

**ÇEŞİTLİ LASTİK VE ALÇI MALZEMELERİN
NÖTRON PARÇACIKLARINA KARŞI ZİRH
MALZEMESİ OLARAK KULLANILABİLİRLİĞİNİN
ARAŞTIRILMASI**

Zeynep İtir UMAÇ

**Yüksek Lisans Tezi
Fizik Anabilim Dalı
Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT
2012
Her Hakkı Saklıdır**

**ATATÜRK ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ**

YÜKSEK LİSANS TEZİ

**ÇEŞİTLİ LASTİK VE ALÇI MALZEMELERİN NÖTRON
PARÇACIKLARINA KARŞI ZİRH MALZEMESİ OLARAK
KULLANILABİLİRLİĞİNİN ARAŞTIRILMASI**

Zeynep İtir UMAÇ

FİZİK ANABİLİM DALI

**ERZURUM
2012**

Her Hakkı Saklıdır



T.C.
ATATÜRK ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ



TEZ ONAY FORMU

ÇEŞİTLİ LASTİK VE ALÇI MALZEMELERİN NÖTRON PARÇACIKLARINA
KARŞI ZİRH MALZEMESİ OLARAK KULLANILABİLİRLİLİĞİNİN
ARAŞTIRILMASI

Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT danışmanlığında Zeynep İtir UMAÇ tarafından hazırlanan bu çalışma 09/11/2012 tarihinde aşağıdaki jüri tarafından Fizik Anabilim Dalı'nda Yüksek Lisans Tezi olarak ~~oybirliği~~/oy çokluğu (.2/3.) ile kabul edilmiştir.

Başkan : Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT

İmza

:

Üye : Prof. Dr. Gökhan BUDAK

İmza

:

Üye : Yrd. Doç. Dr. Remzi ŞAHİN

İmza

:

Yukarıdaki sonucu onaylıyorum

Prof. Dr. İhsan EFEOĞLU
Enstitü Müdürü

Bu çalışma TÜBİTAK ve BAP projeleri kapsamında desteklenmiştir.
Proje No: 111T764 ve 2011/364

Not: Bu tezde kullanılan özgün ve başka kaynaklardan yapılan bildirişlerin, çizelge, şekil ve fotoğrafların kaynak olarak kullanımı, 5846 sayılı Fikir ve Sanat Eserleri Kanunundaki hükümlere tabidir.

ÖZET

Yüksek Lisans Tezi

ÇEŞİTLİ LASTİK VE ALÇI MALZEMELERİN NÖTRON PARÇACIKLARINA KARŞI ZIRH MALZEMESİ OLARAK KULLANILABİLİRLİĞİNİN ARAŞTIRILMASI Zeynep İtir UMAÇ

Atatürk Üniversitesi
Fen Bilimleri Enstitüsü
Fizik Anabilim Dalı

Danışman: Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT

Teknolojinin ilerlemesine paralel olarak günümüz dünyasında radyasyon içeren uygulamalar yaygınlaşmıştır. Bu durum insanların yıl boyunca radyasyona maruz kalma sürelerini de artırmıştır. Özellikle enerji sektöründeki arayışlar sonucunda nükleer enerji, temiz bir enerji kaynağı olarak, ön plana çıkmış ve dünya çapında üretilen enerji içerisinde nükleer enerjinin oranı gittikçe yükselmiştir. Bilindiği gibi nükleer reaktörlerde nötron parçacıkları salınımı olmakta ve muhtemel kazalara karşı nötron zırh malzemelerine gereksinim duyulmaktadır. Diğer taraftan, kanser tedavisinde etkili bir yöntem olarak kabul gören bor nötron yakalama tedavisi (BNCT) uygulamalarında nötron parçacıkları kullanılmaktadır. Bu tez çalışmasında hızlı nötronlara karşı kullanılabilir ucuz ve uygulanabilir bir zırh malzemesi geliştirilmesi amaçlanmıştır. Zırh malzemesinin tasarımı için alçı, parafin, çelik örgü ile güçlendirilmiş atık otomobil lastiği ve harç kullanılmıştır. Bu malzemeler kullanılarak 26 farklı numune üretilmiştir. Üretilen numuneler, ²⁴¹Am-Be nötron kaynağı kullanılarak radyasyona maruz bırakılmıştır. Nötron eşdeğer doz ölçümleri elde edildikten sonra her bir numune için doz transmisyonu ve makroskopik tesir kesiti hesaplanmıştır. Deneylerin yanı sıra nötronun numuneler ile etkileşiminden sonra üretilen radyoizotoplar, GEANT4 kiti ile simüle edilmiştir. Transmisyon deneylerinin sonucunda nötron parçacıklarına karşı en iyi ilk üç malzemenin sırasıyla sade atık lastik numunesi ($\Sigma=0,2189 \text{ cm}^{-1}$), parafin numunesi ($\Sigma=0,0986 \text{ cm}^{-1}$) ve harç-lastik-alçı sandviç yapısının ($\Sigma=0,0622 \text{ cm}^{-1}$) olduğu söylenebilir. Çalışmanın önemli bir çıktısı ise özellikle ülkemizde belirli bir süre kullanıldıktan sonra doğaya atılarak yüksek derecede çevre kirliliğine yol açan atık otomobil lastiklerinin geri dönüşümünün sağlanmasıdır.

2012, 68 sayfa

Anahtar Kelimeler: Nötron, makroskopik tesir kesiti, GEANT4 Monte Carlo kodu, atık malzemeler, alçı, oto lastiği

ABSTRACT

Master Thesis

INVESTIGATION OF USABILITY OF SEVERAL TIRE AND GYPSUM SAMPLES AS SHIELDING MATERIAL AGAINST NEUTRON PARTICLES

Zeynep Itr UMAC

Ataturk University
Graduate School of Natural and Applied Sciences
Department of Physics

Advisor: Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT

In today's world applications involving radiation have become widespread in parallel with the advancement of technology. This condition also increased the exposure times of people with during the year. Nuclear energy came to the fore as a source of clean energy as a result of pursuits especially in the energy sector and Ratio of the nuclear energy in the produced energy worldwide has increased steadily. As is well known neutron particles are emitted from the nuclear reactors and neutron shielding materials are needed against probable accidents. On the other hand, neutron particles are used in boron neutron capture therapy (BNCT) applications recognized as an effective method for the treatment of cancer. The aim of this study is to produce a cheap and applicable fast neutron shielding material. Gypsum, paraffin wax, waste car tires reinforced with steel mesh and mortar were used for shielding material design. 26 different samples were fabricated using by these materials. Produced samples were irradiated using $^{241}\text{Am-Be}$ neutron source. Dose transmissions and macroscopic cross sections for each sample were obtained after neutron equivalent dose rate measurements. In addition to experiments, produced radioisotopes after neutron interactions with samples were simulated via GEANT4 Monte Carlo kit. As a result of the transmission experiments, it can be said that the top three of the best materials against neutron particles are bare waste tire sample ($\Sigma=0,2189 \text{ cm}^{-1}$), paraffin wax sample ($\Sigma=0,0986 \text{ cm}^{-1}$) and mortar-tire-gypsum sandwich structure ($\Sigma=0,0622 \text{ cm}^{-1}$), respectively. The most important objective of this study is to propose a new sector for the recycling of waste car tires especially in our country after a certain period of use by removing a high degree of nature, causing environmental pollution.

2012, 68 pages

Keywords: Neutron, macroscopic cross section, GEANT4 Monte Carlo code, waste materials, gypsum, automobile tire.

