

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ ENERJİ ENSTİTÜSÜ

**BİR YÜKSEK SAFLIKLI GERMANYUM DEDEKTÖRÜNÜN MONTE CARLO
METODU İLE SİMÜLASYONU VE VERİM KALİBRASYONU**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

Naci KURTAR

Enerji Bilim ve Teknoloji Anabilim Dalı

Enerji Bilim ve Teknoloji Programı

HAZİRAN 2018

İSTANBUL TEKNİK ÜNİVERSİTESİ ★ ENERJİ ENSTİTÜSÜ

**BİR YÜKSEK SAFLIKLI GERMANYUM DEDEKTÖRÜNÜN MONTE CARLO
METODU İLE SİMÜLASYONU VE VERİM KALİBRASYONU**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

**Naci KURTAR
(301851017)**

Enerji Bilim ve Teknoloji Anabilim Dalı

Enerji Bilim ve Teknoloji Programı

Tez Danışmanı: Prof. Dr. İskender Atilla REYHANCAN

HAZİRAN 2018

İTÜ, Enerji Enstitüsü'nün 301851017 numaralı Yüksek Lisans öğrencisi Naci Kurtar,İlgili yönetmeliklerin belirlediği gerekli tüm şartları yerine getirdikten sonra hazırladığı “BİR YÜKSEK SAFLIKLI GERMANYUM DEDEKTÖRÜNÜN MONTE CARLO METODU İLE SİMÜLASYONU VE VERİM KALİBRASYONU” başlıklı tezini aşağıda imzaları olan jüri önünde başarı ile sunmuştur.

Tez Danışmanı : **Prof. Dr. İskender Atilla REYHANCAN**
İstanbul Teknik Üniversitesi

Jüri Üyeleri : **Prof. Dr. Filiz BAYTAŞ**
İstanbul Teknik Üniversitesi

Doç. Dr. Ayşe DURUSOY
Yıldız Teknik Üniversitesi

Teslim Tarihi : 4 Mayıs 2018
Savunma Tarihi : 6 Haziran 2018

Aileme,

ÖNSÖZ

Bu tezde bir yüksek saflıklı germanyum dedektörün Monte Carlo metoduyla simülasyonu incelenmiştir. Tezim boyunca başlangıcından bitişine kadar bana her türlü konuda yardımcı olan her soruma cevap veren değerli Hocam Prof.Dr. İskender Atilla REYHANCAN'a teşekkürü bir borç bilirim. Tezin başlangıcında bana yardımcı olan arkadaşım Dr. Füsün Çetin'e ve tez boyunca beni destekleyen arkadaşım Tuğrul Öncel'e ve yine desteklerinden güç aldığım aileme teşekkür ederim.

Mayıs 2018

Naci Kurtar
(Fizik Mühendisi)

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖNSÖZ	vii
İÇİNDEKİLER	ix
KISALTMALAR	xi
SEMBOLLER	xiii
ÇİZELGE LİSTESİ	xv
ŞEKİL LİSTESİ	xvii
ÖZET	xix
SUMMARY... ..	xxi
1. GİRİŞ	1
2. TEORİ.....	3
2.1 Radyasyon	3
2.1.1 İyonizan.....	3
2.1.2 Non iyonizan	3
2.2 Radyasyon çeşitleri (İyonizan)	4
2.2.1 Elektromanyetik radyasyon.....	4
2.2.1.1 Gama, X- ışını	4
2.2.2 Partiküler radyasyon.....	4
2.2.2.1 Alfa parçacıkları	4
2.2.2.2 Beta parçacıkları.....	4
2.2.2.3 Nötronlar	5
2.3 Elektromanyetik radyasyonun madde ile etkileşmesi	5
2.3.1 Fotonların madde ile etkileşmesi.....	5
2.3.1.1 Fotoelektrik Olay.....	5
2.3.1.2 Compton olayı	6
2.3.1.3 Çift Oluşumu	7
2.3.2 Beta ışınlarının madde ile etkileşmesi.....	8
2.3.2.1 Bremsstrahlung.....	8
2.4 Radyasyonun dedeksiyonu	8
2.4.1 Gama ışınının dedeksiyon mekanizmaları	8
2.4.2 Dedektörler.....	9
2.4.2.1 Gazlı dedektörler	9
2.4.2.2 Sintilasyon tipi dedektörler	11
2.4.2.3 Yarı iletken dedektörler.....	11
2.4.3 Simülasyonu yapılan HpGe detektörü	12
2.4.4. Ölü Tabaka	14
3. MONTE CARLO METODU	17
3.1 MCNP Simülasyon Programının tanıtımı	18
3.1.1 Nükleer Data ve Reaksiyonlar	19
3.1.2 Kaynak Özellikleri	20
3.1.3 Hesap Listeleri ve Çıkış	20
3.1.4 Monte Carlo Hesap Hatalarının Yaklaşık Hesabı	21
3.1.5 Varyans Azaltma.....	21

3.1.5.1 Hesap Listesi seçimi.....	22
3.1.5.2 Analog olmayan Monte Carlo	22
3.1.5.3 Varyans Azaltma Araçları	23
3.1.6 Simülasyonu yapılan dedektör ve kaynağın geometrisi.....	23
4. GAMA SPEKTRUMLARININ SİMÜLASYONU	25
4.1. Deneysel spektrumların simülasyonu.....	26
4.1.1 Cs137.....	26
4.1.2 Co60	27
4.1.3 Eu152.....	28
4.1.4 Am241.....	28
5. MCNP VE DENEYSEL VERİLERİN KARŞILAŞTIRILMASI (VERİM HESABI).....	29
6. TARTIŞMA VE SONUÇ	35
KAYNAKLAR.....	37
EKLER	39
ÖZGEÇMİŞ	41

KISALTMALAR

CGI	: Common Gateway Interface
ESS	: Error sum-of-squares
FWHM	: Full Width at Half Maximum
keV	: Kilo Elektron Volt
MCNP	: Monte Carlo N Particles

SEMBOLLER

Am	: Amerisyum elementi
Eu	: Eurupyum elementi
ν	: Frekans
c	: Işıık hızı
Co	: Kobalt elementi
R	: Monte Carlo kodu için relatif hata
h	: Planck sabiti
Cs	: Sezyum elementi
Σ	: Standart sapma
Σ_t	: Toplam tesir kesiti
ϵ	: Verim

ÇİZELGE LİSTESİ

	<u>Sayfa</u>
Çizelge 3.1: Relatif hata R'nin yorumlanması	21
Çizelge 4.1: Tablo halinde radyoizotoplar ve enerjileri.....	26
Çizelge 5.1: Enerji-FWHM ilişkisi.....	29

ŞEKİL LİSTESİ

Sayfa

Şekil 2.1: fotoelektrik olay.....	6
Şekil 2.2: Compton saçılması.....	7
Şekil 2.3: Çift oluşumu.....	7
Şekil 2.4: Gazlı Dedektörler.....	10
Şekil 2.5: Yüksek saflıkta bir Germanyum dedektörün blok diyagramı.....	15
Şekil 3.1: MCNP programında kullanılan dedektör ve kurşun zırhın geometrisi.....	23
Şekil 4.1: HpGe dedektörün özellikleri.....	25
Şekil 4.2: Cs137 Deneysel vs Simülasyon.....	27
Şekil 4.3: Co60 Deneysel vs Simülasyon.....	27
Şekil 4.4: Eu152 Deneysel vs Simülasyon.....	28
Şekil 4.5: Am241 Deneysel vs Simülasyon.....	28
Şekil 5.1: Enerji-FWHM ilişkisi.....	30
Şekil 5.2: Kaynak dedektörden 6 cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.....	31
Şekil 5.3: Kaynak dedektörden 8 cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.....	31
Şekil 5.4: Kaynak dedektörden 10cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.....	32
Şekil 5.5: Kaynak dedektörden 12cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.....	32
Şekil 5.6: Kaynak dedektörden 16cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.....	33

BİR YÜKSEK SAFLIKLI GERMANYUM DEDEKTÖRÜNÜN MONTE CARLO METODU İLE SİMÜLASYONU VE VERİM KALİBRASYONU

ÖZET

Bu tezin amacı bir yüksek saflıklı germanyum dedektörünün Cs-137, Co-60, Eu-152 ve Am-241 gibi kaynaklar için bulunduğu spektrum değerlerini MCNP koduyla simüle etmek ve herhangi bir kaynak olmadanda sadece MCNP kodu kullanarak herhangi bir radyoizotopun spektrumunun elde edilebileceğini göstermektir. Bunun için izlenen yöntem dedektör karakteristiklerinin ve kaynağın içinde olduğu geometrinin MCNP programına veri girişinin yapılması ve programın çıkışında da kaynağın enerji ve sayım değerlerini almak olmuştur. Bir diğer amaçta dedektörün çalışma verimini yine farklı kaynaklar için MCNP kodu kullanarak elde edilebileceğini göstermektir. Bunun içinde Cs-137 kaynağı için belli olan deneysel verim değeri MCNP kodu ile hesaplanan verim değerine bölünerek bir katsayı bulundu. Daha sonra bu referans değeriyle diğer kaynaklara ait MCNP koduyla hesaplanan verim değerleri çarpıldı. Burada da amaç herhangi bir mesafe ve kaynak için MCNP koduyla dedektöre ait verimi hesaplamak olmuştur.

Yaptığımız deneysel ve simülasyon karşılaştırması için deneysel geometriye mümkün olduğunca yakın bir geometriyi MCNP'ye input olarak girdik. Bu geometride kurşundan imal edilmiş zırh, radyoaktif kaynak ve dedektör bulunmaktadır. Bu geometride oluşan reaksiyonlar, MCNP tarafından sahip olduğu kütüphaneler ile simüle edilmiştir.

MCNP kodu nükleer reaksiyonları simüle ederken rastgele sayı üreticini kullanmaktadır. MCNP nükleer reaksiyonların simülasyonunda rastgele sayıları kullanan başarılı bir araçtır. Örneklemeye yaptığı her bir parçacığı, karıştığı reaksiyonlar boyunca izler ve parçacık geçmişini tutar. Bunu yaparken her reaksiyon MCNP tarafından örneklenerek istatistik olarak simüle edilir. Monte Carlo tekniği basitçe, rastgele sayılarla istatistiksel prosesleri örneklemeye modelidir. Basit görünümüne karşın çok sayıda parçacığın karıştığı olayları, karışık nümerik integrallerde kaybolmadan analiz eder.

Tezin sonunda Monte Carlo kodu kullanarak üretilen simülasyon değerleri deneysel değerler ile grafik olarak karşılaştırılmıştır. Bu karşılaştırma iki yöntemle üretilen yani deneysel ve simülasyon değerlerinin uyum içinde olduğunu göstermektedir. Böylece karakteristikleri bilinen bir dedektör için deney yapmadan istenilen bir kaynak için kaynağın spektrumunu ve dedektörün verimini hesaplamanın mümkün olacağı gösterilmiştir.

SIMULATION AND EFFICIENCY CALIBRATION OF A HIGH PURITY GERMANIUM DETECTOR BY USING MONTE CARLO METHOD

SUMMARY

The aim of this thesis is to simulate a high purity germanium detector through Monte Carlo N Particles code for any given radiation source. In order to simulate the detector we entered the geometry of the source and detector as data into MCNP and the code gave spectrum of the source as output. We used Cs-137, Co-60, Eu-152 and Am-241 as sources of gama resources. After getting the output of MCNP we compared the simulation data with experimental data of detector. Comparison showed that simulation of the detector was successful.

In simulating HpGe detector we created the geometry very close to the one in which experimental data was observed. The geometry includes detector, radioactive source inside lead (Pb) shielding. Inside the shielding there is air as first medium for radiation to encounter and then the parts of which detector is made. Geometry of lead shielding, air and the parts of the detector are entered into Monte Carlo code as input data. Monte Carlo code has data library of the interactions of radiation with matter. With this data library Monte Carlo code simulates the reactions happening like Compton scattering, electron-positron annihilations, bremsstrahlung effect, etc. After entering geometry data into Monte Carlo code we evaluated output data according to our need to simulate gama detector. Code listed energy-count data as output in two columns just like a multi-channel gama detector.

Second objective of the thesis is to calculate the efficiency calibration of the given detector without using radioactive source. To do it we assumed that intensity values of gama resources were 1 (normalized) hence corresponding probability values calculated by MCNP equaled to efficiency values. First we took Cs-137 as a reference source and calculated its efficiency value with MCNP for a given distance of radiation source from detector. Its difference from the experimental efficiency value was calculated as a coefficient which was 12. After finding this coefficient we were able to calculate efficiency calibration for other sources by multiplying this coefficient with efficiency value calculated by MCNP. The efficiency values found with above mentioned method are inline with experimental efficiency values of the radiation sources as seen in the graphics in the thesis. This compatibility suggest that the energy calibration of any given detector can be calculated by MCNP without using a radition source for any given distance of radiation source from detector.

Achieving this two objective provides excellent advantage in measuring gama spectroscopy. This advantage is based on the MCNP code that can measure gama spectroscopy without actual radioactive source. MCNP code is written by Fortran 77 language. To give the brief explanation of how MCNP code runs we must consider it in three parts.

1-Input Data, 2-Code body and 3-Output Data. Every kind of radiation source related geometry can be turned into input data for MCNP code. Source information like energy of source, the distance between source and simulated detector etc. are input datas to MCNP. Code body gets these informations and process through its libraries and outputs in what data it is asked to give. Output data can be anything that from particle flux to gaussian distribution of energy of radiation to probability of counted photons. In this way MCNP code can simulate any kind of radiation count case.

Throughout thesis we examined and graphed MCNP output comparing with the experimental results of HpGe detector. In these graphics we showed both MCNP output and experimental data side by side. It was shown that simulation data was in great accord with experimental data. These accord suggests that when radioactive source is none existant we would be able to calculate the spectroscopy of radiation source. Only thing that needs to be known is detector characteristics which are specific to each detector. If detector characteristics are known these datas can be turned into geometry of the detector in question. So this geometry can be input to MCNP and energy count relationship can be calculated by MCNP as we did in this thesis.

Above mentioned MCNP code is able to calculate any value about the radiation source within error limits. These limits are also specified in MCNP output. The checking if the results are within these limits is also performed. So the results are reliable datas after the checking is done.

The important thing when making calculations is to establish geometry of the given radioactive source case correctly. To do this, it is recommended that the geometry would be as simple as possible at the beginning of simulation. After getting the correct output values more complex geometries can be input to MCNP code. In our case geometry was simple enough so we did not try to get it simpler. In simulating the detectors, geometry is simple enough, one source and one detector and the environment create the geometry.

Sometimes the case could be as complex as it is hard to experiment. For case like this MCNP is important tool as it can simulate complex cases as well as simple cases. MCNP simulations is used many areas of nuclear reactions. Especially when there are big number of particles involving. Big particle numbers can be input to MCNP code as the only limit is computing power. So complex cases need more computing power in order to calculate needed values. If computing power is not enough number of particles should be decreased to limit the time it takes MCNP to calculate.

