kesitlerinden yararlanılabilir.



Şekil 7.2: Benzeşim (simülasyon) görüntüsü



Şekil 7.3: Malzemelerin tomografik görüntüsü

BÖLÜM 8

SONUÇ VE TARTIŞMA

Bu çalışmada, malzeme içinde bulunması mümkün olan boşluklar ve yoğunluk farklılıkları görüntülenmiş olmaktadır. Buradan hareketle herhangi bir görüntülenmesi istenen kutu için de bu metot uygulanabilir. Böylelikle kutu içinde bulunması istenilen bir malzemenin yeri tam olarak bulunabilir. Buna benzer konularda bir çok çalışmalar [1–6] bulunmaktadır. Özellikle bu çalışmalar, bir yolcu bagajında veya çeşitli tipteki kargolarda plastik patlayıcı veya uyuşturucu malzemelerinin tespiti üzerinedir. Plastik patlayıcıların ve uyuşturucuların yoğunlukları bilinmektedir. Bunların 14 MeV nötronlar için toplam etki kesitlerinin belirlenmesi durumunda kargo içinde aranan malzemenin yerinin bulunması mümkün olmaktadır.

Bu çalışmada Cebirsel Tekrar Birleştirme Tekniği'ni kullanan yazılıma ek olarak görüntüsü çıkarılmak istenilen malzeme topluluğuna öteleme ve dönme hareketlerini yaptıran tarayıcı sistem ile birlikte nötron kolimasyon ve dedeksiyon sistemlerinin bulunduğu bir prototip geliştirildi. Bu prototipin oluşturulmasında Hızlı Nötron Fiziği'nin içinde bulunan bir çok tekniklerin uygulamasının yanı sıra Nükleer Tıp alanında oldukça yaygın bir şekilde kullanılan Tomografi tekniği de yer almıştır.

Bu çalışmada nötron spektrometresinden elde edilen sayımlardaki hatalar %10-15 arasındadır. Bunun nedeni ise kolimatörden geçen nötronların sayım hızının az olmasıdır (5 sayım/sn). Deneysel hataların düşürülmesi için uzun süre sayım yapılması gereklidir. Bu da deneyin ve dolayısıyla bir bagajın incelenme süresini uzatmaktadır. Bu nedenle TOF tekniği yerine nötron spektrumunu açma tekniğinin kullanılması durumunda bu süre kısalabilir.

Aynı zamanda, nötron sayımındaki hataların düşürülmesi ile de görüntüdeki renk kaymalarının biraz daha düzelmesi mümkün olacaktır. Bununla beraber çeşitli görüntü filitreleme teknikleri [40] kullanılarak görüntünün iyileştirilmesi sağlanabilir.

Sonuç olarak sayım tekniğinin değiştirilmesi (Nötron spektrumunu açma tekniği) ile elde edilen tomografik görüntüde, filitreleme kullanılarak bir bagaj yada kargoda kısa sürede istenilen hacimsel malzemenin yeri belirlenebilir.

KAYNAKLAR

- [1] **Grodzins, L.**, 1991. Nuclear Techniques for Finding Chemical Explosives in Airport Luggage, *Nucl. Inst. and Meth. in Physics Research*, **B 56/57**, 829-833.
- [2] **Gozani, T.**, 1994. Novel Applications of Fast Neutron Interrogation Methods, *Nucl. Inst. and Meth. in Physics Research*, **A 353**, 635-640.
- [3] **Gordon, C.M., Peters, C.W.**, 1990. A Fast – Neutron Probe for Tomography and Bulk Analysis, *Appl. Radiat. Isot.* **Vol 41, No 10/11**, pp. 1111-1116.
- [4] **Overley, J.C.**, 1987. Element-Sensitive Computed Tomography with Fast Neutrons, *Nucl. Inst. and Meth. in Physics Research*, **B 24/25** 1058-1062.
- [5] **Brown, D.R., Gozani, T.**, 1995. Cargo Inspection System Based on Pulsed Fast Neutron Analysis, *Nucl. Inst. and Meth. in Phys. Res.* **B 99** 753-756.
- [6] **Grodzins, L.**, 1990. Nuclear Technologies for Finding Clandestine Explosives, *Int. Conf. Proceeding of Appl. of Nucl. Tech.*, Heraklion, Crete, Greece, June, 338-359.
- [7] **Gordon, R.** 1974. A Tutorial on ART, *IEEE Transactions on Nuclear Science*, Vol. NS-21.
- [8] **Brooks, R.A., Di Chiro, C.**, 1976. Principles of Computer Assisted Tomography (CAT) in Radiographic and Radioisotopic Imaging, *Phy. Med. Biol.* **21** No. 5.
- [9] **Krüger, A.**, 1988. NCT-ART a Neutron Computer Tomography Code Based on the Algebraic Reconstruction Technique, *GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH*, **GKSS 88/E/14**.
- [10] **Akbeniz, Ş.**, 1996. Gama Işınlarıyla Tahribatsız Malzeme Testi İçin Bilgisayarlı Tomografi Sisteminin Geliştirilmesi , *Doktora Tezi*, İ.Ü. Fen Bilimleri Enstitüsü, İstanbul.
- [11] **Ayra, A.P.**, 1966. *Fundamentals of Nuclear Physics*, Allyn and Bacon, Inc., Boston, USA.
- [12] **Fowler, J.L., Marion, J.B.**, 1960. *Fast Neutron Physics*, Part 1, Interscience Publishers, Inc., New York.