TEŞEKKÜR

Yüksek lisans tezi olarak sunduğum bu çalışmanın deneysel kısmı Atatürk Üniversitesi Fen Fakültesi Fizik Bölümü Atom ve Molekül Fiziği Araştırma Laboratuvarı'nda yapılmış ve simülasyonların yapılmasında GEANT4 Monte Carlo simülasyon kodu kullanılmıştır.

Çalışmalarım boyunca yaptığım araştırmalar için beni yönlendiren, destek ve yardımlarını esirgemeyen saygıdeğer danışman hocam Sayın Prof. Dr. Abdulhalik KARABULUT'a teşekkür ederim.

Çalışmalarımı yaparken fikir ve önerilerinden faydalanıp araştırmalarımın devam edebilmemdeki yardımlarından dolayı saygıdeğer hocam Sayın Prof. Dr. Gökhan BUDAK'a, Mühendislik Fakültesi İnşaat Mühendisliği Bölümü Öğretim Üyesi değerli hocam Sayın Yrd. Doç. Dr. Remzi ŞAHİN'e teşekkür ediyorum.

Teorik bilgi edinmemde, GEANT4 simülasyon programının kullanmasını öğrenmemde, deneysel çalışmalarımın yardımlarını esirgemeyen değerli hocam Sayın Yrd. Doç. Dr. Turgay KORKUT'a ve değerli hocam Sayın Bünyamin AYGÜN'e teşekkür ediyorum.

Bu çalışmanın hazırlanmasında TÜBİTAK'a ve BAP projesi kapsamında desteklerinden dolayı Atatürk Üniversitesi'ne teşekkür ediyorum.

Çalışmalarım esnasında yardımlarını esirgemeyen ve destekleriyle yanımda olan Sayın Yük. Müh. Ömer ÖZTÜRK'e ve eşi Sayın Yük. Müh. Özlem ÖZTÜRK'e, çalışmalarım süresince her zaman yanımda olan, yardım ve desteğini esirgemeyen çok değerli aileme teşekkür ederim.

Zeynep İtir UMAÇ

Kasım 2012

İÇİNDEKİLER

ÖZET.....	i
ABSTRACT	ii
TEŞEKKÜR.....	iii
SİMGELER DİZİNİ.....	vi
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	viii
ÇİZELGELER DİZİNİ	x
1. GİRİŞ.....	1
2. KURAMSAL TEMELLER	12
2.1. Nötronun Keşfi	12
2.2. Nötronun Özellikleri.....	16
2.3. Nötron Kaynakları	17
2.3.1. Alfa-berilyum kaynakları	17
2.3.2. Fotonötron kaynakları	18
2.3.3. Kendiliğinden fisyon	19
2.3.4. Nükleer reaksiyonlar	19
2.3.5. Reaktörler	20
2.4. Nötronların Enerjilerine Göre Sınıflandırılması.....	20
2.5. Nötronların Madde ile Meydana Getirdikleri Etkileşimler	21
2.5.1. Elastik saçılma.....	21
2.5.2. İnelastik saçılma	22
2.5.3. Nötron yakalanması.....	22
2.5.4. Yüklü parçacıkların yayınlanması	23
2.5.5. Fisyon	23
2.5.6. Yüksek enerji nötronlarla meydana gelen reaksiyonlar	23
2.6. Nötronların Soğrulması ve Yavaşlatılması	23
2.7. Nötronların Zırhlanması	25
2.7.1. Bor	26
2.7.2. Parafin	26
2.7.3. Su.....	26

2.8. Radyoaktivite.....	27
2.8.1. Yarı-ömür.....	28
2.9. Radyasyon ve Birimleri.....	28
2.9.1. Becquerel (ve Curie)	29
2.9.2. Gray ve sievert (rad ve rem).....	30
2.9.3. Işıma düzeyleri	31
2.9.3.a. Işıma doz birimi (röntgen).....	32
3. MATERYAL ve YÖNTEM.....	33
3.1. Geant4 Simülasyon Programı.....	33
3.2. Deney Geometrisi ve Kullanılan Cihazlar.....	35
3.2.1. Deney geometrisi.....	35
3.2.2. Deneyde kullanılan nötron kaynağı.....	35
3.2.3. Deneyde kullanılan dedektör.....	36
3.3. Deneyde Kullanılan Numuneler.....	37
3.3.1. Alçı	37
3.3.2. Harç	38
3.3.2. Kauçuk ve lastik	39
3.3.2.a. Taşıtlar	39
3.3.3. Su.....	41
3.4. Deneyde Kullanılan Numunelerin Hazırlanması	41
3.4.1. Numune kalınlığının belirlenmesi	42
3.4.2. Numunelerin kodlanması	43
4. ARAŞTIRMA BULGULARI.....	45
4.1. Numune Ölçüm Sistemi	45
4.2. Tesir kesiti deney sonuçları ve değerlendirilmesi	46
4.2.1. Üretilen izotop çekirdeklerin GEANT4 hesaplamaları ve değerlendirilmesi ..	48
5. TARTIŞMA ve SONUÇ	63
KAYNAKLAR.....	65
ÖZGEÇMİŞ	69

SİMGELER DİZİNİ

Å	Angström (10^{-10} m)
A	Kütle numarası
B	Manyetik alan
Bq	Becquerel, radyoaktivite birimi
C	Coulomb
Ci	Curie
c	Işık hızı
d	Döteryum
E	Enerji (keV, MeV)
e	Elektron
eV	Elektron volt
GeV	Giga elektron volt
Gy	Gray, absorblanmış doz birimi
h	Planck sabiti
I	Şiddet
keV	Kilo elektron volt
M	Nötronun çarptığı çekirdeğin kütlesi
MeV	Mega elektron volt
m	Elektron kütlesi
m_0	Elektronun durgun kütlesi
mSv	Milisievert (Eşdeğer doz)
n	Nötron
p	Proton
R	Röntgen, radyasyon şiddet birimi
SI	Uluslar Arası Birim Sistemi
Sv	Sievert, eşdeğer doz birimi
t	Tridyum
$t_{1/2}$	Yarı Ömür
v	Nötronun hızı

Z	Atom numarası
α	Alfa parçacığı
β	Beta parçacığı
γ	Gama radyasyonu
μ	Mikro, alt birim (10^{-6})
μSv	Mikrosievert (Eşdeğer doz)
λ	Aktivite
τ	Ortalama ömür
σ_t	Toplam tesir kesiti
ρ	Yoğunluk (gr/cm^3)
Σ	Makroskopik Tesir Kesiti (Taşınım katsayısı)
Θ	Kütle merkezi sistemindeki saçılma açısı
ν	Frekans

ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1. Nötronlar ile parafinden elde edilen protonların iyonizasyon odasında gözlemlenmesi	13
Şekil 2.2. Amerisyum-241'in bozunma şeması	18
Şekil 2.3. Radyasyon çeşitleri	29
Şekil 3.1. Nikel'in GEANT4 programı ile yapılmış simülasyon ekran çıktısı	34
Şekil 3.2. Deney düzeneği	35
Şekil 3.3. Tipik standart spektrum (ISO spektrum) ile karşılaştırıldığında Bayes (Bayesian) analizinden elde edilen iki Gauss grafiğinin toplamı olarak modellenen nötron spektrumu	36
Şekil 3.4. Deneyde kullanılan ADM-606 Model NP serisi nötron dedektörü	37
Şekil 3.5. Maksimum agrega çapı 4 mm olan kum	39
Şekil 3.6. Doğal Kauçuk (NR)'un kimyasal formülü	39
Şekil 3.7. Atık otomobil lastiğinden küçük kesitlerin elde edilmesi.....	40
Şekil 3.8. 5x5 cm boyutlarına sahip atık otomobil lastikleri	41
Şekil 3.9. Kompozit malzemede tabakaların kalınlık belirlenmesinin gösterimi	42
Şekil 3.10. Ahşaptan yapılmış kalıplar	42
Şekil 3.11.a. 7d'lik numuneler ve kalıptan çıkarıldıktan sonraki görünüşleri	44
Şekil 3.11.b. 5d'lik numuneler ve kalıptan çıkarıldıktan sonraki görünüşleri	44
Şekil 3.11.c. 3d'lik numuneler ve kalıptan çıkarıldıktan sonraki görünüşleri.....	44
Şekil 4.1. Numune ölçüm sistemi	45
Şekil 4.2. Tabakalı kompozit numunelerin tesir kesiti (cm^{-1}) değerlerini gösteren grafik.....	48
Şekil 4.3.a ALA3d için üretilen izotop çekirdekler	49
Şekil 4.3.b. HLH3d için üretilen izotop çekirdekler.....	50
Şekil 4.3.c. HLA3d için üretilen izotop çekirdekler	50
Şekil 4.3.d. APA3d için üretilen izotop çekirdekler	51
Şekil 4.3.e. LA3d için üretilen izotop çekirdekler	51
Şekil 4.3.f. LH3d için üretilen izotop çekirdekler	52
Şekil 4.3.g. H3d için üretilen izotop çekirdekler	52

Şekil 4.3.h. A3d için üretilen izotop çekirdekler	53
Şekil 4.4.a. ALA5d için üretilen izotop çekirdekler	53
Şekil 4.4.b. HLH5d için üretilen izotop çekirdekler.....	54
Şekil 4.4.c. HLA5d için üretilen izotop çekirdekler	54
Şekil 4.4.d. APA5d için üretilen izotop atomlar	55
Şekil 4.4.e. LA5d için üretilen izotop çekirdekler	55
Şekil 4.4.f. LH5d için üretilen izotop atomlar	56
Şekil 4.4.g. H5d için üretilen izotop çekirdekler	56
Şekil 4.4.h. A5d için üretilen izotop çekirdekler	57
Şekil 4.5.a. ALA7d için üretilen izotop çekirdekler	57
Şekil 4.5.b. HLH7d için üretilen izotop çekirdekler.....	58
Şekil 4.5.c. HLA7d için üretilen izotop çekirdekler	58
Şekil 4.5.d. APA7d için üretilen izotop çekirdekler	59
Şekil 4.5.e. LA7d için üretilen izotop çekirdekler	59
Şekil 4.5.f. LA7d için üretilen izotop atomlar	60
Şekil 4.5.g. H7 için üretilen izotop çekirdekler	60
Şekil 4.5.h. A7d için üretilen izotop çekirdekler	61
Şekil 4.6. P için üretilen izotop çekirdekler	61
Şekil 4.7. L için üretilen izotop çekirdek	62
Şekil 5.1. Tabakalı kompozit numunelerin ve lastik ile parafinin tesir kesiti (cm^{-1}) değerlerini gösteren grafik.....	63

ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 2.1. Nötronun özellikleri.....	17
Çizelge 2.2. Radyasyon birimleri.....	30
Çizelge 3.1. Nötron dedektörünün özellikleri.....	37
Çizelge 3.2. Numunelerin kodlanması.....	43
Çizelge 4.1. Numunelerin 28 günlük hesaplanan tesir kesiti (cm^{-1}) değerleri.....	47

1. GİRİŞ

Çekirdek reaksiyonlarının çoğunda serbest nötron oluşur. Yüksüz olan bu atom altı nötron parçacığı, serbest halde iken kararsızdır ve yaklaşık olarak 680 saniye yarı-ömür ile bir proton, elektron ve anti-nötrino şeklinde bozunuma uğrar. Bunun yanı sıra hidrojen atomu çekirdeği hariç bilinen diğer atom çekirdekleri nötron ihtiva eder. Böyle atomların çekirdeklerinde bulunan nötronlar ise bağlı durumda olduklarından kararlıdır. Serbest nötronlar radyasyonla oluşan yüksüz parçacıklardır. Bu nedenle maddeye kolayca girebilirler. Nötronun bu özelliği sayesinde maddenin atom çekirdeği nötron ile bombardıman edildiği zaman elektronik yapısında değişiklik olmaksızın atom çekirdeğinde değişikliklere neden olur. Bombardıman sonucunda nötron soğuran çekirdek ise kütesini artırabilir. Bu durumdaki atom artık kararsızdır ve radyasyon olarak adlandırılan çeşitli ışınları yaparak kararlı hale gelir. Böylelikle nötronlar etkileşimde buldukları maddenin iç kısımlarına kadar ilerleyebilirler. Doğrudan iyonlaştırıcı radyasyon olmayan nötron parçacığı madde atomları ile etkileşimde bulunduğu iyonlaştırıcı radyasyon olan alfa ve beta parçacığı ya da gama ışınının oluşmasına neden olabilmektedir. Nötronlar enerjilerinin büyük bir kısmını kalkan olarak kullanılan malzeme ile yaptıkları elastik ve inelastik saçılmalarla kaybederler. Yapılan elastik saçılma sonucunda nötron enerjisinin bir kısmını hedef çekirdeğe aktarır. Yine elastik çarpışma yoluyla nötronları yavaşlatmada hafif elementler en etkili olduğundan su, beton ve plastik gibi malzemelerin kullanılması en uygundur. inelastik saçılmalarda ise nötronlar enerjilerinin bir kısmını kalkan olarak kullanılan hedef malzemeye aktarır. Uyarılmış hedef çekirdekler gama ışınları yayarak temel hale geçerler (Aygün 2010; Korkut 2010).

Hidrojen iyi bir nötron zayıflatıcısı olduğundan hidrojen zengin materyaller nötron zırhlanmasında kullanılabilirler. Ayrıca nötronlara karşı lityum, hidrojen, polietilen ve su gibi kalkan olarak kullanılan malzemelerin çoğu ikincil gama ışınlarına sebep olmaktadır. Bu durumda tekrar kalkan uygulamayı gerektirmektedir (Korkut 2010).

Radyasyon ve radyoaktivitenin keşfedilmesiyle birlikte oluşan zararlı enerjiden korunma isteği insanları bu alanda araştırma yapmaya yönlendirmiş ve bu alandaki zırhlama çalışmalarını artırarak devam ettirmelerine sebep olmuştur. Bu çalışmada ise lastik, alçı, harç ve parafin gibi malzemelerin farklı kombinasyonları ile katmanlı kompozitlerin oluşturulması amaçlanmıştır.