Random number generator of MCNP is used to simulate events. MCNP is fairly unique and successful tool in simulating the nuclear reactions by making use of random numbers. It follows every particle throughout their life and holds particle histories for every reaction particle is involved. Each reaction is sampled to simulate them by MCNP. In these samplings Monte Carlo technique is used. Monte Carlo technique is simply a model that sample statistical processes with random numbers. Hence Monte Carlo name comes from the city with its famous casino. As It may seem simple to use, with this method, much complex events involving many particles problem can be solved without getting lost in complex numerical integrals. Therefore, with some simple equations MCNP can help find the solutions.

MCNP has developed error checking methods as well as finding solution to the complex problems. Variance reduction is one of them and MCNP does its best to provide physicist with variance reduction tools.

It was shown that MCNP code could be used in cases where experimental data was not available or hard to collect for example a reactor and its core is the source of radiation. So another studies can be done using MCNP code simulation wherever experimental difficulties exist.

1. GİRİŞ

Nükleer reaksiyonların teorik olarak simülasyonu bilgisayarın bulunması ile mümkün olmuş ve bilgiyarların gelişmesiyle de gerçeğe daha yakın simülasyonlar yapılabilmekmiştir. Tezin konusu olan Monte Carlo yöntemi bu simülasyonları yapmada en önde gelen yöntemdir. Bilgisayar ortamında Monte Carlo yöntemi Monte Carlo N Particles kısaca MCNP olarak bulunmaktadır. Bu çalışmada söz konusu yöntemle yüksek saflıklı bir germanyum dedektörü simüle edeceğiz. Dedektör simülasyonu MCNP nin uygulamalarından yalnızca biridir. MCNP çeşitli kaynak ve bu kaynağın etkileştiği çeşitli ortamları yine çeşitli geometrilerde simüle edebilir. MCNP, determinist yöntemlerle modellenmesi çok zor hatta imkansız olan çok sayıdaki radyasyon etkileşimlerini random sayılar yoluyla örnekleyerek modelleme yapabilir. Çalışmamızda amacımız kaynak olmadan karakteristikleri verilen bir dedektör için, istenilen bir kaynak radyoizotopun gama spektrometresinin elde edilebileceğini göstermektir. Ayrıca yine Monte Carlo yöntemiyle dedektörün verim katsayısını referans bir izotop için elde edip diğer radyoizotoplar için verim değerlerini elde etmektir. Bunu sağlamak için daha önce gerçek bir fiziksel dedektörün çeşitli kaynaklardan elde edilmiş spektroskopi verilerini yaptığımız simülasyon verileriyle karşılatıracağız. Karşılaştırma sonucuna bakarak simülasyonun başarısına karar vereceğiz.

Monte Carlo metoduyla örnekleme yaparken yaptığımız hatayı da bilmek zorundayız. Bu hata hesabını da MCNP' nin varyans azaltma metoduyla yapacağız ve simülasyon sonunda belirli kriterlerimiz bize simülasyonun başarısı hakkında bilgi verecektir. Böylece deneysel verilerle karşılaştırma yapmadan önce simülasyonun başarısı hakkında fikir sahibi olacağız. MCNP' nin sahip olduğubu kriterler bize simülasyonun geçerliliğini, pass veya no pass şeklinde bildirmektedir.

MCNP ile yapılan simülasyonlarda geometri çok büyük önem taşımaktadır. Eğer simülasyonu yapılan senaryoya ait geometri doğru girilmezse MCNP kodu yanlış sonuç verecektir. Bu nedenle geometriyi basitten karmaşığa götürmek çok önemlidir. Yani önce radyasyon senaryosunun basit bir geometrisi ile simülasyona başlamak daha

sonra MCNP'nin verdiđi sonuçlara bakarak daha karmaşık geometrilere çıkmak gerekmektedir.

Yapılan hesaplamaların doğruluk derecesini bildikten sonra deneysel veriler ile simülasyon verilerini karşılaştırabiliriz. Tezimizde bu karşılaştırmayı yaptık ve simülasyonun deneysel değerler ile uyum içinde olduğunu gördük.

2. TEORİ

2.1 Radyasyon

Enerjinin uzayda gerek parçacık gerekse elektromanyetik dalgalar olarak yayılmasına radyasyon denir. Eğer, herhangi bir maddenin atom çekirdeğindeki nötronların sayısı, proton sayısına göre oldukça fazla ise bu maddeler kararsız bir yapı göstermekte ve çekirdeğindeki nötronlar dönüşerek β^- (negatron) yayarlar. Eğer protonlar, nötronlardan fazla ise protonlar dönüşerek β^+ (positron) yayarlar. Atom çekirdeğinden ayrılan nötronlar ve protonlar gama (γ) ışını yayar. Ağır çekirdekler alfa(α) ışını(helyum çekirdekleri) yayabilir veya fizyon reaksiyona maruz kalabilirler. Bu tepkimelere maruz kalarak parçalanarak maddelere 'radyoaktif madde', çevreye yayılan alfa, beta ve gama gibi ışınlar ise 'radyasyon' adı verilmektedir.

2.1.1 İyonizan

Atomlardan ve moleküllerden elektron koparabilecek kadar enerjiye sahip radyasyona iyonizan radyasyon denir.

Elektromanyetik radyasyon, gama ile X ışınlarıdır. Dalga boyları küçük enerjileri yüksektir. Gama ışınları ve X-ışınları manyetik alandan etkilenmezler. X ışınları, hızlandırılan elektronların hedef atomların çekirdeklerine yaklaşmaları sırasında çekirdeğin elektrik alanının etkisiyle yavaşlamasından dolayı oluşur.

Parçacıklı radyasyon, alfa ve beta ışınlarından ve nötronlardan oluşur. Bu ışınlar atomun çekirdeğinde meydana gelen radyoaktif ışınlardır. Nötronlar ise radyasyonla oluşmuş olan yüksüz parçacıklardır. Bu yüzden her maddeye kolay bir şekilde girerler. Doğrudan iyonlaştırıcı etkileri yoktur. Girdikleri maddelerdeki nötronlarla etkileşerek, alfa, beta, gama gibi ışınlar meydana getirirler.

2.1.2 Non iyonizan

Enerjisi elektronların bağlanma enerjisinden küçük olan radyasyon türüdür. Optik radyasyonlar, bunlar ultraviyole ışınlarıdır. Bunun temel kaynağı güneş ışınlarıdır. Bunlardan beyaz elbise ile korunmak mümkün olabilir. Bazı durumlarda

yansıma yoluyla etkili olabilir. Bu ışınlar derinlere ulaşmadığından, sadece cilt ve gözleri etkiler.

EMR nitelikli radyasyonlar, cep telefonları, radyo dalgaları, mikrodalgalar, bilgisayarlar, trafolar gibi cihazlardan yayılan radyasyondur.

2.2 Radyasyon çeşitleri (İyonizan)

Elektromanyetik radyasyon ve partiküler radyasyon olmak üzere iki türdür.

2.2.1 Elektromanyetik radyasyon

Gama, X-ışını, ultraviyole ışın, kızılötesi ışını, mikrodalga, radyo dalgaları ve görünür ışıktan ibarettir.

2.2.1.1 Gama, X- ışını

Gama ışınları, en yüksek frekansta ve en düşük dalga boyundaki elektromanyetik radyasyondur. Her zaman atom çekirdeğindeki reaksiyonlar sonucu oluşurlar. Gama ve X- ışınlarının, alfa ve beta parçacıklarına göre madde içine giricilikleri çok daha fazla, iyonlaşmaya sebep olma etkileri ise çok daha azdır. Madde içerisinden geçerken üstel bir fonksiyonla ifade edilebilen bir şiddet azalmasına uğrarlar. Yüksüz olduklarından elektrik ve manyetik alanda sapmazlar. Gama ışını daima çekirdekten kaynaklı, X- ışını ise elektronların seviye değiştirmesinden kaynaklı radyasyonlardır.

2.2.2 Partiküler radyasyon

Partiküler radyasyon alfa ve beta ışını ve kinetik enerjiye sahip nötronlardan oluşur.

2.2.2.1 Alfa parçacıkları

Alfa parçacığı α işaretiyle sembolize edilir. Gerçekte iki proton ve iki nötrondan oluşmuş bir helyum (4_2He) çekirdeğidir ve pozitif yüklüdür. Sahip oldukları bu elektrik yükü, alfa parçacıklarının herhangi bir madde içerisinden geçerken yolları üzerinde yoğun bir iyonlaşma meydana getirmelerine ve bu yüzden de enerjilerini hızlı bir şekilde kaybetmelerine yol açar. Bunun nedeni, diğer radyasyon çeşitlerine göre sahip oldukları büyük elektrik yükleridir. Enerjilerini bu şekilde kaybeden alfa parçacıklarının madde içinde giricilik mesafeleri oldukça kısadır. Alfa parçacıklarını çok ince maddelerle (mesela kağıt ile) durdurmak mümkündür. Atom çekirdeğinin alfa parçacığı çıkararak parçalanması olayı atom numarası büyük elementlerde görülür ve genellikle doğal radyoaktif atomlar tarafından yayınlanırlar

2.2.2.2 Beta parçacıkları

Atom çekirdeğindeki kütle dolayısıyla enerji fazlalığı dışarıya bir beta ışını yayınlanmasına neden olur. Beta ışını elektron veya pozitrondan oluşur. Çekirdekteki

kütle fazlalığı proton fazlalığından meydana geliyorsa pozitron, nötron fazlalığından meydana geliyorsa elektron çıkar.

Beta parçacıkları da alfa parçacıkları gibi belli bir yük ve kütleye sahip olduklarından madde içerisinden geçerken yolları üzerinde iyonlaşmaya sebep olurlar. Ancak bu iyonlaşma, alfa parçacıklarının oluşturduğu iyonlaşmadan daha azdır. Çünkü bu parçacıklar alfa parçacıklarına göre daha hafif ve yüz kere daha giricidirler. Bu ışınlardan korunmak için ince bir alüminyum levha yeterlidir.

2.2.2.3 Nötronlar

Elektriksel olarak nötr ve kütleleri yaklaşık olarak protona eşit parçacıklardır. Radyoaktif bozulma sonucu oluşmazlar. Bir nükleer reaktörün içindeki atomların parçalanması (fision) veya birleşmesi (fusion) gibi nükleer reaksiyonlar sonucu elde edilirler. Bu radyasyonun girginliği çok fazladır.

2.3 Elektromanyetik radyasyonun madde ile etkileşmesi

Gama ışını ve X ışını (foton) ile maddeyi oluşturan atom ve moleküllerin bir çok şekilde etkileşirler.

2.3.1 Fotonların madde ile etkileşmesi

Ağırlıklı olarak fotoelektrik olay, Compton saçılması ve çift oluşumu olarak fotonlar maddeyi oluşturan atomlarla etkileşir.

2.3.1.1 Fotoelektrik Olay

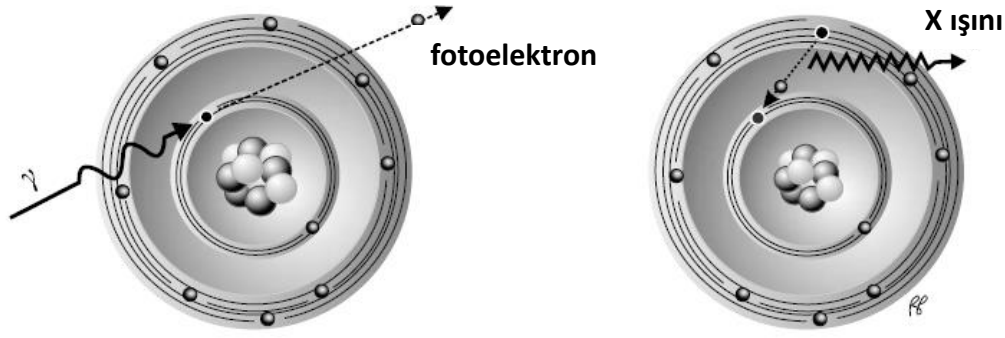
Elektromanyetik radyasyonun yani fotonların atomlardan elektron koparması olayına **fotoelektrik olay** denir. Fotoelektrik olayda kopan elektronların enerjisi fotonların frekansına bağlı olarak değişmektedir. Bunu ilk olarak 1905 yılında Einstein açıklamıştır ve 1925 yılında nobel ödülü almıştır. Bu olayda ışık dalga karakterinin yanında tanecik karakteri ile davranmaktadır. Max Planck bu tanecikleri 1900 yılında kuantum olarak adlandırmıştır.

Fotonların sahip olduğu enerji;

$$E = h \frac{c}{\lambda} \quad (2.1)$$

bağıntısı ile hesaplanır.

Burada, h Planck sabiti ($h = 6,62 \times 10^{-34} \text{ J.s}$), ν ışığın frekansı (s^{-1}), λ ışığın dalga boyu (m), c ışık hızı ($c = 3 \times 10^8 \text{ m/s}$), E fotonun enerjisi (joule) dir.



Şekil 2.1 Fotoelektrik olay.

Bir elektronu serbest hale getirmek için gerekli bağ enerjisi I_B ve gelen fotonun enerjisi $h\nu$ ise enerjinin korunumu yasasından, aşağıdaki bağıntı fotoelektrik olay için geçerlidir;

$$E = h\nu = I_B + K_e \quad (2.2)$$

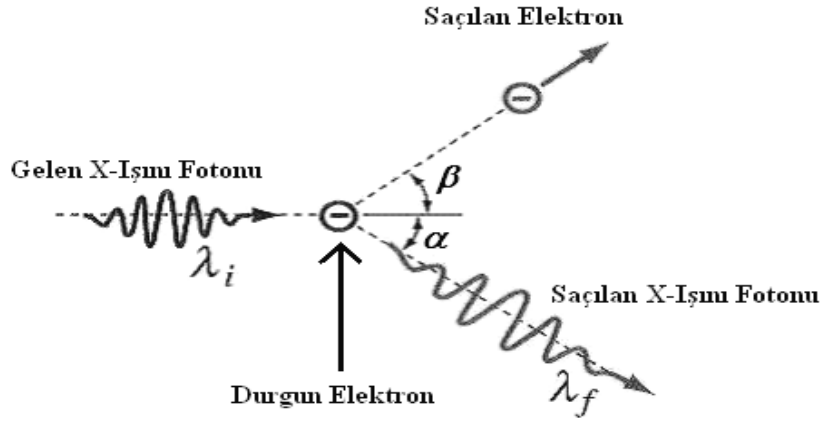
Burada I_B bağlanma enerjisi, K_e elektronların kinetik enerjisidir.