- [13] **Rahighi, J.**, 1985. High Resolution Neutron Spectrometer Development and 14 MeV Neutron Scattering by Bi, *PhD Thesis*, University of Edinburgh, Department of Physics, Edinburgh.
- [14] **Csikai, J.**, 1987. *Handbook of Fast Neutron Generators*, Vol. 1, CRC Press, Boca Raton, Florida.
- [15] **Erduran, M.N.**, 1984. Elastic and Inelastic Scattering of 2.5 MeV Neutrons, *PhD Thesis*, University of Edinburgh, Department of Physics, Edinburgh.
- [16] **Baldin, A.M., Goldanskii, V.I., Rozenthal, I.L.**, 1961. *Kinematics of Nuclear Reactions*, Pergamon Press, London.
- [17] **Tarcan, G., Subaşı, M., Baykal, A., Özbir, Y.**, 1998. J-15 İyon Hızlandırıcısının Yeniden Kazandırılması, *Ç.N.A.E.M. Teknik Raporu*, TR-335.
- [18] **Nuclear Enterprises Limited**, *Nuclear Enterprises Brochure*, No. 126, p.10. Sighthill, Edinburgh, Scotland.
- [19] **Knoll, G.**, 1979. Radiation Detection and Measurement, John Wiley and Sons, New York.
- [20] **Drosg, M.**, 1972. Accurate Measurement of the Counting Efficiency of a NE-213 Neutron Detector Between 2 and 26 MeV, *Nucl. Instr. and Meth.*, **105**, 573-584
- [21] **Amersham International**, 1993. *Certificate of Calibration of Alpha Emitting Radioactive Reference Source*, Product Code : AMR 43.
- [22] **EG&G Ortec Inc.**, 1994. Base Assembly, Model 216, *Operating and Service Manual*. USA.
- [23] **Lederer, C.M, Shirley, V.S.** , 1978. *Table of Isotopes*, Seventh Edition, John Wiley and Sons, Inc., USA.
- [24] **Canberra Inc.**, 1986. Constant Fraction Discriminator, Model 2126, *Operator's Manual*, Canberra Industries, Inc. USA.
- [25] **Canberra Inc.**, 1986. Time Analyzer, Model 2143, *Operator's Manual*, Canberra Industries, Inc. USA.
- [26] **Canberra Inc.**, 1986. Analog to Digital Converter, Model 8075, *Operator's Manual*, Canberra Industries, Inc. USA
- [27] **Canberra Inc.** 1986. Pulse Shape Discriminator, Model 2160A, *Operator's Manual*, Canberra Industries, Inc. USA.
- [28] **EG&G Ortec Inc**, 1994. Constant Fraction Discriminator, Model 584, *Operating and Service Manual*, USA.

- [29] **Canberra Inc.**, 1986. Multi Channel Analyzer, Model 85, *Operator's Manual*, Canberra Industries, Inc. USA.
- [30] **Verbinski, V.V., Burrus, W.R., Love, T.A., Zobel, W., Hill, N.W.**, 1968. Calibration of an Organic Scintillator for Neutron Spectrometry, *Nucl. Instr. and Meth.* **65**, 8-25.
- [31] **Beghian, L.E., Wilesky, S. and Burrus, W.R.**, 1965. A Fast Neutron Spectrometer Capable of Nanosecond Time Gating, *Nucl. Instr. and Meth.* **35**, 34-44
- [32] **Dietze, G., Klein, H.**, 1982. Gamma-Calibration of NE213 Scintillation Counters, *Nucl. Instr. and Meth.* **193**, 549.
- [33] **Burrus, W.R., Verbinski, V.V.**, 1969. Fast Neutron Spectroscopy with Thick Organic Scintillators, *Nucl. Instr. and Meth.* **67**, 181-196.
- [34] **PSR-0273/01**, 1989. FERD-PC Code Package, *OECD, Nuclear Energy Agency, Data Bank*, France.
- [35] **PSR-013**, 1978. MATXUF Code Package, *OECD, Nuclear Energy Agency, Data Bank*, France.
- [36] **Marsh, J.N., Thomas, D.J., Burke, M.**, 1995. High Resolution Measurements of Neutron Energy Spectra from Am-Be and Am-B Neutron Sources, *Nucl. Instr. and Meth.*, **A336**, 340-348.
- [37] **Prof. Dr. Erduran, M.N.**, 1998. Kişisel görüşme.
- [38] **Tsoufanidis, N.**, 1983. Measurement and Detection of Radiation, Mc Graw-Hill Book Company, New York.
- [39] **ENDF-B VI**, 1999. <http://www.nndc.bnl.gov/nndc/endl>.
- [40] **Rosenfeld, A. and Kak, A.C.**, 1982. Digital Picture Processing, 2 nd Edition, Academic Press, New York, NY.

ÖZGEÇMİŞ

1965 yılında İstanbul’ da doğdu. İlköğretimini Bakırköy Merkez İlkokulu’nda, orta öğrenimini A.Merter Ortaokulunda ve lise öğrenimini ise Sultanahmet Teknik Lisesi’nde tamamladı. 1983 yılında girdiği İstanbul Teknik Üniversitesi, Fizik Mühendisliği Bölümünü 1987 yılında bitirdi. Yedek subaylıkla askerlik görevini tamamladıktan sonra, 1990 yılında Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi Fizik Bölümü’nde araştırmacı mühendis olarak göreve başladı. 1993-1994 yılları arasında bir sene süre ile İsviçre’de bulunan Avrupa Nükleer Araştırma Merkezi (CERN) de araştırmacı olarak çalıştı. 1994 yılında İ.T.Ü. Fen Bilimleri Enstitüsü’nden Yüksek Mühendis ünvanı alarak aynı yıl doktora programına başladı. Halen Ç.N.A.E.M. Fizik Bölümünde araştırmacı olarak çalışmaktadır.