Günümüzde çeşitli katı atıkların oluşturduğu birçok problem vardır ve bu problemlerden birini de atık otomobil lastikleri oluşturmaktadır. Bol olmasının yanı sıra değersiz olan bu otomobil lastiklerinin çevreye verdiği zarar ise gün geçtikçe artmaktadır. Oldukça dayanıklı olan ve doğal ya da sentetik kauçuklardan elde edilen böyle ürünler faydalı olarak kullanılma işlevlerinin bitmesinin ardından doğada kaybolması zor olan atıklar halini alır. Kauçukların %85'ni otomotiv sanayinin kullandığı dikkate alındığında ne kadar çok otomobil lastiğinin üretildiği tahmin edilebilmektedir. Dolayısıyla önemli derecede problem teşkil eden eskimiş lastikler farklı kullanım alanlarında geri kazanılma işlemine tabii tutulmaktadır. Böylelikle kullanılmayan lastiklerin kimyasal işlemler vasıtasıyla ham maddesi olan kauçuğu elde edilebilir. Ancak pahalı olabilecek bu işlem sırasında lastik içerisindeki çelik teller bu yöntemi zorlaştırmaktadır. Ülkemizde yaklaşık olarak yıllık 30 milyon lastik kullanılmaz hal alıp atık olarak doğaya terk edilmektedir (Karacasu vd. 2009; Sugözü vd. 2009). Bu durum ise kolayca yaygınlaşabilen hastalıklara ve şiddetli olabilecek yangınlara sebep olmaktadır. Atık lastiklerin biriktirildiği yerlerdeki lastikler arasındaki oksijen miktarı oluşacak yangın için yeterlidir ve bu yangının söndürülmesi çok zor olduğundan yangın uzun süre devam edebilmektedir. Dolayısıyla lastiklerin yanmasıyla büyük miktarlarda zararlı maddeler atmosfere salınmaktadır. Bu zararlı maddeler toprak ve suyu kirletmekte insan sağlığını kötü şekilde etkilemektedir. Bu kadar olumsuz nedenlerden dolayı atık otomobil lastikleri yeniden işlenerek endüstrinin çeşitli alanlarında kullanılmaktadır (Sugözü vd. 2009). Diğer taraftan, atık otomobil lastiklerinin beton endüstrisinde kullanılabilirliğinin araştırılmasına yönelik çalışmalara da devam edilmektedir. Örneğin; Topçu vd. (2009), otomobil atık lastiklerinin (OAL) çevreye verdiği zararları dikkate alarak bir çalışma yapmışlardır. Bundan dolayı beton teknolojisinde otomobil atık lastiklerini kullanmayı düşünmüşlerdir. Bunun için

otomobil atık lastiđi kullanarak imento ile hazırladıkları harların zelliklerini arařtırmıřlardır. Farklı hacimlerde kum oranlarına sahip harların zelliklerini 28. gnn sonunda deneysel olarak incelemiřlerdir. Elde ettikleri deney bulgularına gre CEMII/A-L 42.5R imentosu ile hazırlanan %10 OAL agregalı har numunenin diđer OAL agregalı numunelerden daha iyi sonulara sahip olduđunu ileri srmüşlerdir.

Radyasyondan korunmak amacıyla bor, parafin, kalın betonlar ve diđer birok alařım ile materyalleri kullanılarak eřitli zırhlama malzemeleri geliřtirilmiřtir. Ařađıda konu ile ilgili olan alıřmalardan bazıları zetlenmiřtir.

Abdel *et al.* (1997), stiren-bütadien kauuk/kurřun oksit kompozitlerini radyasyon zırhlamada kullanmıřlardır. Kompozitleri kurřun oksitin ç farklı tipinde, (kurřun monoksit (PbO), kurřun dioksit (PbO₂) ve kırmızı kurřun oksit (Pb₃O₄) olarak hazırlamıřlardır. ç kurřun oksiti ađırlıka yaklaşık olarak %87-88 konsantrasyonlarında kullanmıřlardır. Farklı kaynaklardan gelen gama ışını iin SBR/kurřun oksit kompozitlerin termal ve fiziko-mekanik zellikleri zerinde 3000 kGy'ye kadar birikmiř olan radyasyon dozunun etkisini incelemiřlerdir.

Alan *et al.* (2012), 15 Hz'de alıřan tungsten elektron/proton dnüştürc ve LINAC yardımıyla oluřturulan 15 MeV'lik fotonlar ile numuneleri radyasyona maruz bırakmıřlardır. Kendine zg yapısıyla gama/ntron dedektrlerini hem gama hem de fisyon rn ntronu elde etmek iin kullanmıřlardır. Ntron emisyonunu ve gama spektrumundaki fotopik oluřturan ¹⁰B (n,alfa) ⁷Li reaksiyonundan 478 keV gama dedeksiyonunu kaydetmiřlerdir. Fisyonu uđrayabilen hedef (U²³⁸) ve hareketsiz hedef (kurřun, elik ve berilyum) arasında iki iřaret bulmuřlardır. Sistem deđiřikliklerinden etkilenmeyen iřaretlerin hesaplamalarını kolaylařtırdıđını ileri srmüşlerdir.

Alhajali *et al.* (2009), sıradan ve zel zırhlama betonlarının altı eřit karıřımını incelemiřlerdir. MNSR (Miniature Neutron Source Reactor) kullanarak X-ışınları, ntron aktivasyon analizleri ve doz sonuları ile kompozitleri belirlemiřlerdir. Referanstaki yayımlanan sonular ve analiz sonularına dayanarak ⁶⁰Co, ¹²⁵Eu, ¹⁵⁴Eu ve

¹³⁴Cs'nin betondaki mevcut etkili nüklitler olduğunu ifade etmişlerdir. Fakat kalsiyumlu ve magnezyumlu agregaların bunları minimum seviyede içerdiğini ve Mg, Fe, Ti'nin betondaki önemli elementler olduğunu ileri sürmüşlerdir.

Atsuhiko *et al.* (2007), %6 bor içeren fenol-bazlı reçine geliştirmişlerdir. Nükleer ısınmayı azaltmak ve nötron akısını önlemek için DD plazma aygıtının çevresine reçine uygulamışlardır. Geliştirilen reçinenin nötron zırhlama performansını, 100°C üzerinde etkili olamayan ²⁵²Cf nötron kaynağıyla incelemişlerdir. Reçinenin yüksek sıcaklıkta mekanik mukavemetini koruduğunu ileri sürmüşlerdir. Reçineden H₂O, CO₂, NH₃ atılmasını incelenmiş ancak 200°C'den sonra öncekiyle hemen hemen aynı olduğunu belirtmişlerdir.

Atsuhiko *et al.* (2011), ısıya dayanıklı %1 ağırlığında bor ile polimer reçine içeren nötron zırhlama malzemesi geliştirmişlerdir. Geliştirdikleri reçinenin nötron zırhlama performansını, polietileninkiyle hemen hemen aynı olan ²⁵²Cf nötron kaynağı ile incelemişlerdir. Reçineden CO₂, H₂O, CO ve H₂'nin atılmasını yaklaşık olarak 250°C'de ölçmüşlerdir. Reçineyi ek koruyucu malzeme olarak ve JT-60SA gibi süper iletken cihazından nötron akısını azaltmak için vakumlu kabın çevresine uygulamışlardır.

Bartoli *et al.* (2009), nötron yüzey saçılmalarında zırhlama malzemesi olarak bor karbüre dayalı seramik kompozitlerin etkinliğini incelemişlerdir. Kompozitlerdeki killi materyalin varlığının yüzeydeki saçılmalarda yaygın olarak kullanılan diğer zırhlama malzemelerinden daha iyi olduğunu ileri sürmüşlerdir.

Beyster *et al.* (1955), inelastik tesir kesitinin 1 MeV, 4 MeV ve 4,5 MeV nötron enerjileri için gerekli ölçümlerden elde edilebileceğini ileri sürmüşlerdir. Tesir kesitini Al, Fe, Cu, Zn, Ag, Cd, Sn, Au, Pb ve Bi için üç nötron enerjisinde ölçmüşlerdir. Ayrıca karbonun inelastik tesir kesitini 1 MeV'de, Be, C, Ti, Ni, Zr, W'nin tesir kesitini 4 MeV'de ve Ti, Ni, Zr ve W'nin tesir kesitini 4,5 MeV'de ölçmüşlerdir. Tesir kesitlerinin nötronların enerji spektrumlarıyla ilgili bilgiyi elde etmek için ise nötron dedektörlerinin enerji eşiklerini belirlemişlerdir. Deneysel teknikleri ve ölçümleri

değerlendirme metodlarını tartışmışlardır. Araştırmalarının sonuçlarını inelastik tesir kesitlerinin diğer tespitleri ile karşılaştırdıklarını belirtmişlerdir.