2.3.1.2 Compton olayı

“Compton Saçılması” bir elektronla etkileşime giren bir *gama* ışını veya X-ışını *fotonunun* enerjisindeki azalmaya (dalga boyundaki artma) denir. Dalga boyundaki bu artmaya Compton kayması ismi verilir. Bu olay ilk olarak 1923 yılında Arthur H. Compton tarafından gözlemlenmiştir. Compton bu keşfi ile 1927 yılında Nobel Ödülü kazanmıştır.

Yüksek enerjili fotonlarla elektronların etkileşmesi sonucu enerjinin bir kısmı elektrona aktarılıp onun saçılmasına neden olurken saçılan foton, enerjinin geri kalan kısmıyla yön değiştirir. (Şekil 2.2) Compton olayı momentumun ve enerjinin korunumu yasalarına uygun şekilde gerçekleşmek zorundadır.

Bu olay elektromanyetik radyasyonun yalnızca dalga modeli ile açıklanamayacağını göstermektedir: Yüklü parçacıkların elektromanyetik radyasyona maruz kaldıkları zaman saçılmasını açıklayan klasik teori (Thomson Saçılması) gelen ışının dalga boyunda bir değişim öngörmemektedir. Bu olay ışığın parçacık gibi davranmasını gerektirmektedir. Compton saçılmasını Şekil 2.2’ de görüldüğü gibi çizersek gelen X-ışını fotonu elektrona çarptığında yön değiştirmekte ve enerjisinin bir kısmını çarptığı bu elektrona vermektedir. Saçılan fotonun enerjisinde böylece azalma olmuştur.



Şekil 2.2 Compton saçılması.

Momentumun ve enerjinin korunumu ile beraber momentumun ve enerjinin rölativistik tanımı ve Planck'ın enerjiyi frekansa bağlayan yasası kullanılırsa son dalga boyunu veren denklem türetilebilir:

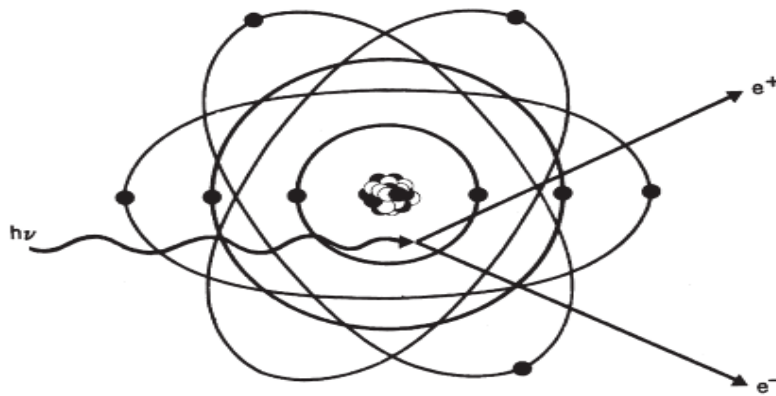
$$\lambda_f = \frac{h}{m_e c} (1 - \cos \alpha) + \lambda_i \quad (2.3)$$

Buradan dalga boyundaki değişimin $\Delta\lambda = \frac{h}{m_e c} (1 - \cos \alpha)$ olacağı açıktır.

Foton enerjisinin 0.1 ile 10 MeV olduğu aralıkta Compton saçılması çok görülür.

2.3.1.3 Çift oluşumu

Çift oluşumu fotonun elektron-pozitron çiftine dönüşmesidir. Foton yeterli enerjiye sahip olduğunda, madde tarafından absorbe edilir ve pozitif ve negatif elektron meydana gelir. Bu olay, momentum korunumunu sağlamak için üçüncü bir cismin varlığında meydana gelir. Elektronun kütlesi pozitronun kütlesine eşit olduğundan, elektron-pozitron çift oluşumu için eşik enerjisi $h\nu \approx 2m_e c^2 = 1.02 \text{ MeV}$ dir.



Şekil 2.3 Çift oluşumu.

Tesir kesiti çift oluşumu için Z^2 ile değişir, burada Z ortamın atom numarasıdır. Foton enerjisinin 10 MeV den büyük olduğu reaksiyonlarda tesir kesiti büyüktür. Çok yüksek enerjilerde (>100 MeV), elektron-pozitron çifti tesir kesiti azalır. Oluşan pozitronlar madde içerisinde ilerlerken iyonlaşmaya neden olur ve enerji kaybederler. Pozitron kinetik enerjisinin çoğunu kaybettikten sonra bir elektron yakalayarak pozitronyum diye adlandırılan hidrojen benzeri bir atom meydana getirir. Hidrojen atomunun aksine pozitronyum atomu kararsızdır ve 10^{-10} sn yarı-ömre sahiptir. Dolayısıyla, pozitronyum atomu bozunarak (anihilasyon) iki foton meydana getirir. Bu yok olma işlemi zıt yönlü eşit enerjili iki foton meydana getirir. Fotonların herbiri enerji-momentum korunumunu sağlamak için 0.511 MeV lik enerjiye sahip olmalıdır.

2.3.2 Beta ışınlarının madde ile etkileşmesi

2.3.2.1 Bremsstrahlung

Elektronlar, hedef atomun çekirdeğine yaklaştığında, çekirdeğin pozitif yükünden kaynaklanan elektrik alandan etkilenir ve ivmeli hareket yaparak dışarıya foton yayar. Sürekli bir enerji spektrumuna sahip bu fotonlara sürekli x-ışınları, bu olaya da bremsstrahlung veya frenleme radyasyonu adı verilir.

2.4 Radyasyonun dedeksiyonu

Radyasyonun dedeksiyonu, radyasyonun madde ile etkileşmesi esasına göre yapılır.

2.4.1 Gama ışınının dedeksiyon mekanizmaları

Radyasyonun varlığının anlaşılması duyu organları ile mümkün olmadığından, algılanması ve ölçümleri radyasyona hassas cihazlar ile yapılır. Radyasyonun ölçülmesinin temeli, radyasyon ile maddenin etkileşmesi esasına dayanır. Bu maksatla geliştirilmiş olan aygıtlara genel olarak radyasyon dedektörü adı verilir. Radyasyon, bir maddenin içerisinde geçerken maddenin atom veya molekülleri ile etkileşerek enerjisinin bir kısmını veya tamamını etkileştiği ortamda kimyasal, fotokimyasal, iyonizasyon, fosforesans, floresans gibi olaylara neden olarak kaybeder. Dedektörler, radyasyonun içlerinde sebep olduğu iyonlaştırma ve uyarma mekanizmalarının elektrik sinyallerine çevrilmesi prensibiyle çalışırlar. Radyasyon dedektörleri, ortamda radyasyon olup olmadığını, belli bir zamanda dedektör yüzeyine çarpan parçacık sayısını, her parçacığın enerjisini, radyoaktif kaynağın parçalanma hızını, aktivitesini,

miktarını, yarı ömrünü belirlemede ve kişisel doz ölçme cihazları ile canlı eşdeğer doz bilgisi hakkında bilgilenmemize olanak tanır.

Bir dedektörün radyoaktif bir parçacık ile etkileşmesi çok kısa bir sürede gerçekleşir. Bu süre gazlarda nanosaniye, katılarda pikosaniye düzeyindedir. Etkileşim sonunda dedektörün aktif hacmi üzerinde bir elektrik yükü oluşur. Oluşan elektrik yüklerinin toplanarak elektrik sinyali oluşturması uygulanan elektrik alan ile gerçekleştirilir. Yüklerin toplanması için gerekli süre, farklı dedektörler için farklılık gösterir. Farklı radyasyon dedektör tiplerinden bahsetmeden önce tüm tipler için geçerli özellikler aşağıda açıklanmıştır.

Dedektör verimi; tüm radyasyon dedektörleri aktif hacimleri ile etkileşen her radyasyon için bir çıkış sinyali verir. Yüklü parçacıkların etkileşiminde meydana gelen iyon çiftlerinin sayısı dedektör çıkışında yeterli büyüklükte bir puls oluşturur ve sayım etkinliği %100'e yakındır. Yüksüz parçacıklar ise dedektörde birçok etkileşim yaparak uzun mesafeler katettiklerinden sayım etkinlikleri daha düşüktür.

Dedektör ölü zamanı; cihazın arka arkaya gelen iki etkileşimi anlamlandırabilmesi için gerekli zamana denir. Ölü zamanı büyük olan cihazlar özellikle yüksek şiddetteki radyasyon alanlarında kullanılmamalıdır.

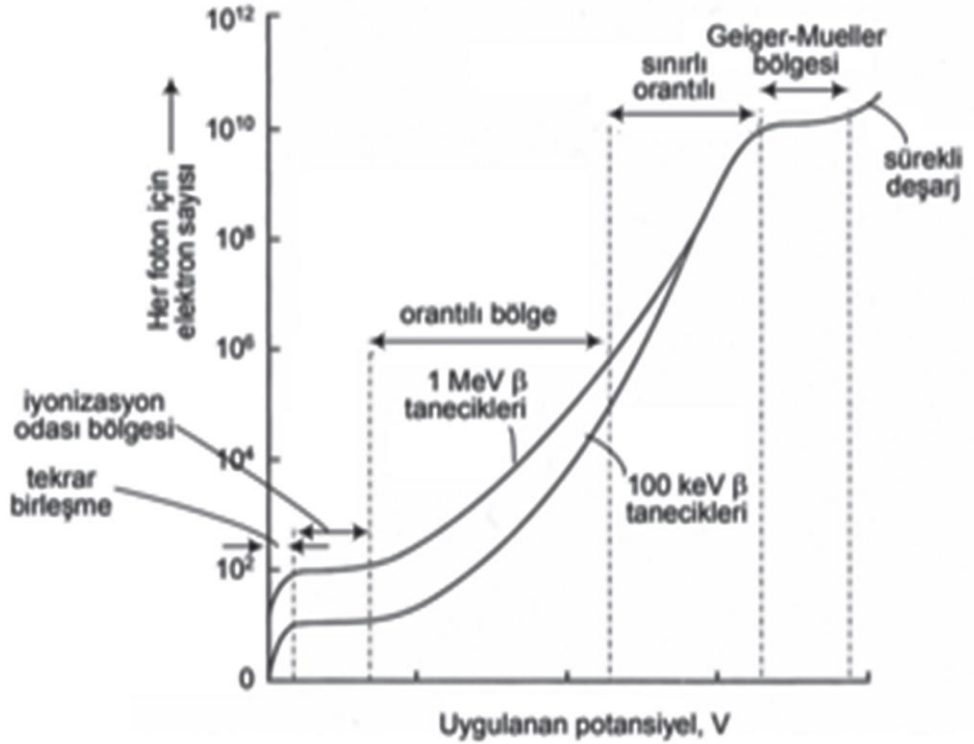
Dedektör enerji rezolüsyonu; dedektörün farklı enerjilere sahip iki radyasyonu birbirinden ayırt edebilme yeteneğidir.

2.4.2 Dedektörler

2.4.2.1 Gazlı dedektörler

Gaz doldurulmuş dedektörler iyonizasyon dedektörleri olarak da adlandırılırlar. Radyasyonun oluşturduğu iyonizasyon akımını ölçerler. İyonlaştırıcı radyasyonun gaz ortamı içerisinde oluşturduğu iyonlar, elektrik olarak yüklü parçacıklardır. Silindirik bir kap içerisine yüksek basınçta genellikle hava, helyum, argon gibi bir gaz doldurulmuştur. Bu gaz anod (pozitif) ve katod (negatif) olarak bilinen iki elektrot arasına sıkıştırılır. Zıt yüklü olan bu elektrotlar arasında bir manyetik alan yaratılır. İyonlaştırıcı radyasyon gaz molekülleri ile etkileşerek gazı iyonlarına ayırır. Pozitif iyonlar katoda, negatif iyonlar anoda göç eder ve iki zıt kutup arasında bir iyon ya da iyonizasyon akımı meydana gelir. Oluşan bu akımın şiddeti gelen radyasyonun şiddeti ile orantılı olarak değişir. Gaz dolu dedektörler, pozitif ve negatif elektrotlar arasındaki uygulanan gerilim farkına göre; iyon odası, orantılı sayaç ve Geiger-Müller dedektörleri olarak üçe ayrılır. (Dönmez, 2017)

Gaz dolu dedektörlerin farklı çalışma bölgeleri Şekil 2.4’de gösterilmiştir.



Şekil 2.4 Gazlı Dedektörler.

İyon odası; iyon akımının okunması prensibine göre çalışan iyon odaları radyasyonun oluşturduğu ortalama iyonizasyonu algılayacak şekilde tasarlanmıştır. Radyasyonun oluşturduğu iyonizasyon akımları çok küçük olduklarından ayrı ayrı ölçülmeyip, gelen radyasyonun ortalama şiddeti elde edilir. İyonizasyonun zaman içerisindeki oluşum hızının, direkt akım ölçümüne uygun olmayacak şekilde yavaş olması durumunda puls tipi çalışma modu tercih edilir. Gaz olarak genellikle atmosfer basıncında hava kullanılır. Doz hızı ölçümü, radyasyon alan dedektörü, doz kalibratörü ve cep dozimetresi iyon odası prensibiyle çalışan radyasyon ölçüm cihazlarıdır.

Orantılı sayaçlar; yapısal olarak iyon odası prensibi ile çalışırlar. Aralarındaki fark orantılı sayaçlarda daha yüksek gerilim uygulanmasıdır. Gelen radyasyonun oluşturduğu orijinal iyon çiftlerinin gaz atomları ile etkileşimleri prensibine göre ve puls modunda çalışırlar. Farklı enerjilere sahip radyasyon kaynaklarının oluşturdukları iyonlaşma sonucu oluşan elektrik akımı farklı olacağından enerjinin ayırt edilmesini sağlarlar. Çalışma voltajı orantılı bölgede olup, meydana gelen yüksek alan şiddeti ile anottaki yük miktarı, dolayısıyla voltaj pulsu büyüktür. Bu tip dedektörlerle; düşük enerjili X ve gama ışınları, iyon odasına açılan naylon veya mikaldan yapılmış ince

pencere ile alfa parçacıklarının ölçümü yapılır. Orantılı cihazların alfa ve beta radyasyonlarını ayırt etme özelliği vardır.

Geiger-Müller; yüksek gerilim ile çalışan iyon odalarıdır. Uygulanan yüksek gerilimden dolayı Geiger- Müller dedektörleri radyasyonun enerjisinden bağımsız olarak bir sinyal üretir. İyonlaşma miktarı az olan yüklü parçacıklar, düşük enerjili X ve gama ışınları ölçülür. Bu dedektörle parçacık enerjisinin ölçülmesi ve parçacık cinslerinin bir birinden ayrılması söz konusu değildir. Odanın önüne yerleştirilen bir zırh ile beta parçacıkları tutulup, yalnız gama ışınları sayılabilir. Radyasyonun ve radyoaktif kirlenmenin tespit edilebilmesi amacıyla kullanılır. Survey metre ve alan monitörleri Geiger-Müller tipi dedektörlere sahip radyasyon ölçüm cihazlarıdır.

2.4.2.2 Sintilasyon tipi dedektörler

Bu dedektörler, aldıkları radyasyonun miktarıyla orantılı olarak görülebilir ışık salar. Bu ışığın miktarı fotoçoğaltıcı tüpler ile ölçülerek radyasyon miktarı belirlenir. Sintilasyon fosforlarının yaydığı ışık, foto çoğaltıcı tüpler tarafından toplanarak, voltaj pulsu haline getirilir. Meydana gelen pulsun büyüklüğü radyasyonun enerjisi ile orantılıdır. Bu dedektörler sayım ve aynı zamanda enerji ayrımı için kullanılır. Bu dedektörlerde foto çoğaltıcı tüpü ve kullanılan fosforu değiştirmek suretiyle değişik tipte radyasyonların dedeksiyonu mümkündür. Bunlar:

- Alfa parçacıklarını ölçmek için gümüşle aktive edilmiş ZnS fosforu,
- Beta parçacıklarını ölçmek için naftalin ve stilben,
- Düşük enerjili X ve gama ışınını ölçmek için Talyumla aktive edilmiş NaI kristali kullanılır.

Sintilatör materyallerinin nükleer tıpta yaygın olan iki tipi vardır. Bunlar katı kristal formundaki inorganik sintilatörler, sıvı formdaki organik sintilatörlerdir. İnorganiklerin ışık verimi ve doğrusallığı iyi, cevap zamanları yavaştır. Organik sintilatörler ise daha az ışık veriminde ama çok hızlıdırlar. Yüksek atom numarası ve yoğunlukları inorganik sintilatörleri gama spektroskopisinde uygun yaparken, organik sintilatörleri beta spektroskopisi ve hızlı nötron dedeksiyonunda tercih edilirler.

2.4.2.3 Yarı iletken dedektörler

Yarı iletken dedektörler, gaz dolu dedektörler ile benzer şekilde çalışan ancak bu dedektörlerde gaz yerine katı madde kullanılan dedektörlerdir. En yaygın kullanılan

yarı iletken dedektörler silikon ve germanyumdan yapılmışlardır. Diğer dedektörlerden en üstün özellikleri enerji ayırma güçlerinin son derece yüksek olmasıdır. Gerek elektromanyetik ışınım gerekse alfa, beta gibi yüklü parçacıkların ölçümünde kullanılırlar. Katı hal iyonizasyon odaları olarak düşünülebilirler. Gelen radyasyon kristal ile etkileşerek enerjisini kaybeder. Bu etkileşmeler sonucunda Kristal atomlarından kopartılan yüksek enerjili elektronlar diğer elektronlarla etkileşerek elektron-boşluk yani iyon çiftleri meydana getirirler ve yaklaşık 10-12 s gibi çok kısa bir sürede olay kararlı hale gelir. Biriken yük dışarıdan uygulanan elektrik alan ile kristal boyunca sürüklenir ve bir voltaj (elektrik) sinyali elde edilir. Kristal içinde meydana gelen ve temas yüzeylerinde toplanan yük miktarı, radyasyon cinsinden bağımsız olarak yalnızca soğurulan enerji ile orantılıdır. Si ve Ge kristalleri yarı iletkenler ve iletim bantları boştur. Bantlar arası enerji farkı 1 eV kadardır. Oda sıcaklığında bile uyarılabilirler. Ayrılan e- yerinde bir boşluk oluşur, bu boşluk pozitif iyon olarak tanımlanır. Başka bir komşu e- bu boşluğa düşer. Bu durum böylece devam eder ve bir akım oluşur.

2.4.3 Simülasyonu yapılan HpGe dedektörü

Germanyum dedektörler 1962'den beri kullanılmaktadır. Bu dedektörler şimdi gama ışını spektrometre ölçümlerinde yüksek hassasiyetle kullanılmaktadır. Bu dedektörler yarıiletken malzemenin iyonizasyonundan oluşan yükleri doğrudan toplarlar. Ortalama olarak absorblanan her 3 eV'luk radyasyon için bir elektron-delik çifti üretilir. (Khandaker, 2011) Bu çiftler dışardan uygulanan bir elektrik alanın etkisiyle elektrotlara doğru sürüklenirler ve burada bir puls yaratırlar. Yüksek sayıda bilgi taşıyıcıları az bir dalgalanmaya neden olur ve bu yüzden Germanyum dedektörler yüksek hassasiyete(rezolüsyona) sahiptir. Ancak bir dedektör sadece yarı iletken malzeme ve elektrotlardan oluşmaz. Çünkü bu malzemelerde kusurlar (saf olmama) vardır. Hem Si hem de Ge 4 valansa sahiptir ve kusurlarda 3(alıcı)valans ve 5(verici)valans olarak bulunmaktadır. Bu durum elektron delik çifti oluşması için gerekli enerji miktarını aşağıya çeker ve çok miktarda gürültüye neden olur. Alıcı kusurlarıyla Ge kristali p-tipi Ge malzeme, verici kusurlarıyla olanı ise n-tipi Ge malzeme olur. Çözüm ise bir p-n jonksiyonu yapıp bunu ters yönde kutuplamaktır. Bu sayede radyasyon yokken hiç bir akım akmayacaktır. Ters kutuplama tüketilmiş bölge adı verilen ve bir kaç taşıyıcının kaldığı saf bir yarıiletken yer oluşturur kristalde. Yeterli voltajla elektrik alan geniş bir tüketilmiş bölge oluşturur. Bu içsel bölge gama

ışınlarına hassastır. Dedektörün performansı bu bölgenin büyüklüğüne bağlıdır ve net kusurluluk konsantrasyonu ters orantılıdır. Bir sonraki adım ise Ge kristalindeki kusurluluk konsantrasyonunu $10^{13} \text{atom.cm}^{-3}$ den $10^{10} \text{atom.cm}^{-3}$ e düşürmektir. Bu, malzemenin tüketilmişlik tabakasının kalınlığı ile orantılı yüksek direnç kazanması demektir. Bir yüksek saflıklı Germanyum dedektörün karakteristikleri; yüksek atom numarası, düşük kusur konsantrasyonu(büyük tüketilmişlik derinliği), elektron delik çifti oluşturmak için düşük iyonizasyon enerjisi gereksinimi, yüksek iletkenlik, kompakt yapı, yüksek hassasiyet ve operasyon basitliği sayılabilir.

Küçük band aralığından dolayı (0.7eV) germanyum dedektörün oda sıcaklığında çalışması mümkün değildir. (Knoll, 2000) Bu yüzden mükemmel çözünürlüklerini kötüleştirecek kaçak akımın oluşmayacağı noktaya kadar soğutulmaları gerekmektedir. Bunun için dedektörle termal teması bulunan sıvı nitrojen dolu bir kapla 77 K'e kadar sıcaklık düşürülür. Germanyum dedektörler için Li katkısının dağılıp dedektörün operasyonuna zarar vermemesi için bu düşük sıcaklık sürekli olarak korunmalıdır. Bu düşük sıcaklığa sürekli dayanmaları için üretim teknikleri geliştirilmiştir. Dedektör vakumla tutulan ve cryostat adı verilen bir kap içinde kristal ve hava arasındaki termal iletim engellenecek şekilde durmaktadır. Cryostat normal olarak üretici tarafından havası boşaltılmış ve mühürlenmiştir. Vakum boşluğunun içinde pasif bir pompalama işlemi için moleküler bir elek, mühürlenmiş hacmin içinde sunulmaktadır. İnce uçlu bir pencere gama ışınlarının germanyuma ulaşmadan önce zayıflamaması için kristalin yakınında bulunmaktadır. Cryostat sıvı nitrojen bulunan kaba çeşitli amaçlar için değişik yönlerde, örneğin dikey ve yatay olarak bağlanabilir. Şekil 2.5 te bunun bir örneği görülmektedir. Haftada bir defa dan fazla doldurmamak için sıvı nitrojenin bulunduğu kap(dewar) 30 litre hacme sahiptir. Dedektörün kendisinden oldukça büyük olan dewar portatif çalışmayı zorlaştırmaktadır. Portatif çalışma için bazı üreticiler küçük bir dewar sunmaktadır. Germanyum kristalin değişik konfigürasyonlu cryostat-dewar ikilisine bağlanması (yatay, dikey, portatif) için mühürlenmiş dedektör kapsülleri kullanılabilir.

Her ne kadar dedektörün sıvı nitrojen sıcaklıklarında çalıştırılması alışlagelmişse de bazı uygulamalar için dedektör sıcaklığının 77 derece Kelvin'in üzerine çıkmasına izin verilebilir. Çeşitli çalışmalar sıcaklığın 130 derece Kelvin'e kadar çıkmasının dedektörün çalışmasında bir sorun yaratmadığını göstermiştir. Sıvı nitrojene alternatif soğutma yöntemleri de vardır.

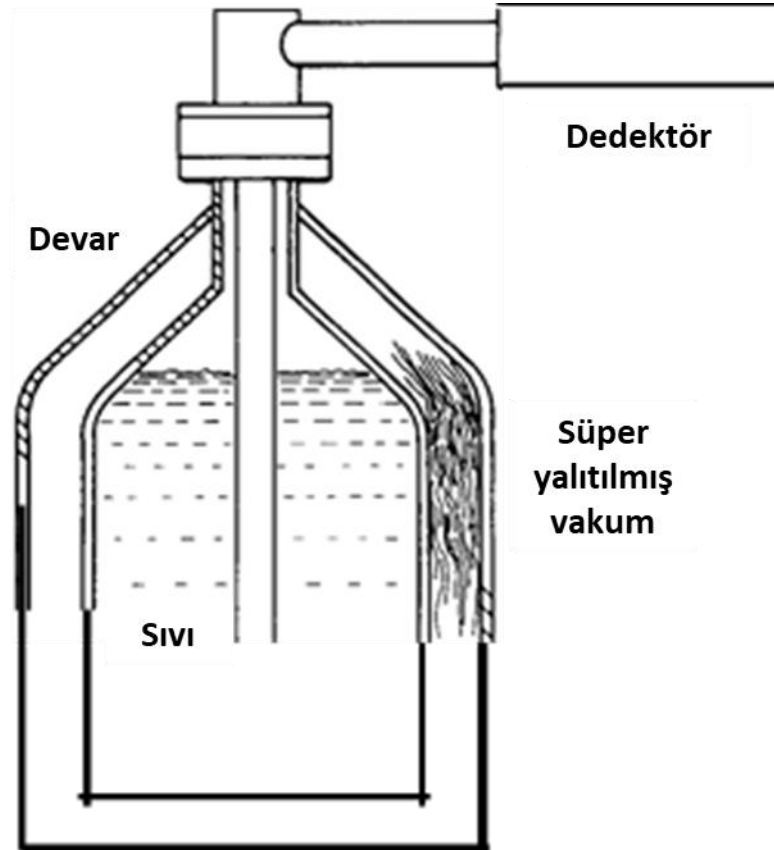
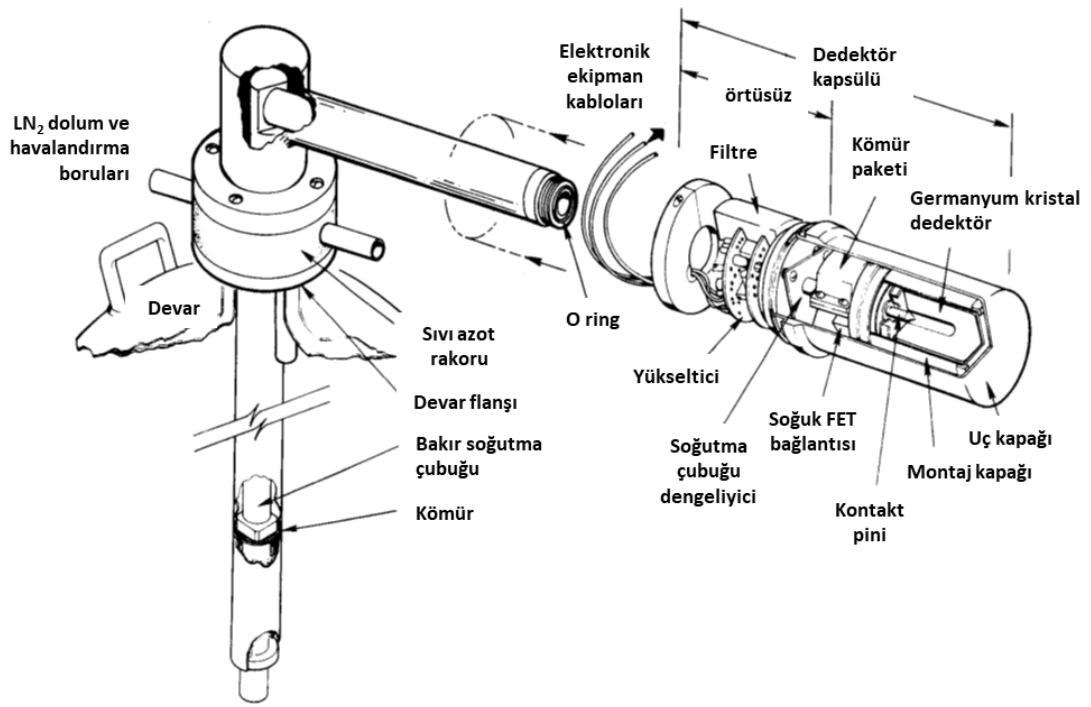
Saf olmayan gazların dedektör yüzeyinde yoğunlaşmasından dolayı cryostat'ta yüksek vakum şartları oluşturmak önemlidir. Mükemmel olmayan mühürden su buharı ve diğer gaz kaçaqlarının olması, uzun süre çalıştırılan dedektörlerin sorun yaşamasındaki en belli başlı nedendir. Yüzey bulaşması kaçak akıma yol açarak dedektörün enerji rezolüsyonunu bozar. Bu nedenle dedektörün uzun bir çalışma ömrüne sahip olması için sıvı nitrojen sıcaklıklarında çalıştırılması tavsiye edilir.

Germanyum dedektörler, dedektör düşük sıcaklığa gelmedikçe dedektöre yüksek voltaj uygulanmasına imkan vermeyen bir kilit sistemine sahiptir. Yanlışlıkla oda sıcaklığında uygulanan yüksek voltaj yol açacağı yüksek kaçak akımla ön kuvvetlendiricinin FET girişini bozabilir. Kapasitansı küçültmek için ön kuvvetlendirici, mümkün olduğunca dedektöre yakın olmalıdır.