Dolzella *et al.* (2011), EURITRACK (EUROpean Illicit Trafficking Countermeasures Kit) projesi kapsamında inşa edilmiş ve Rijeka (Hırvatistan) limanında test edilmiş nötron denetim portalının referansıya, gelecekteki portalın farklı yapılandırmalardaki biyolojik zırhlamaları MCNP Monte Carlo kodu ile yaptıklarını ifade etmişlerdir. Yapılandırmalarda çalışanlar için doz limitlerinin analizini yapmış ve Avrupa yasaları tarafından belirlenen kontrollü bir alanda nötron kaynağının zırhlanmasını sağlamışlarını ileri sürmüşlerdir.

Elbio *et al.* (2011), çimento bazlı bileşiklerin mevcut yaklaşımlarında eksiklikler olduğunu, ağır betonun nötron ve gama radyasyonunu iyi soğuramayan elementleri (örneğin; kalsiyum, karbon, oksijen, silisyum ve alüminyum) aşırı miktarda içerdiğini belirtmişlerdir. Demir, hidrojen, bor gibi istenilen elementlerin yüksek yoğunluklu zırhlama malzemesi nötron radyografi tesisi ANTARES'in yeniden tasarlanması için geliştirmişlerdir. Malzemenin bileşenlerini Monte Carlo'nun MNCP5 kodu ile belirlenmişlerdir. Bu zırhlama malzemesi ile background radyasyonunun önemli derecede soğurulmasını ağır betonlara kıyasla elde ettiklerini ifade etmişlerdir.

Gencil vd. (2011), hematit içeren beton numunelerin gama ve nötron soğurmalarını elde etmek için deneysel ölçümlerini ve Monte Carlo simülasyonlarını yapmışlardır. Aynı zamanda numunelerin mekanik mukavemetlerini incelemişlerdir. Nötronların zayıflatılmasında betondaki hematit içeriğinin etkili olmadığını ifade etmişlerdir. Hematit yüzdesinin artmasıyla gama ışınlarının zayıflatıldığı ve mekanik mukavemetin arttığını ileri sürmüşlerdir.

Ghassoun *et al.* (2011), 10 MV üzerinde faaliyet gösteren medikal hızlandırıcıların istenmeyen, tedavi edici foton ışınını kirleten nötron kaynakları olduğunu ileri sürmüşlerdir. Aynı zamanda bu foto-nötronların hasta vücudu, personel ve halk için dozu artıran ikincil gama ışınlarını oluşturduğunu söylemişlerdir. Monte Carlo N-

Particle MCNP5 kodunu 18 MV'de medikal lineer hızlandırıcı işleminin radyoterapi odasını modellemek için, nötron ile ikincil gama ışınlarının enerji spektrumlarını hesaplamak için ve tedavi odasının çeşitli noktalarında doz eşdeğerini hesaplamak için kullanmışlardır. Monte Carlo simülasyonunu doğrulayan rapor IAEA'nın analitik metodlarıyla sonuçları karşılaştırmışlardır. Ayrıca literatürde yayınlanan simülasyonlar ile deneysel değerleri karşılaştırmışlardır. Bu işlemlerden sonra Monte Carlo simülasyonu radyoterapi odasının zırhlama performansını değerlendirmek için kullanmışlardır. Yapılan çalışmalarda radyoterapi odasının iç yüzeyinde bor karbür içeren parafin wax'ın kullanılmasının hem nötron hem de gama ışını dozunu azaltmak için yeterince etkili olduğunu ifade etmişlerdir. Böyle bir değerlendirmenin oda malzemesi ve duvar yüzeyi dikkate alındığında analitik metodlar ile yapılamayacağını ileri sürmüşlerdir.

Gwaily *et al.* (2002), kondüktif doğal kauçukların kompozitlerine bor karbürün (B_4C) farklı konsantrasyonlarını eklemiş ve termal nötron zırhlama araştırmalarında kullanmışlardır. B_4C 'nin 20 phr'sini içeren kompozit için lineer soğurma katsayısının ($=0,34 \text{ cm}^{-1}$) en yüksek değerini elde ettiklerini ileri sürmüşlerdir. Ayrıca bu kompozitlerin termal ve elektriksel özellikleri üzerinde B_4C 'nin etkilerini incelediklerini ifade etmişlerdir.

Gwaily (2002), kurşun cevher minerallerinin (galena) farklı miktarlarını doğal kauçuk (NR) ve stiren-bütadien kauçuk (SBR-1502)'in kompozitlerine ilave etmiştir. Kompozitlerin, gama radyasyonunu ne ölçüde zırladığını bulmak için ^{137}Cs 'yi kaynak olarak kullandığını belirtmiştir. Kauçuk matris 500 phr için lineer soğurma katsayısının μ (m^{-1}), yaklaşık 29 m^{-1} değerine kadar galena miktarının artmasıyla belirgin bir şekilde artmış olduğunu ileri sürmüştür. Aynı zamanda termal özellikleri (termal yayılma katsayısı, özgül ısı ve termal iletkenlik) bu kompozitler için ölçtüğünü ifade etmiştir.

Gwaily *et al.* (2002), radyasyon zırhlamada hem nötron hem de gama ışınlarının soğurulmasını, bor karbür ve parafin wax ile karıştırılmış doğal kauçuk kompozitlerdeki kurşun konsantrasyonuna olan bağımlılığı incelemişlerdir. Ayrıca kauçuk kükürtlerin

iletkenlik, şişme özellikleri ve yaşlanmaya olan etkilerini araştırmışlardır. 60 phr parafin wax ile 20 phr B₄C'ün 18 mm kalınlığındaki numunelerin hızlı nötronların yaklaşık %50'sini azaltabildiğini ileri sürmüşlerdir.

Gwaily *et al.* (2002), termal nötron zırhlama kompozitlerini elde etmek için doğal kauçuk ile borik asitin (H₃BO₃) farklı miktarlarını karıştırmışlardır. Toplam makroskopik tesir kesitini H₃BO₃'ün 20 phr değerinde 0,28'e ulaştığını ileri sürmüşlerdir. H₃BO₃ konsantrasyonuna bağımlılığını da incelemişlerdir. Termal oksidatif yaşlanmanın özellikler üzerinde belirgin olduğunu ifade etmişlerdir.

Hawk *et al.* (2004), Ohio Eyalet Üniversitesi Nükleer Mühendisliği Bölümü'nde bor nötron yakalama tedavisi (BNCT) araştırmasında öncelikle hızlandırıcı-tabanlı nötron kaynağını (ABNS) kullanarak BNCT'e için yüksek kaliteli nötron alanı oluşturmayı amaçladıklarını belirtmişlerdir. BNCT için bir ABNS'nin, yüksek enerjili ışın taşıma sistemi olan proton hızlandırıcı, ısı taşıma sistemi (HRS) olan hedef ⁷Li, moderatör düzenleme ve terapi odasından oluştuğunu ileri sürmüşlerdir. Zırhlanmamış moderatör montaj tasarımı üzerinde BNCT için tedavi odasının dışında bulunan personeli radyasyondan korumak için malzeme gereksinimleri bakımından zırhlanmış moderatör montaj tasarımının avantajlarını gösterdiklerini ifade etmişlerdir.