2.4.4. Ölü Tabaka

Germanyum dedektörler n tipi ve p tipi olarak ikiye ayrılırlar. n tipi dedektörlerin n+ ve p tipi dedektörlerin p+ kontakları vardır. İşte bu kontakların kalınlığı kristal yüzeyinde enerji almasına rağmen sinyal üretmeyen bölgelerdir. Bu nedenle bunlara Ölü tabaka (dead layer) denir. (Knoll, 2000) Tipik ölü tabaka kalınlıkları birkaç yüz mikrometreyle birkaç on mikrometre arasında değişir. 200 keV ve yukarı enerjili gama ışınları için bu kalınlık ihmal edilebilir ancak daha az enerjili X ve gama ışınlarının ölçülmesinde bu kalınlığın yaratacağı zayıflatma kaçınılması gereken bir durumdur.

Bu uygulamalar için kontakların formasyonu iyon ekme tekniği ile oluşturulmaktadır. Örneğin p+ kontakları, kristal yüzeyine yaklaşık olarak 20 keV hızlandırılmış Boron iyonları ekilerek oluşturulabilirler. Böyle kontaklar birkaç on mikrometre kalınlığındadır ve yumuşak x-ışınları için giriş penceresi olabilirler. Pek çok germanyum dedektör ince iyon ekilmiş kontaklarla üretilirler ve geniş bir foton enerji aralığı için kullanışlıdır. Tanecığın geçişi sırasında enerji kaybını tamamen ölçecek bir dedektörün hem ön hem de arka yüzeyinde ölü tabakalar mümkün olduğunca küçük olmalıdır. Genellikle dedektörün tamamen tüketildiği durumdaki minimum bias voltajına karar vermek için deneysel bir test yapılır. Yüklü taneciklerin aynı enerjili kaynağından dedektörün hem ön hemde arka yüzeyinde reaksiyona giren tanecikler için sinyal yüksekliği kaydedilir. Dedektör tamamen tüketildiğinde sinyal yüksekliği her iki yöden için de yaklaşık olarak aynıdır. Tamamen tüketilmiş dedektörler tüketilmiş bölgeyi kontaklara kadar uzatarak enerji hassasiyetindeki kötüleşmeye yol açan Johnson gürültüsünü yok ederler.



Şekil 2.5: Yüksek saflıkta bir Germanyum dedektörün blok diyagramı (Knoll, 2000).

3. MONTE CARLO METODU

Data örnekleri analizinde olasılık dağılımları ve bunların belirli bir aralıkta integrasyonu oldukça önemlidir. (Bevington, Robinson, 2015) Pek çok deney yalnızca bir olasılık dağılımı değil birden fazlası tarafından anlatılırlar. Örneğin basit bir saçılma deneyinde sabit bir hedefteki protondan saçılan taneciklerin açısal dağılımlarının ölçülmesini ele alalım. Parçacıkların momentum vektörü, bir parçacığın hedefteki protonla çarpışma olasılığı ve saçılan parçacıkların momentum vektörleri olasılık dağılımlarıyla tarif edilirler. Deneyin sonuçları tüm bu farklı olasılık dağılımları üzerinden integral alarak verilir.

Böyle bir integralin analitik olarak değerlendirilmesi nadiren mümkündür. Dolayısıyla sayısal metodlar kullanılmalıdır. Fakat birinci dereceden sayısal integrasyon bile, bir, çok boyutlu integral için bıkırtıcı olabilir. İşte böyle olasılık yoğunluk dağılımlarının rastgele örneklemesine bağlı olan çok katlı integrallerde Monte Carlo metodu yeni bir çözüm yolu sunmaktadır. Monte Carlo metodu deneysel bilim insanını deney planlaması ve data analizi için halihazırdaki en güçlü araçla donatır. Temel olarak Monte Carlo metodu çok katlı integralleri rastgele örnekleme yoluyla hesaplama yoludur. Pratik olarak deneyleri simüle etme ve deneysel data için modeller yaratma metodu sunar. Monte Carlo tekniği ile ne derin istatistik teorisi bilgisine ne de ileri program tekniklerine ihtiyaç duymadan verinin istatistik önemini nispeten basit hesaplarla test edebiliriz. Monte Carlo ismi gazinosuyla ünlü şehirden gelmektedir ve gazinodaki şans oyunlarında kullanılan rastgele sayıları kullanan ve bunları temel alan istatistiksel method olarak da tarif edilebilir.

Örnek: Diyelimki r_c yarıçaplı bir dairenin alanını bulmak istedik fakat alan formülünü unuttuk. Daireyi alanı bilinen bir karenin A_s içine çizebiliriz ve karenin yüzeyini üniform küçük markalayıcılarla mesela pirinç taneleriyle kaplayabiliriz. Aşağıdaki formül vasıtasıyla daire yüzeyindeki taneciklerin karedeki taneciklere oranını bulabilir ve dairenin alanını hesaplayabiliriz.

$$A_c = A_s \frac{N_c}{N_s} \quad (3.1)$$

Burada N_c ve N_s sırasıyla dairenin ve karenin sınırları içinde kalan pirinç taneciklerinin sayısıdır. A_c ise dairenin alanıdır.

Bu denklemin doğruluk derecesi nedir? Ne kadar yakınlıkla dairenin gerçek alan formülüne uymasını beklemeliyiz? Tabii ki bu görelî olarak karenin büyüklüğüne göre taneciklerin büyüklüğü ve sayısına ve de taneciklerin ve kare üzerindeki dağılımlarının üniform olmasına bağlı olacaktır. Peki ya kare yüzeyini üniform olarak örtmek yerine rastgele örnekleme yoluna gitsek yani bir mesafeden pirinç taneciklerini havaya atsak ve bunlarda rastgele ve eşit olasılıkla kare yüzeyine düşse nasıl olurdu? Bu durumda ilginç bir sonuç gözlerdik: Problemimiz, karenin yüzeyini pirinç taneciklerinin yoğunluğunu az tutarak, birbirini rahatsız edecek şekilde aşırı doldurmadığımız sürece basit binom hesaplamasına indirgenecektir. Bu durumda daire alanındaki belirsizlik σ , yüzeye atılmış belirli sayıdaki taneciklerin sayısı N_s olmak üzere $p = A_c/A_s$ olasılığındaki binom dağılımı için standart sapma :

$$\sigma = \sqrt{N_s p(1-p)} = \sqrt{N_c(1-p)} \quad (3.2)$$

olacaktır. Böylece N_c pirinç taneciklerinin sayısını 4 kat arttırdığımızda dairenin alanında yapacağımız görelî hata 2 kat azalacaktır.

Havaya fırlattığımız pirinç taneciklerini bilgisayarın ürettiği rastgele sayılarla değiştirmek ise açık bir iyileştirme sağlar. Dairenin alanına karar vermek için birim dairemizi kenar uzunluğu 2 birim olan bir karenin içine çizelim ve +1 ile -1 arasında $N=100$ çift sayı üretelim. Bundan sonra isabet olasılığı sadece dairenin alanının karenin alanına oranı olacaktır, yani $p = \pi/4$, böylece 100 denemede isabetlerin ortalama sayısı $\mu = 100p = 78.5$, ve standart sapma da Denklem 3.2'den $\sigma = 4.1$ olacaktır. Denklem 3.1' den 100 deneme için daire alanı ise $A_c = 3.14 \pm 1.6$ olur.

3.1 MCNP Simülasyon Programının tanıtımı

MCNP genel amaçlı, enerji sürekli, genelleştirilmiş geometri için zamana bağlı nötron/foton/elektron transport kodudur. Çeşitli transport modlarında kullanılabilir: Yalnızca nötron, yalnızca foton, yalnızca elektron, kombine edilmiş nötron

etkileşimlerinde üretilen nötron/foton, nötron/foton/elektron, foton/elektron veya elektron/foton. Nötron enerji bölgesi tüm izotoplar için 10^{-11} MeV'den 20 MeV'e kadar ve bazı izotoplar için 150 MeV'e kadar, foton enerji bölgesi 1 keV'den 100GeV'e kadar ve elektron enerji bölgesi 1 keV'den 1GeV'e kadardır. Fisil sistemler için k_{eff} özdeğer hesaplama yeteneği standart olarak bulunmaktadır.

Kullanıcının yarattığı giriş dosyası (Ek 1)söz konusu problem hakkında aşağıdaki alanlar için bilgi içerir:

- Geometri tanımlaması
- Materyalin açıklaması ve tesir kesiti değerlendirmesi
- Nötron foton veya elektron kaynağının yeri ve karakteristikleri
- Cevabın tipi veya istenirse listeleri
- Verimi iyileştirmek için kullanılacak varyans azaltma tekniği

Monte Carlo teorik olarak istatistik olan bir süreci (örneğin nükleer parçacıkların madde ile etkileşimleri) tekrar etmede kullanılabilir ve özellikle, determinist metodlar kullanan bilgisayar kodları tarafından modellenemeyen karmaşık problemler için yararlıdır. Süreci oluşturan bireysel olasılık olayları sıralı olarak simüle edilirler. Tüm fiziksel olayı anlatmak için bu olayları yöneten olasılık dağılımları istatistik olarak örneklenirler. Genel olarak fiziksel olayı yeterli düzeyde anlatmak için gerekli deneme sayısı çok büyük olduğundan bu simülasyon bir bilgisayarda yapılır. İstatistik örnekleme işlemi rastgele sayılardan seçim prensibi (kumar oynanan bir gazonada zar atmaya benzer) üzerinedir. Dolayısıyla ismi Monte Carlo dur. Parçacık taşımada Monte Carlo tekniği oldukça realistiktir.(sayısal deney) Pek çok parçacığın herbir tanesini kaynağından absorbe edilişi ya da kaçışı gibi sonlanana kadar tüm ömrü boyunca takip eder. Parçacığın yaşamının her adımında girdiği reaksiyonun sonucuna karar vermek için taşıma verisini kullanarak olasılık dağılımlarını rastgele örnekler.

MCNP nin çeşitli karakteristikleri, kavramlar ve yapabilecekleri aşağıda sıralanmıştır:

3.1.1 Nükleer Data ve Reaksiyonlar

MCNP sürekli enerjili nükleer ve atomik veri kütüphanelerini kullanır. Nötron etkileşimleri, nötron etkisiyle foton, foton etkileşimleri, nötron dozimetresi ve aktivasyonu ve termal parçacık saçılması için nükleer veri tabloları vardır. Nötron ve elektron verisinin çoğu nükleer olmaktan çok atomik yapıdadır. Fotonükleer veri de

içerilmektedir. MCNP nin kullanacağı bütün veri tabloları XSDIR adlı klasörün altındadır.

836 nin üzerinde nötron etkileşim tablosu yaklaşık olarak 100 farklı izotop ve element için bulunmaktadır. Yeni ve gözden geçirilmiş değerlendirmeler elde edildikçe daha fazla nötron etkileşim tabloları eklenmektedir.

Foton etkileşim tablolarıda $Z=1$ den $Z=100$ 'e kadar elementler için bulunmaktadır. Foton etkileşim tabloları MCNP'nin tutarlı ve tutarsız saçılmalar, floresan emisyon ihtimalli fotoelektrik absorbe olayı ve çift oluşumunu açıklamasını mümkün kılmaktadır.

Temel ve uyarılmış durumda 400 den fazla hedef çekirdeğin karıştığı Yaklaşık 2000 dozimetri veya aktivasyon reaksiyonu için tesir kesitleri MCNP veri paketinin parçalarıdır. Bu tesir kesitleri MCNP'nin reaksiyon hızlarına karar vermesi için MCNP'deki enerji bağlı cevap fonksiyonları olarak kullanılabilirler.

3.1.2 Kaynak Özellikleri

MCNP'nin genelleştirilmiş kullanıcı girişli kaynak özelliği, kullanıcıların kodda değişiklik yapma zorunluluğu olmaksızın kaynak ile ilgili bilgileri girmesini sağlar. Bağımsız olasılık dağılımları, enerji, zaman, pozisyon, yön gibi kaynak değişkenleri ve başlangıç hücresi veya yüzeyi gibi parametreleri karakterize etmek için kullanılabilir. Kaynağın geometrisi hakkındaki bilgi de girilebilir.

Kaynak değişkenleri için olasılık dağılımlarına ek olarak MCNP kendi içinde fonksiyonlara sahiptir. Bunlar fisyon ve füzyon için Watt, Maxwelliyen ve Gaussiyen spektra, zaman için Gaussiyen ve yön için izotropik, kosinüs ve tekyöndür.

Bir yüzey kaynak, herhangi bir problemde, bir yüzeyi geçen parçacıkların bir sonraki problem için kaynak olarak kullanılmasına izin verir.

3.1.3 Hesap Listeleri ve Çıkış

Kullanıcı MCNP'ye parçacık akımı, parçacık akısı ve enerji depozisyonu ile ilgili hesap listeleri yapmasını söyleyebilir. Akımlar, problemdeki yüzeylerin toplamı, yüzey parçaları veya herhangi bir yüzey seti boyunca yönün fonksiyonu olarak hesaplanabilir. Yük, elektron ve pozitron için hesaplanabilir. Herhangi bir yüzey boyunca akı, yüzey parçaları, yüzeylerin toplamı, hücreler, hücre parçaları veya hücre toplamı hesap

listesi olarak alınabilirler. Benzer şekilde radyografi dedektörleri hesap listeri ve belirli dedektörlerdeki akı (nokta veya halka) standart hesap listeleridir. Isıtma ve fisyon hesap listeleri belirli hücrelerdeki enerji kalıntıları verirler. Bir sinyal yükseklik hesap listesi radyasyon tarafından dedektörde yaratılan sinyallerin enerji dağılımını verebilir. Ek olarak parçacıklar bir yüzeyi geçtiklerinde işaretlenebilir ve ayrıca hesap listelerine bu parçacıkların katkısı listelenebilir.

Hesap listesi bilgilerine ek olarak çıkış dosyası, çalıştırılan problem için kullanıcıya daha iyi fikir verebilmesi için standart özet bilgisi tablolarını içerir. Bu bilgi problemin fiziği ve Monte Carlo simülasyonunun yeterliliği hakkında daha iyi görüşü kullanıcıya sağlar. Kullanıcı seçimli hesap listelerindeki dalgalanma için 10 adet geçerli/geçerli değil kontrolü yapılır. Tüm hesap listeleri grafikte gösterilebilir.

3.1.4 Monte Carlo Hesap Hatalarının Yaklaşık Hesabı

MCNP hesap listeleri her bir parçacık için normalize edilmiştir ve ikinci bir sayı olan R ile çıktı verirler. R, yaklaşık standart sapmanın yaklaşık ortalamaya bölümünden çıkan yaklaşık relatif hatadır. İyi davranışlı bir hesap listesi için R, $1/\sqrt{N}$ ile doğru orantılıdır. Burada N parçacık geçmiş sayısıdır. Yani R'yi yarıya indirmek için parçacık geçmiş sayısını 4 defa arttırmak gerekir. MCNP'nin tüm hesap listeleri için güvenilir sonuç vermesi için R, 0.10 dan küçük olmalıdır. Monte Carlo sonucundaki yaklaşık belirsizlik, sonucun yaklaşık duyarlılığının gösterilmesi için hesap listesi ile beraber verilmelidir.

Çizelge 3.1 Relatif hata R'nin yorumlanması.

R	Hesap listesinin kalitesi
0.5-1.0	Anlamsız
0.2-0.5	Bir kaç faktör olabilir
0.1-0.2	Soru işareti
<0.10	Genel olarak güvenilir
<0.05	Nokta dedektörler için güvenilir

3.1.5 Varyans Azaltma

Bir önceki bölümde görüldüğü gibi R, $1/\sqrt{N}$ ile doğru orantılıdır. N parçacık geçmişlerinin sayısı olmak üzere. Verilen bir MCNP çalışmasında, T harcanan bilgisayar zamanı, N ile doğru orantılıdır. Böylece $R=C/\sqrt{T}$. Burada C pozitif bir sabittir. R'yi azaltmanın iki yolu vardır: (1) T'yi arttırmak ve/veya (2) C'yi azaltmak.

Bilgisayar fiyatları genellikle birinci yaklaşımın faydasını sınırlar. Örneğin $R=0.1$ için 2 saat gerekiyorsa $R=0.01$ için 200 saat gerekecektir. Bu nedenle MCNP, C'yi azaltmak için özel varyans azaltma tekniklerine sahiptir. (Varyans, standart sapmanın karesidir) Sabit C, hesap listesi seçimine ve/veya örnekleme seçimine bağlıdır.

3.1.5.1 Hesap Listesi seçimi

Hesap listesi seçimine örnek olarak bir hücredeki akışkanlığı ele alalım. Bu değer ya çarpışma tahmini ya da iz uzunluğu tahmini ile tahmin edilebilir. Çarpışma tahmini hücredeki her bir çarpışma için $1/\Sigma_t$ 'yi hesaplayarak elde edilir. (Σ_t =makroskobik toplam tesir kesiti) İz uzunluğu tahmini ise parçacık hücre içindeyken katettiği mesafe hesaplanarak elde edilir. Σ_t çok küçüldükçe çok az parçacık çarpışır ama çok büyük hesap listeleri verirler. Bu şekilde yüksek varyansa neden olurlar. Bu nedenden ötürü, MCNP standart hesap listesi olarak iz uzunluğu listesine sahip olup k_{eff} hariç, çarpışma hesap listesine standart olarak sahip değildir.

3.1.5.2 Analog olmayan Monte Carlo

Parçacık transport problemleri için en basit Monte Carlo modeli, çeşitli oluşan olaylar (çarpışma, fisyon, yakalama, v.b) için doğal olasılıkları kullanan modeldir. Parçacıklar olaydan olaya bilgisayar tarafından takip edilirler ve bir sonraki olay, her zaman (rastgele sayı üreticini kullanarak) doğal olay olasılıklarına göre mümkün olabilecek bir sonraki olaydan örneklenir. Buna analog Monte Carlo modeli denir.

Her ne kadar analog model en basit kavramsal olasılık modeliyse de analog modelin tahmin ettiği aynı ortalama değeri tahmin eden başka olasılık modelleri de parçacık transportu için vardır. Bunlar, sıklıkla varyansı yani belirsizliği analog modelden çok daha küçük yaparlar. Bu da şu demektir: Analog modelle bilgisayarın günlerce çalışsa dahi çözmesi imkansız olan problemlerin analog olmayan modelle dakikalar mertebesinde çözülebileceğidir.

Analog olmayan Monte Carlo modeli “ilginç” parçacıkları “ilginç olmayan” parçacıklardan daha sık takip eder. “ilginç” parçacık tahmin edilmesi istenen miktara büyük miktarda katkıda bulunan parçacıktır. Pek çok analog olmayan teknik vardır ve hepside parçacığın skora katkı olasılığını artırma amacındadır.

Eğer verilen rastgele çalışmayı icra eden beklenen ağırlık korunursa analog olmayan Monte Carlo tekniği analog teknikle aynı sonucu verecektir. Örneğin bir parçacık iki birbirinin aynı parçaya ayrılabilir ve her bir parça için hesap listesi, ayrılmanın olmadığı

zamanki değerin yarısıyla çarpılır. Böyle analog olmayan varyans azaltma teknikleri doğal olarak ender olayları yüksek frekansla örnekleyerek relatif hatayı azaltırlar.

3.1.5.3 Varyans Azaltma Araçları

Budama metodu, çözüme katkısı az olan niceliklerin hesaplama dışında bırakılması metodudur.

Parçacık nüfusunu kontrol metodu, Örneklenen parçacık miktarını kontrol altında tutma metodudur.

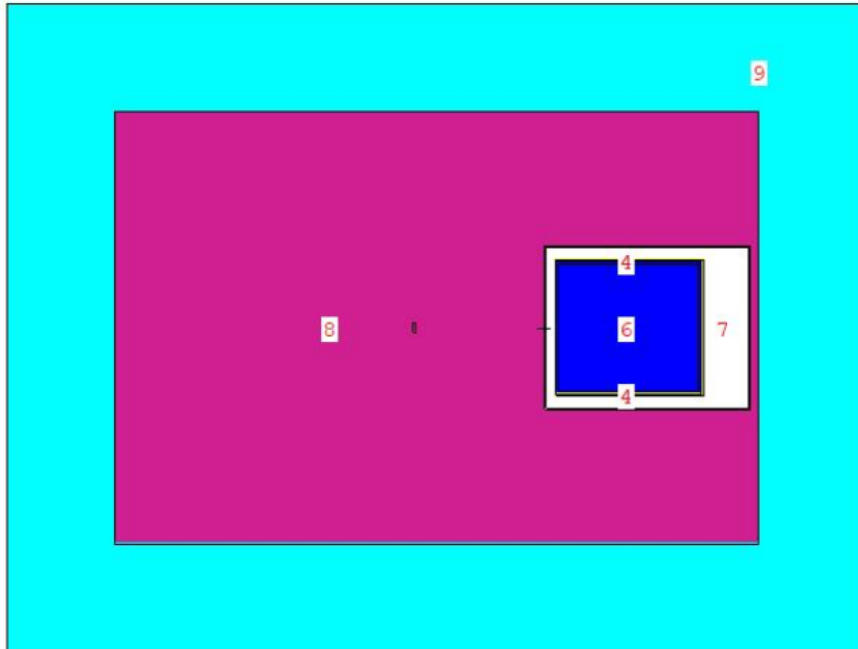
Modifiye edilmiş örnekleme metodu, parçacık başına hesap listesi sayısını arttırmak için istatistik örnekleme yöntemi değiştirir.

Kısmen deterministik metod, normal çalışma sürecini deterministik benzeri tekniklerle by-pass etme metodudur.

3.1.6 Simülasyonu yapılan dedektör ve kaynağın geometrisi

Simülasyonu yapılan kaynak ve dedektör Şekil 3.1’de görülen geometriye sahiptir. 9 ve 8 kurşun zırhı, 10 dış bölgeyi, 6, 7, 4 dedektörü göstermektedir.

10



Şekil 3.1: MCNP programında kullanılan dedektör ve kurşun zırhın geometrisi.

4. GAMA SPEKTRUMLARININ SİMÜLASYONU

Tezde similasyonu yapılan yüksek saflıklı Germanyum detektörünün el kitabından detektörün özellikleri ve performansı ile ilgili verilerin olduğu döküman aşağıda gösterilmiştir.

CANBERRA

Rev. 6/15/99

DETECTOR SPECIFICATION AND PERFORMANCE DATA

Specifications

DETECTOR MODEL GR4021 SERIAL NUMBER 11066202
CRYOSTAT MODEL 7600SL PREAMPLIFIER MODEL 2002CSL

The purchase specifications, and therefore the warranted performance, of this detector are as follows:
(Electric cooling may degrade performance by as much as 10%.)

Active Volume cc Relative Efficiency 40 %
Resolution 2.1 keV (FWHM) at 1.33 MeV
keV (FWTM) at 1.33 MeV
keV (FWHM) at
keV (FWTM) at

Peak/Compton 56 :1 Cryostat well diameter mm Cryostat well depth mm
Cryostat description (if special) 3" Ø Endcap

Physical Characteristics

Geometry Reverse Electrode Closed-end coaxial
Diameter 61 mm Active Volume 41.1 cc
Length 68 mm Well Depth mm
Distance from window 5 mm Well Diameter mm

Electrical Characteristics

Depletion voltage (-)3000 V dc
Recommended bias voltage (-)3000 V dc
Test point voltage at recommended bias (-)1.06 V dc (RC preamp only)
Reset interval at recommended bias sec. (Reset preamp only)
Capacitance at recommended bias ~35 pF

Resolution and Efficiency

With amp time constant of 4 microseconds

Isotope	⁵⁷ Co	⁶⁰ Co			¹⁰⁹ Cd Ratio
Energy (keV)	122	1332			22:88
FWHM (keV)	0.87	1.79			
FWTM (keV)	1.61	3.28			
Peak/Compton		68.3:1			
Rel. Efficiency %		48.7			20.2:1

Cool Down Time 6 hours. Cryostat Liquid Nitrogen Consumption Rate <1.8 Liters per Day.

Tested by: Kith Glimes Date: 11/28/06
Approved by: Stephen Bishop Date: 11/28/06

800 Research Parkway, Meriden, CT USA 06450 • Tel. 203-238-2351/Fax. 203-235-1347

Şekil 4.1 HpGe dedektörün özellikleri.

Bu çalışmada kullanılan germanyum dedektörü yüksek verime sahip olmakla birlikte aynı zamanda hassas enerji ayırma gücüne sahiptir. Yapılan simülasyon ile çeşitli radyoaktif kaynaklarla alınan deneysel spektrumlar, MCNP programı ile alınan spektrumlar karşılaştırılmış ve grafikler halinde bu çalışmada verilmiştir.

Çizelge 4.1: Tablo halinde radyoizotoplar ve enerjileri.

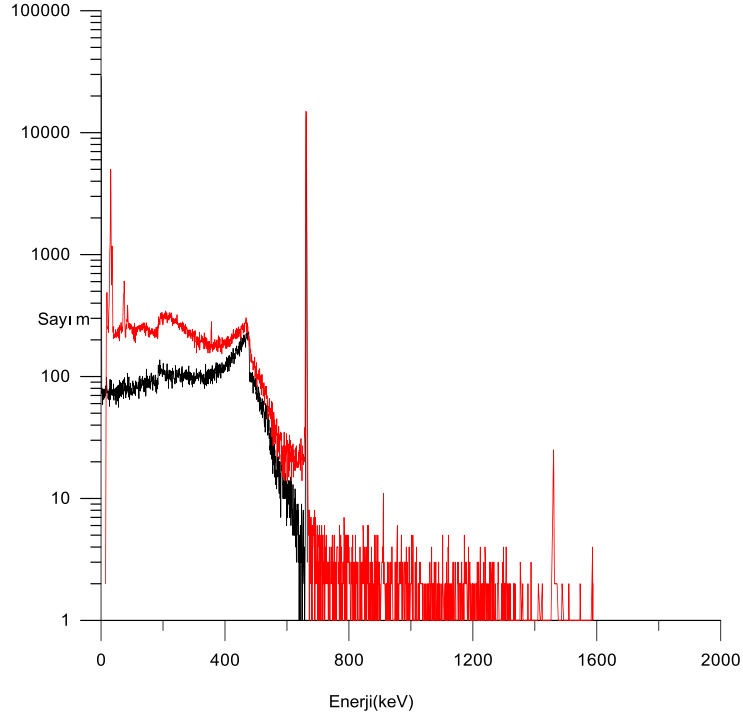
Radyoizotop	Gama ışını enerjisi (keV)
Am-241	26,35
	59,5
Cs-137	661,7
Co-60	1173,2
	1332,5
Eu-152	121,8
	244,7
	344,3
	411,0
	443,9
	778,9
	867,4
	964,0
	1085,8
	1089,8
	1112,1
	1212,9
	1299,1
	1408,0

4.1. Deneysel spektrumların simülasyonu

Deneysel spektrumların simülasyon sonucundaki spektrumlar ile karşılaştırılması aşağıdaki grafikler ile yapılmaktadır. Bunun için her bir radyoizotop ile ilgili ekte örneği verilen MCNP input dosyası hazırlanmış olup, 10^8 foton parçacığının girdiği reaksiyonlar MCNP tarafından simüle edilmiştir.

4.1.1 Cs137

Şekil 4.2' de Cs137 izotopu için 662 keV'de gama enerji tepesi gaussiyen dağılım olarak görülmektedir. Şekilden de görüldüğü gibi deneysel ve simülasyon değerleri uyum içindedir. Simülasyonun başarısı deneysel grafikte olan uyumu ile ölçülmektedir. Diğer izotoplar için deneysel ve simülasyon grafikleri aşağıda verilmektedir.

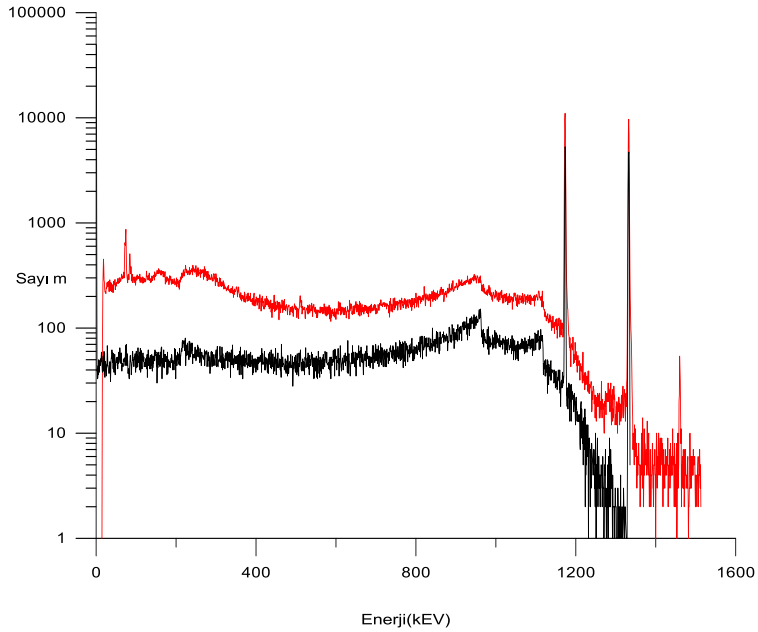


---- MCNP Simülasyon ----- **Dedektör**

Şekil 4.2: Cs137 Deneysel vs Simülasyon.

4.1.2 Co60

Şekil 4.3'te Co60 için 1173 keV ve 1333 keV'lik iki enerji tepesi simülasyon sonucunda net bir şekilde görülmektedir. Yine bu değerler simülasyonun verdiği değerler ile uyumlu olarak gözükmemektedir.