Huasi *et al.* (2008), nötron ve gama radyasyonu için optimize edilmiş hafif, yoğun ve yüksek sıcaklığa dayanıklı zırhlama malzemelerini MNCP (Monte Carlo N-Particle) ile birleştirilmiş GA (genetic algorithms) ile belirlemişlerdir. Sonuçlara göre hazırlanan numuneler PB₂O ve KRAFTON-XP₃ ile karıştırılmasının radyasyon zırhlama da daha etkili olduğunu ileri sürmüşlerdir. Özellikle Fe-Interlayer-Pb'nin çok katlı yapılarının performansının mükemmel olduğunu ifade etmişlerdir. Malzemedeki elementlerin oranı dikkate alınarak nano-TiO₂ ile polimer üretilmesini deneysel olarak DSC (differential scanning calorimetry) ile belirlemişlerdir. Deneysel sonuçlarının malzemenin en iyi tasarım olduğunu ileri sürmüşlerdir. Yapılanların nükleer bilimi ve teknoloji uygulamaları için oldukça uygun olduğunu belirtmişlerdir.

Kawai *et al.* (2005), J-PARC (JAERI-KEK Joint Project of the High Intensity Proton Accelerator)'un nötron kaynağı olan JNSN'nin 23 nötron demeti çizgisine sahip olduğunu ifade etmişlerdir. Çalışmalarında MCNP-X kodunu kullanarak optimum zırhlama dizaynı için veritabanı formüle etmişlerdir. Hesaplamalarını iki adımda gerçekleştirmişlerdir. İlk önce nötron dağılımlarını, nötron kaynağı hedefinin dahil edildiği bir model ile tipik nötron ışın demeti çizgilerini oluşturmuşlardır. Işın demeti çizgisi etrafındaki zırhlama için sınır kaynağı olan geçit duvarından akan nötron akımlarını değerlendirmişlerdir. Daha sonra kütle-zırhlama hesaplamalarını, çeşitli zırhlama malzemelerinin (demir, beton, ağır beton vb.) kullanımı için ve onların kompozitlerinin kalınlıklarını 3m'ye kadar yapmışlardır. Sonuçları birbirleriyle karşılaştırmışlardır. Demirin kompozit zırhlama malzemeleri ve böyle polietilen ya da beton gibi hidrojenli malzemelerin daha etkili olduğunu ileri sürmüşlerdir. Örnek olarak moderatörün 25m mesafesinde ışın demeti çizgisi için tipik bir dizayn hazırladıklarını belirtmişlerdir.

Kopecky *et al.* (1997), nötronun etki alanında, 0,08'den 800 eV'a kadar nötron enerjilerinde, sıvı ^{208}Pb 'nin nötron transmisyonunu ölçmüşlerdir. Sıvı Bi ve sıvı Pb için yoğunlaştırılmış madde etkileri üzerindeki ek çalışmalarının, nötron-elektron saçılması uzunluğu b_{ne} için sistematik belirsizliklerin daha doğru sonuçlar sağladığını ileri sürmüşlerdir. Aynı zamanda sıvı Bi üzerinde transmisyon bilgilerini tekrar etmişlerdir. Hem istatistik hem de sistematik belirsizliği belirtmek için ^{208}Pb ve ^{209}Bi 'nin sırasıyla $b_{ne}=(1,33\pm 0,027\pm 0,03)\times 10^{-3}\text{fm}$ ve $b_{ne}=(-1,44\pm 0,033\pm 0,06)\times 10^{-3}\text{fm}$ değerlerini elde ettiklerini ifade etmişlerdir. ^{208}Pb ve ^{209}Bi için elde ettikleri sonuçların uyumlu olduğunu belirtmişlerdir.

Korkut vd. (2010), sırasıyla %0, %5, %10 ve %15 kolemanit konsantrasyonlarına sahip dört barit ve dört beton numunelerini hazırlamışlardır. Nötron doz transmisyon ölçümlerini tek enerjili ($E_{ff}=4,5$ MeV $^{241}\text{Am-Be}$) nötron kaynağını kullanarak yapmışlardır. Numunenin kolemanit yüzdesini arttıkça nötron doz transmisyon değerinin artacağını ileri sürmüşlerdir. Böylece farklı oranlarda kolemanit ekleyerek

barit ve normal betonun nötron zırlama özelliğini artırmanın mümkün olacağını ifade etmişlerdir.

Korkut vd. (2010), numunenin nötron zırlama özelliğini yorumlamak için makroskopik tesir kesiti ve maddedeki nötron akısının kullanılabilir faktörler olduğunu ifade etmişlerdir. Bunun için farklı bor yüzdeleri içeren MgB_2 , $NaBH_4$ ve KBH_4 örneklerini kullanmış, bunların nötron makroskopik tesir kesiti ölçümlerini $^{241}Am-Be$ ($E_{ff} = 4,5$) kaynağını kullanarak yapmışlardır. Ortalama nötron akısı değerini ve her bir numunenin hızlı nötron akış dağılımını FLUKA Monte Carlo kodunu kullanarak hesaplamışlardır. Aynı zamanda numunelerin yarı kalınlık değerlerini parafin ile karşılaştırmışlardır. Sonuç olarak artan bor konsantrasyonun materyalin nötron zırlama özelliğini artırabildiğini ileri sürmüşlerdir.

Korkut vd. (2011), radyasyon zırlama malzemesi olarak ametist cevherini kullanmışlardır. WDXF spektroskopisi tekniğini kullanarak ametistin temel bileşenlerini belirlemişlerdir. Birkaç foton enerjisinde ametistin zırlama kabiliyetini anlamak için elde ettikleri sonuçları FLUKA Monte Carlo radyasyon transmisyon koduyla simülasyon sürecinde kullanmışlardır. Sonrasında ise değerleri ince bir zırlama beton malzemesi ile karşılaştırmışlardır. Ametistin gama ışınlarını betondan daha iyi zırladığını ileri sürmüşlerdir. Ametist cevherinin radyasyon zırlama özellikleriyle ilgili yapılan ilk araştırma olduğunu ifade etmişlerdir.

Korkut vd. (2012), $^{241}Am-Be$ kaynak ile kolemanit, üleksit ve tinkal olarak adlandırılan borun birim hacim başına farklı yüzdelerini içeren üç numuneyi toplam makroskopik tesir kesitinin bulunduğu deneylerde kullanmışlardır. Aynı zamanda FLUKA Monte Carlo kodu düşük enerjili nötron etkileşimleriyle depo edilen enerji, doz ve toplam makroskopik tesir kesiti simülasyonlarını yapmak için kullanmış ve parafin wax ile karşılaştırmışlardır. Sonuç olarak bor atomlarının artan konsantrasyonunun numunenin nötron zırlama özelliğini artırabildiğini ileri sürmüşlerdir.

Medhat *et al.* (2011), nükleer güç istasyonun işlevi bittikten sonra reaktörün yüksek

radioaktivitesine neden olan elementlerin konsantrasyonlarını belirlemeye çalışmışlardır. Bu elementleri reaktör ömrü boyunca (n , γ) reaksiyonları ile aktif hale getirmiş ve beton içerisinde bulunan çimentodaki Ce, Co, Cs, Eu, Fe, Hf, Sb, Sc ve Tb elementleri olduğunu ileri sürmüşlerdir. Farklı çimento örneklerini nötron demetine maruz bırakmış ve sayma sistemleriyle analiz etmişlerdir. Bu elementlerden gelen radyoaktivitenin, uzun bir soğutma süresinden sonra veya reaktörün devre dışı bırakılmasından sonra, büyük ölçüde önemli olduğunu ifade etmişlerdir.

Rafael *et al.* (2012), nötronik ve radyolojik alanda yapılan ilerlemeleri tesis tasarımı için sunmuşlardır. Mevcut modelde farklı zırhlamalarla uygun altyapı ve uzaktan kullanım şartları gibi hedef içerisindeki optik sistemleri dikkate almışlardır. Hem çalışma esnasında hem de patlamalarda tesisdeki radyasyon oranlarının karakterizasyonlarını incelemişlerdir. Çalışanlar için aynı zaman da optik sistemler için zararlı ilgili doz oranlarını hesaplamışlardır. Uzaktan kullanımın bazı alanlarda zorunlu olduğunu ifade etmişlerdir. Zırhlayıcıda biraz sızıntı olması durumunda bazı yerlerde yüksek radyasyona sebep olduğunu bulmuşlardır.