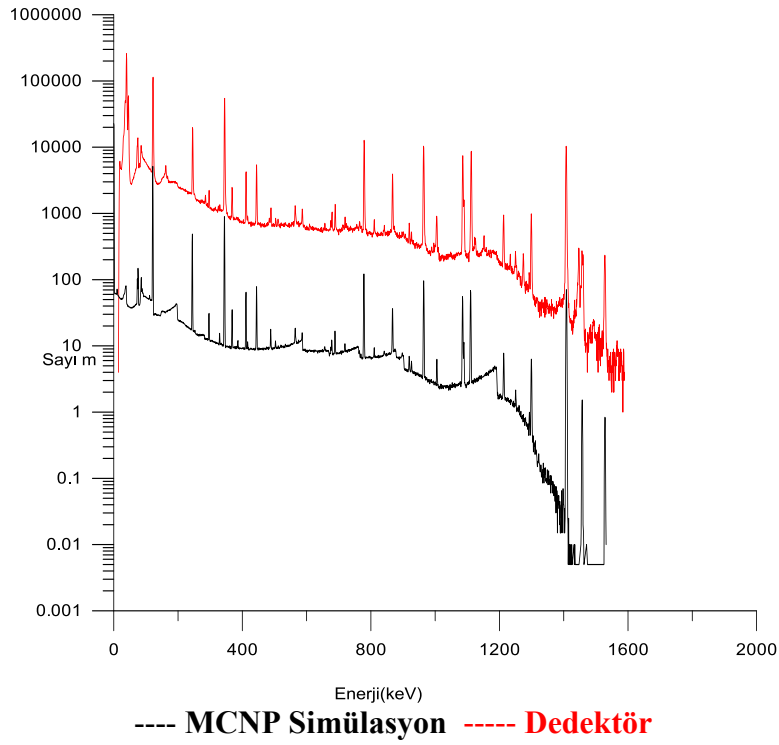


---- MCNP Simülasyon ----- **Dedektör**

Şekil 4.3: Co60 Deneysel vs Simülasyon.

4.1.3 Eu152

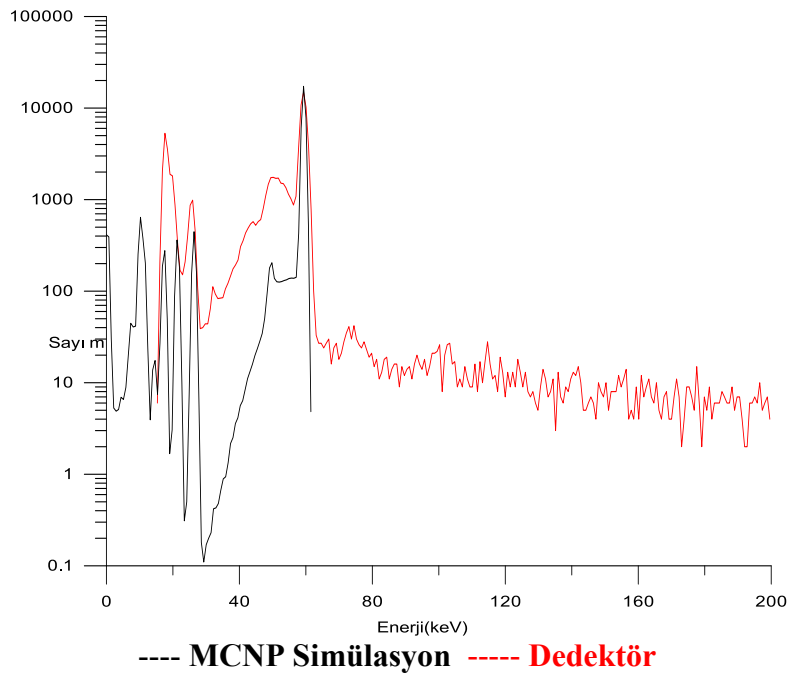
Şekil 4.4 de Eu152 için simülasyon ve deneysel grafik yine uyum içinde görülmektedir



Şekil 4.4: Eu152 Deneysel vs Simülasyon.

4.1.4 Am241

Şekil 4.5'te Am241 için simülasyon ve deneysel grafik birarada görülmekte



Şekil 4.5: Am241 Deneysel vs Simülasyon.

5. MCNP VE DENEYSEL VERİLERİN KARŞILAŞTIRILMASI (VERİM HESABI)

Dedektörlerin verim kalibrasyonu her çalışma öncesinde yapılmalıdır. Bunun için yukarda grafik şeklinde gösterilen kaynakların deneysel spektrumları alınarak aşağıdaki bağıntı kullanılarak gama enerjisine bağlı verim kalibrasyonu yapılmaktadır. Bu çalışmada geliştirilen metot ile kaynak olmadan sadece dedektör için tek bir radyoaktif kaynağı kullanarak referans alınıp bulunan katsayı ile tüm enerji değerlerinde verim değerleri bulunabilir.

Deneysel verim formülü

$$\varepsilon = \frac{N}{AI_{\gamma}t} \quad (5.1)$$

Burada ε verim, A radyoizotopun aktivitesi(bozunum/saniye), I_{γ} gama enerjisinin yoğunluğu(şiddeti), t sayım zamanı(saniye), N sayım sayısı dır.

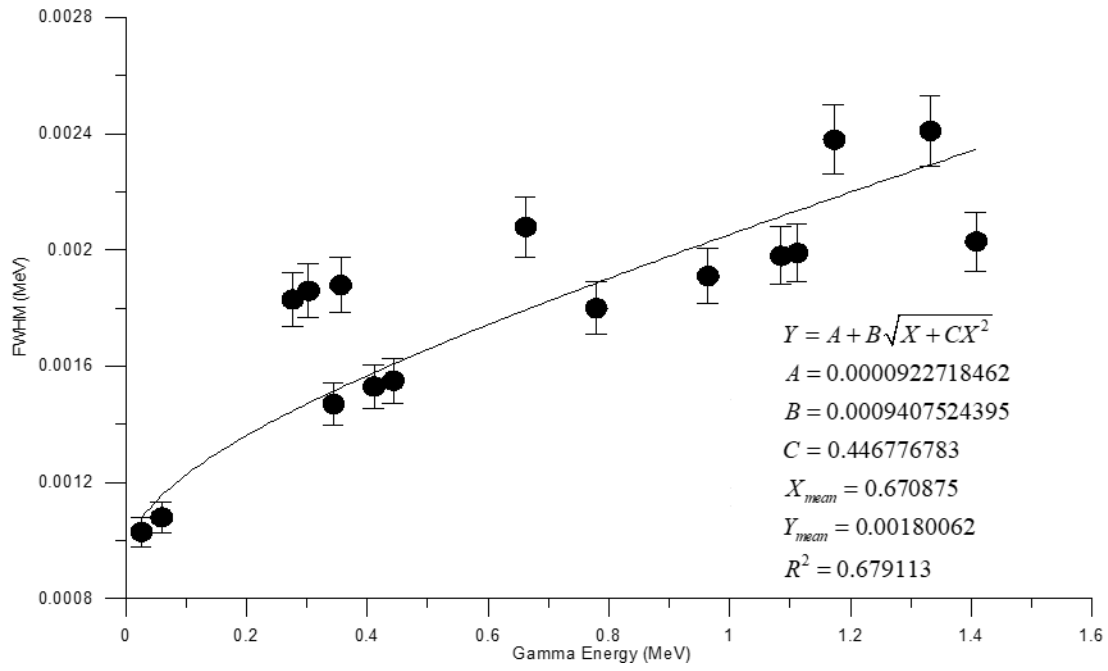
Yapılan çalışmada MCNP5’de spektrumlardaki enerji fototepeleri gaussiyen genişletmesi (ft 18 GEB) komutu ile foto tepe altındaki alan değerlerinden verim hesaplandı. Yapılan simülasyon hesaplamaları ile elde edilen spektrumlar şekillerde gösterilmiştir. Gaussiyen genişlemesi için deneysel olarak çeşitli enerji değerlerine karşılık dedektörün cevabı olan FWHM değerleri bulunmuştur.(Şekil 5.1). Grafik üzerinde yapılan uyum çalışması sonucunda elde edilen fonksiyon MCNP5 giriş dosyasına eklenmiştir. Çeşitli mesafelerde alınan deneysel ve MCNP5 verim sonuçları aşağıdaki şekillerde gösterilmiştir. Burada Cs137 deneysel verim değeri referans alınmış olup deneysel verimin simülasyon verimine oranı 12 olarak bulunmuştur. Görüldüğü üzere simülasyon değerleri, bu katsayı, 12 ile çarpılarak deneysel değerlerle uyumlu hale getirilmiştir.

Çizelge 5.1: Enerji-FWHM ilişkisi.

Enerji (MeV)	FWHM (MeV)
1,173	0,00238
1,332	0,00241
0,662	0,00208

Çizelge 5.1 (devam): Enerji-FWHM ilişkisi.

0,2764	0,00183
0,3028	0,00186
0,356	0,00188
0,0263	0,00103
0,0595	0,00108
0,344	0,00147
0,411	0,00153
0,443	0,00155
0,779	0,0018
0,964	0,00191
1,085	0,00198
1,112	0,00199
1,408	0,00203



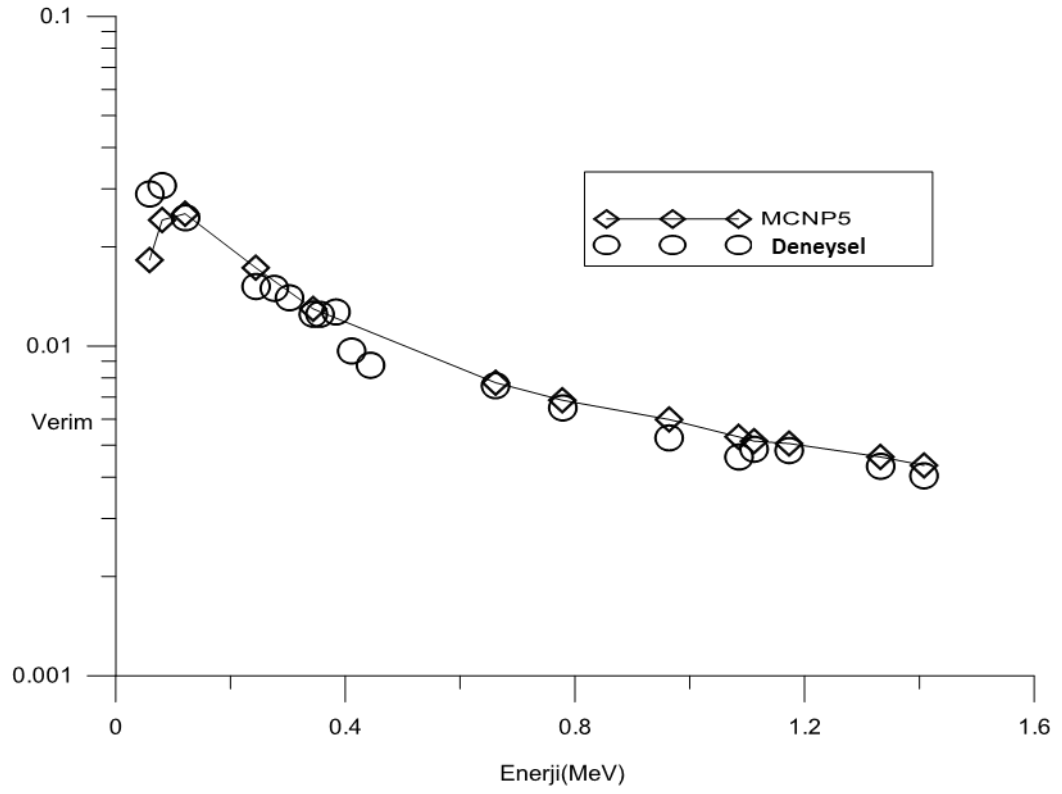
Şekil 5.1: Enerji-FWHM ilişkisi.

FWHM vs gama energy arasındaki grafik ve kalibrasyon fonksiyonu:

$$Y = A + B\sqrt{(X + CX^2)} \quad (5.2)$$

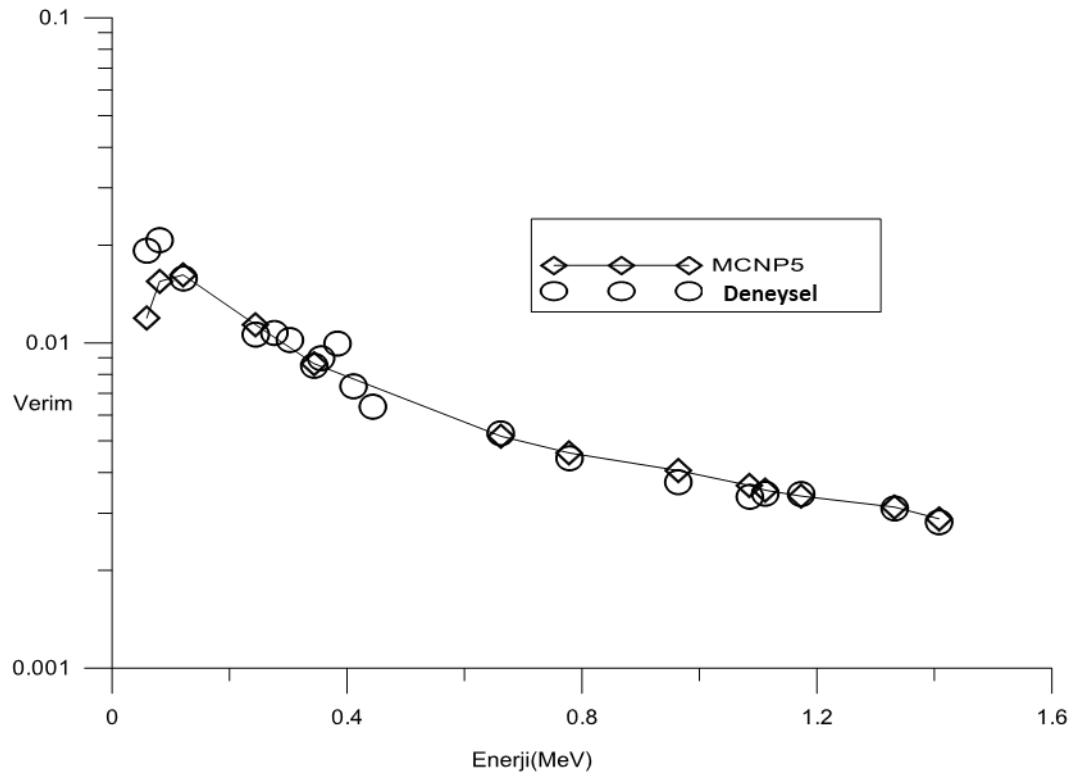
Bu fonksiyon MCNP5 de ft 18 GEB komutunda kullanıldı.

Kaynağın dedektöre olan değişik uzaklıkları için enerji-verim grafikleri aşağıdadır.