Reda (2011), D-T nötron jeneratörünü zırhlama için MCNP5 Monte Carlo kodunu kullanarak tasarlamıştır. Nötron jeneratörünün patlayıcıların tespitinde, ilaç ve diğer sağlık malzeme alanlarında kullanılabileceğini ileri sürmüştür. Toprağa gömülmüş nesnelerin dedeksiyonunu iyileştirmede, farklı geometrik şartlarda sinyal-gürültü oranından yararlandıklarını ifade etmişlerdir.

Yusuf vd. (2011), B_2O_3 hibrit malzemelerin termal kararlılığını ve nötron zırhlama özelliklerini geliştirdiklerini belirtmişlerdir. Amik asit hazırlamak için NMP (N-methyl-2-pyrrolidone) içindeki BTDA (benzophenonete- tricarboxylic dianhydride) ile tepkime veren DADPS (Diaminodip henyl sulfone) ve B_2O_3 bileşimini karıştırmışlardır, bu sırada uygun hibritleri termal işlemler yoluyla elde etmişlerdir. Hazırlanan hibrit malzemelerin SEM (scanning electron microscopy) ve FT-IR (Fourier transform infrared spectroscopy) ile karakterize etmişlerdir. Hibritlerin termo-oksidatif ve dayanıklılık özelliklerini TGA (thermogravimetric analysis) ve LOI (limiting oxygen index) ile

incelemişlerdir. Deneysel sonuçlarına göre B_2O_3 miktarı arttıkça hibritin dayanıklılık özelliklerinin arttığını ifade etmişlerdir. Aynı zamanda hibrit malzemeleri termal nötronlara maruz bırakmışlardır. Nötronların zırhlanması özelliklerinin artması B izotopunun miktarına ve dağılımına bağlı olduğunu ileri sürmüşlerdir.

2. KURAMSAL TEMELLER

2.1. Nötronun Keşfi

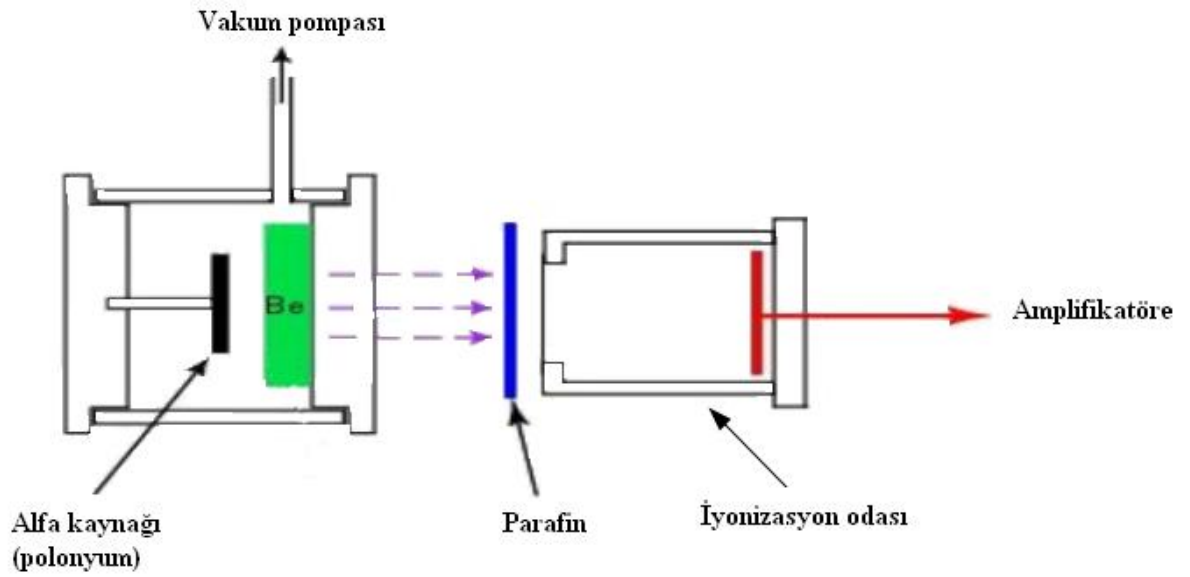
1920 yılında Rutherford nötronun varlığının ilk işaretlerini vermiştir. Nihayetinde farklı araştırmacıların yaptığı deneyler neticesinde nötron keşfedilmiştir. Rutherford nötronun, elektron ile protonun sıkıca bağlanmasından oluştuğunu düşünüyordu. 1930 yılında W. Bothe ve H. Becker radyoaktif polonyum kaynağından çıkan alfa parçacıklarıyla berilyum ve bor gibi elementleri bombardıman ettiklerinde delip geçme gücü çok yüksek radyasyon yayımlandığını görmüşlerdir. Sonraki çalışmalar bu radyasyonun kalın levhaları deldiğini, elektrik ve manyetik alandan etkilenmediğini göstermiştir. Hatta fazla bir iyonlaşmaya sebep olmadıklarından sis odasında hiçbir iz bırakmıyorlardı. Elektromanyetik radyasyonun tüm özelliklerini gösterdiği için bilinmeyen bu radyasyonun yüksek enerjili fotonlardan oluşan elektromanyetik radyasyon olduğu düşünülmüştü. Polonyumdan çıkan 5,3 MeV kinetik enerjili alfa ($K\alpha$) parçacıklarının Be ile etkileşiminden meydana getireceği reaksiyonun;



şekilde olacağı farz edilmişti. Burada $({}_6\text{C}^{13})^*$ uyarılmış çekirdektir. Yine burada Be ile alfa parçacığı $({}_6\text{C}^{13})^*$ 'nu oluşturmak üzere birleşir ve $({}_6\text{C}^{13})^*$, $h\nu$ enerjili foton yayımlayarak ${}_6\text{C}^{13}$ 'e dönüşür. Bu durumda kütle farkından fotonun enerjisi hesaplanabilir:

$$\begin{aligned} \text{durgun kütledeki azalma} &= M(\text{Be}) + M(\text{He}) - M(\text{C}) \\ &= (9,011505 + 4,00387 - 13,00748) \text{ akb} \\ &= 0,01144 \text{ akb} \\ &= 0,01144 \times 931,4 \text{ MeV} \\ &= 10,7 \text{ MeV} \end{aligned}$$

Oluştugu düşünölen fotonun enerjisine alfa parçacığının enerjisi de ilave edilebilir. Böylece reaksiyonda toplam 16 MeV'lik enerji açığa çıkar. Karbon çekirdeğinin geri tepme enerjisi yaklaşık olarak 2 MeV'dir. Bu nedenle fotonlar en çok 14 MeV'lik enerjiye sahip olacaktır. Ancak radyoaktif elementler tarafından yayınlanan gama ışınları bu kadar yüksek enerjiye sahip değildir (Şahin 1999).