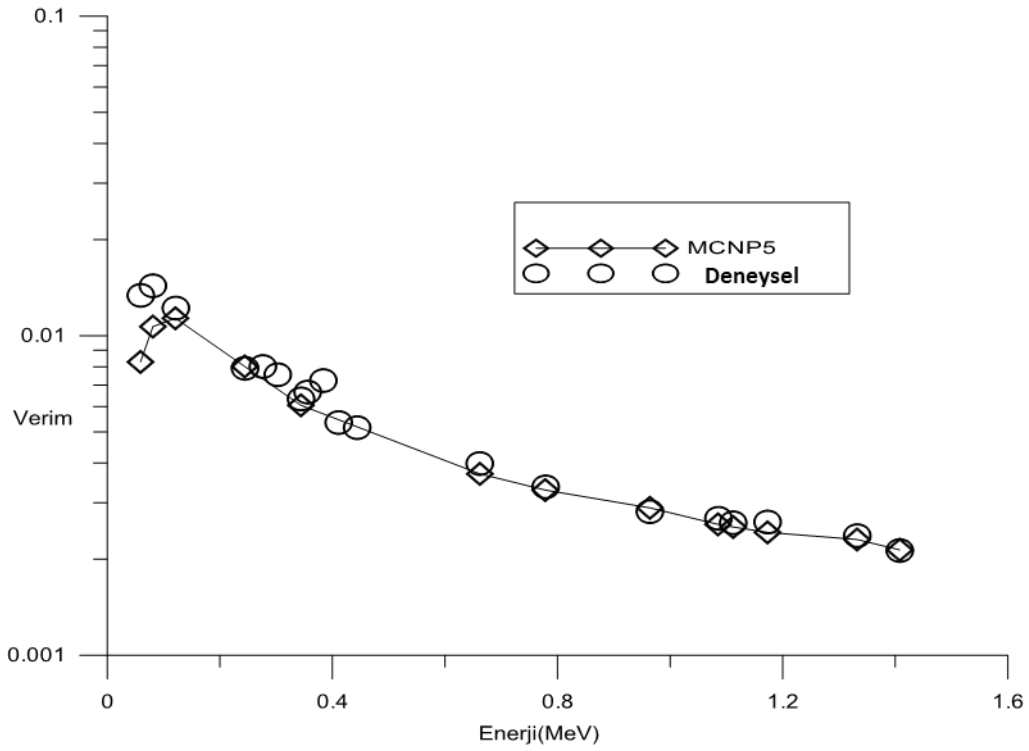
Şekil 5.2: Kaynak dedektörden 6 cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.

Verim grafiğinden de görüleceği gibi 200 keV civarında hem deneysel hem de simülasyon eğrileri maksimum yapmakta, daha sonra verim azalmaktadır.



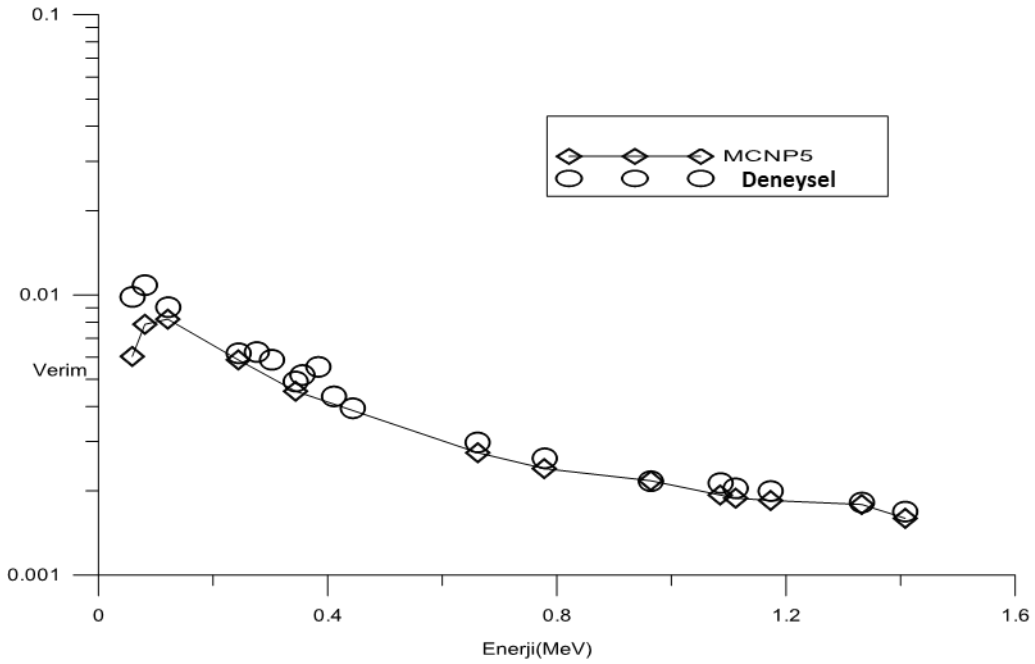
Şekil 5.3: Kaynağın dedektörden 8 cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.

Grafikten de görüldüğü gibi enerji değeri arttıkça verim düşmektedir.

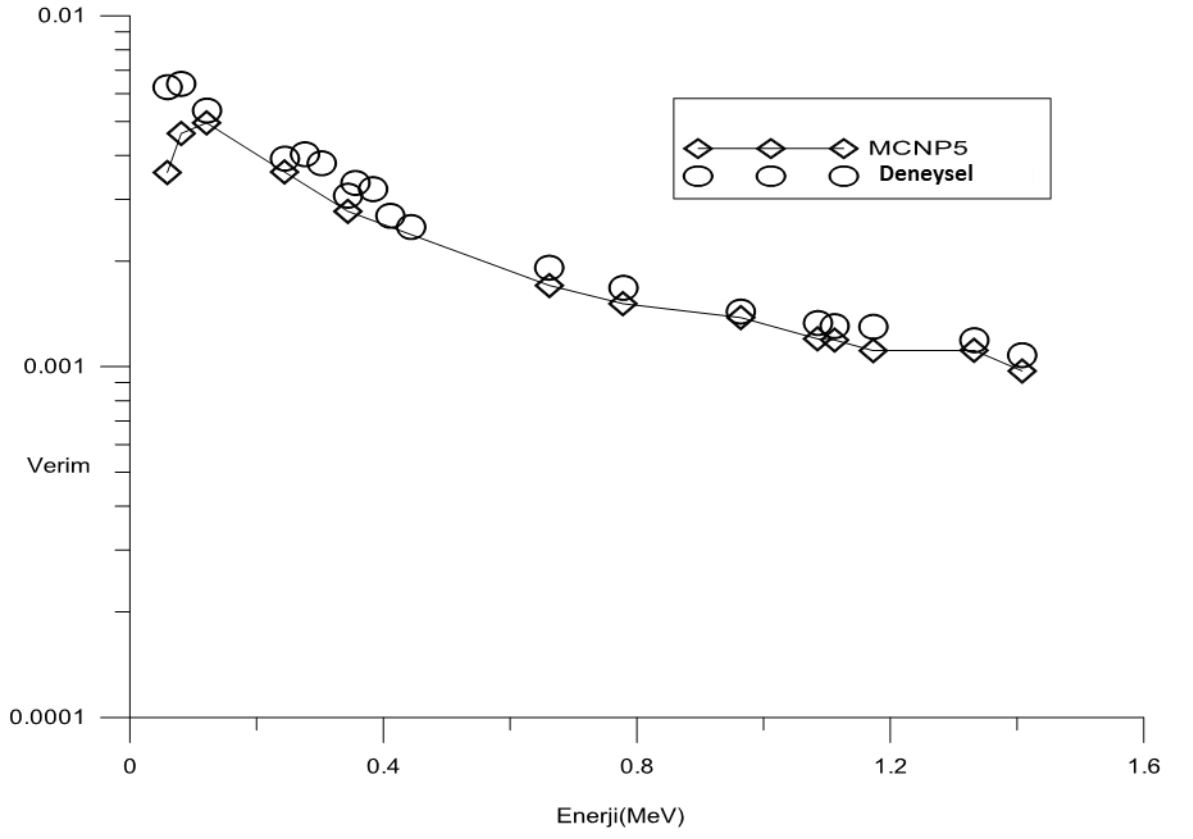


Şekil 5.4: Kaynağın dedektörden 10 cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.

Grafikler kaynağın dedektöre olan uzaklığı arttıkça verimin düşmekte olduğunu göstermektedir.



Şekil 5.5: Kaynağın dedektörden 12 cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.



Şekil 5.6: Kaynağın dedektörden 16 cm uzaklıkta olması halinde enerji-verim grafiği.

6. TARTIŞMA VE SONUÇ

Bu çalışmaya başlarken amacımız bir yüksek saflıklı Germanyum dedektörünü MCNP koduyla simüle etmek ve herhangi bir kaynak olmadan sadece MCNP kodu kullanarak herhangi bir radyoizotopun spektrumunun elde edilebileceğini göstermekti. Bunu Cs137, Co60, Eu152 ve Am241 için elde ettiğimiz simülasyon verilerinin deneysel yani gerçek dedektör verileriyle karşılaştırdıktan sonra gördüğümüz uyum üzerine gerçekleştirmiş olduk.

Cs137 referans radyoizotopu için dedektöre özgün bulduğumuz katsayı (12) ile dedektörün enerjiye bağlı verim değerlerini diğer radyoizotoplar için bularak ikinci amacımızı da gerçekleştirdik. Deneysel ve simülasyon sonucu enerji ve verim değerlerini gösteren grafikler bunu göstermektedir. Böylece MCNP koduyla bir gama dedektörünü simüle etmiş olduk.

Bu iki ulaşılan amaç şunu göstermektedir: Bundan sonra herhangi bir izotop için kaynak ve dedektör olmaksızın söz konusu izotopun gama spektroskopisini ve dedektör için verim değerlerini MCNP koduyla bulabiliriz. Bunun için tek gereken şart, dedektör karakteristiklerinin bilinmesidir. Bu bilgi elde olduktan sonra kaynak olmadan, kaynağın gama spektroskopisini elde etmek mümkündür.

Bundan sonra deneysel olarak yapılması zor olan veya mümkün olmayan şartlarda, örneğin bir reaktörün kalbinde herhangi bir noktada nötron akısı gibi bilgileri elde etmek için simülasyon yapılabilir. Bu çalışma, buna benzer koşullarda MCNP simülasyonunun yapabileceklerini göstermek bakımından örnek teşkil etmektedir

.

KAYNAKLAR

- Bevington P.R., Robinson D.K.** (2015). Data reduction and error analysis for physical sciences. McGraw Hill, NY, New York, USA.
- Dönmez, Semra** (2017). Radyasyon tespit ve ölçümü. Galenos yayınevi.
- Khandaker, Mayeen Uddin** (2011). High purity germanyum detectors in gamma-ray spectrometry. International Journal of Fundamental Physical Sciences.
- Knoll G. F.** (2000). Radiation detection and measurement. John Wiley & Sons, NY, New York, USA.
- Leo W.R.** (1987). Techniques for Nuclear and Particle Physics Experiments. Springer Berlin, Germany.
- Shultis J.K., Faw R.E.** (2011). An MCNP Primer. Kansas State University.
- X-5 Monte Carlo Team,** (2003). MCNPTM Version 5, A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. *Technical report*, LA-UR-03-1987, LANL.

EKLER

EK A: Co60 için MCNP giriş dosyası

EK A

c Created on: Tuesday, January 17, 2017 at 14:49

```
1 1 -0.00120484 -50 1 -2
2 4 -1.848 -56 3 -4
3 3 -2.7 (-51 3 52 -11 ):(-51 56 3 -4 ):(-51 10 -11 )
4 3 -2.7 (53 -55 5 -8 ):(-55 8 -9 )
5 2 -5.323 (-53 54 5 -8 ):(-53 5 -6 ):(-53 7 -8 )
6 2 -5.323 -54 6 -7
7 0 (-52 9 -10 ):(-52 55 5 -9 ):(4 -52 -5 )
8 1 -0.00120484 (-100 11 ):(-100 51 3 -11 ):(-100 2 -3 ):(-100 50 1 -2 ):(-100 -1 )
9 5 -13.55 100 -101
10 0 101
```

```
1 px -5.1 $ kaynak diskin en uzaktaki kenarı
2 px -5 $ kaynak diskin en yakındaki kenarı
3 px 0 $ cryostat'ın en üstü ; Be pencerenin ön kenarı
4 px 0.15 $ Be pencerenin arka kenarı ; cryostat'ın kalınlığı
5 px 0.65 $ Germanyum dedektörün ön kenarı
6 px 0.66 $ ölü tabakanın en üstü
7 px 7.44 $ ölü tabakanın en altı
8 px 7.45 $ Germanyum dedektörün arka kenarı
9 px 7.5 $ Al tutucunun en altı
10 px 9.15 $ Cryostat'ın kalınlığı
11 px 9.3 $ Cryostat'ın en altı
20 py 0 $ Simetrik problemlerden kaçınmak için
50 cx 0.25 $ kaynak disk
51 cx 4.65 $ cryostat'ın dış yarıçapı
52 cx 4.5 $ cryostat'ın iç yarıçapı
53 cx 3.05 $ Ge'nin dış yarıçapı
54 cx 3.04 $ Ge dedektörün kalbi
55 cx 3.9 $ Al tutucunun arka parçası
56 cx 3 $ Be pencere
100 sx -7 22 $ sınır problemi
101 sx -7 27
```

mode p

```
m1 6000.04p -0.000125 $Air
7000.04p -0.755267 8000.04p -0.231781 18000.04p -0.012827
m2 32000.04p 1 $Ge
m3 13000.04p 1 $Al
m4 4000.04p 1 $Be
```

Şekil A.1 : Co60 için MCNP giriş dosyası.

```
m5 82000.04p      1 $MAT
imp:p      1 8r      0 $ 1, 10
sdef pos=-5.0 0 0 sur 2 axs=1 0 0 rad d1 ext=0 erg=d2 par 2
si1 0 0.25
sp1 -21 1
si2 L 1.173 1.332
sp2 1 1
f18:p 6
ft18 GEB 0.00073568688 0.00085954495 0.48984239
e18 0.0 4096i 3.0
nps 1e6
```

Şekil A.1 (Devam) : Co60 için MCNP giriş dosyası.

ÖZGEÇMİŞ

Ad-Soyad : Naci Kurtar
Doğum Tarihi ve Yeri : 1964 İstanbul
E-posta : naci.kurtar@hotmail.com

ÖĞRENİM DURUMU:

- **Lisans** : 1985, İTÜ, Fen Edebiyat Fakültesi, Fizik Mühendisliği Bölümü

MESLEKİ DENEYİM VE ÖDÜLLER:

- 1989-1995 yılları arasında NCR Corporation’da çalıştı
- 1995-1998 yılları arasında Digital Equipment Corporation’da çalıştı
- 1998 yılında HP’de çalıştı.