Şekil 2.1. Nötronlar ile parafinden elde edilen protonların iyonizasyon odasında gözlemlenmesi (Yaramış 1985; Şahin 1999)

1930 -1933 yıllarında Curie ve F. Joliot bilinmeyen bu radyasyonu hidrojeni bol olan parafin maddesinin üzerine gönderdiler ve iyonizasyon odasında çok fazla iyonlaşmaya sebep olan protonlar yayınladıklarını kaydetmişlerdir (Şekil 2.1). Benzer deneyler sis odası yapıldığında parafinden çıkan fotonlar yaklaşık 40 cm uzunluğunda izler meydana getirmiştir. Bu deneyler azotlu ve başka materyallerle de yapılmıştır (Karadeniz, Yaramış ve Özkök 1973; Şahin 1999). Azot çekirdeğinin ve protonun maksimum geri tepme enerjisi 1,4 MeV ve 5,7 MeV olarak bulunmuştur. Bu çalışmalar neticesinde geri tepme enerjisini açıklamaya çalışmışlardır. Bilinmeyen bu radyasyonun yüksek enerjili fotonlardan oluştuğu kabul edilirse çarpışmanın, foton ile çekirdek arasındaki bir compton çarpışması olduğunu düşünmüşlerdi. Gelen fotonun enerjisi $h\nu$ ve kütlesi m olan çekirdekten saçılan fotonun enerjisi $h\nu'$ ise m kütleli geri tepmiş çekirdeğin enerjisi 2.2 denklemindeki gibi olur;

$$h\nu - h\nu' = h\nu \left(1 - \frac{1}{1 + \frac{h\nu}{mc^2} (1 - \cos\theta)} \right) \quad (2.2)$$

Gelen fotonun yönüyle saçılan fotonun yönü arasındaki açı değeri 180° alınarak elde edilecek olan maksimum geri tepme enerjisi hakkında yapılan yorum ise şu şekildeydi; proton ve azot çekirdeğinin geri tepme enerjileri bilindiğine göre gelen fotonun yani bilinmeyen radyasyonun enerjisi hesaplanabilirdi (Şahin 1999).

2.2 denkleminde protonun 5,7 MeV'lik geri tepme enerjisi için gelen fotonun yaklaşık olarak 55 MeV'lik bir enerjiye sahip olması gerekir. Aynı şekilde azotun 1,4 MeV'lik geri tepme enerjisinin izahı içinse gelen fotonun enerjisinin yaklaşık olarak 90 MeV olması gerekir. Bilinmeyen radyasyonun enerjisi yaklaşık olarak 12 MeV olarak elde edilmiştir. Dolayısıyla bu durum Compton olayı ile izah edilememiş ve gelen radyasyonun da fotonlardan oluşmadığı anlaşılmıştır (Şahin 1999).

1930 yılında J. Chadwick bu olayın doğru izahını yapmıştır. Chadwick, bu çarpışmalarda ya momentum ve enerji korunumu kanunundan vazgeçileceğini ya da bu radyasyon hakkında başka hipotezlerin gerektiğini söylemişti. Bu radyasyonun kuantumlu değil de protonun kütlesine yakın kütleli parçacıklardan oluştuğu kabullenilirse çarpışmayla ilgili güçlükler ortadan kalkmıştır. Ayrıca parçacıkların yüksüz olduğu kabullenilerek radyasyonun büyük delip geçme gücü açıklanmıştır (Yaramış 1985; Şahin 1999). Böylece bir nötronun, bir proton ile bir nötronun kuvvetli kombinasyonunun sonucunda oluştuğu kabullenilmiştir. Bir nötronun kütlesinin kabaca bir protonun kütlesine eşit olduğu, azotun ve protonun geri tepme enerjileri hakkındaki deneysel veriler birleştirilerek gösterilebilmiştir. Yani m_1 kütleli v hızında parçacık ile durmakta olan m_2 kütleli ikinci bir parçacığın esnek çarpışmasını ele almışlardır. Enerji ve momentum korunumu kanununa göre çarpışmadan önce ve sonrası için 2.3 ve 2.4 eşitlikleri yazılabilmektedir:

$$\frac{1}{2} m_1 v^2 = \frac{1}{2} m_1 v_1^2 + \frac{1}{2} m_2 v_2^2 \quad (2.3)$$

$$m_1 v = m_1 v_1 + m_2 v_2 \quad (2.4)$$

2.3 ve 2.4 eşitliklerinden;

$$v_2 = \frac{2m_1}{m_1 + m_2} v \quad (2.5)$$

v_2 , 2.5 denkleminde elde edilir. Bu ifade hidrojen ve azota uygulanırsa maksimum hızları

$$v_p = \frac{2m}{m + 1} v \quad (2.6)$$

$$v_N = \frac{2m}{m + 14} v \quad (2.7)$$

2.6 ve 2.7 denklemlerindeki gibi olur. Burada m nötronun kütlesidir. 1 akb protonun ve 14 akb azotun kütlesi olarak alınmıştır. Dolayısıyla v_p/v_N oranından m değeri 1,15 akb olarak bulunmuştur. Deneysel verilerden elde edilen v_p ve v_N değerleri kullanılarak nötronun kütlesi için daha iyi bir yaklaşım yapılmıştır;



bu yaklaşım reaksiyonuyla nötron kütlesi 1,005 akb ile 1,008 akb arasında bulunmuştur. Son olarak nötronun kütlesi O^{16} ölçeğinde $(1,008982 \pm 0,00003)$ akb değeri kabul edilmiştir (Berkem 1951; Şahin 1999).

Bilinmeyen radyasyonun kütlesi protonun kütlesine eşit olan bir nötron olduğu kabullenilerek enerji ve momentum korunumu prensiplerinin izahı yapılmıştır. Bunun içinse 2.9 reaksiyonu yazılabilmektedir;



$$\begin{aligned} \text{kütledeki azalma} &= M({}_6\text{C}^{12}) + M({}_0\text{n}^1) - M({}_4\text{Be}^9) - M({}_2\text{He}^4) \\ &= 0,00616 \text{ akb} \\ &= 5,7 \text{ MeV} \end{aligned}$$

olarak elde edilmiştir. Bu değere alfa parçacığının enerjisi eklenerek, toplam enerji ile farklı çekirdeklerin geri tepme enerjileri bulunabilmiştir. Eğer parçacıkların çarpışmadan sonraki doğrultuları çarpışma öncesi doğrultularından farklı ise K kinetik enerjisine sahip m_1 kütleli parçacığın m_2 kütleli parçacığa K_2 kinetik enerjisinin değeri 2.10 eşitliğindeki gibi olur:

$$K_2 = \frac{4\xi \cos^2\emptyset}{(1 + \xi)^2} K \quad (2.10)$$

Burada $\xi = m_2/m_1$ ve \emptyset , m_1 'in çarpışmadan önceki doğrultusuyla m_2 'nin yaptığı açıdır. Bir proton ve bir azot için ξ değeri sırasıyla 1 ve 14 olduğundan $K_P = K$ ise $K_N = (1/4)K$ olur. Dolayısıyla K_P 'nin 5,7 MeV K_N 'nin ise 1,4 MeV olabilmesi için K yaklaşık olarak 5,7 MeV olması gerekir. Bu da kolayca elde edilebildiğinden kütlesi protonun kütlesine yaklaşık olarak eşit ve yüksüz olan nötronun varlığından kesinlikle bahsedebilmişlerdir. (Şahin 1999).

2.2. Nötronun Özellikleri

Nötronun spini, elektron ve proton gibi $(1/2)$ 'dir. Nötron net bir yüke sahip olmamasına karşın negatif bir manyetik momente sahiptir (Yeniçay 1971). Bu nötronun manyetik moment vektörü ile spininin ters yönlü olduğunu gösterir (Şahin 1999).

Nötronun kütlesi yaklaşık olarak protonunkine eşit olduğundan dolayı nötronun çekirdek içerisinde bulunacağı belirsizlik prensibine göre mümkün olmaktadır (Şahin 1999). Nötronun bazı özellikleri Çizelge 2.1'de verilmiştir.

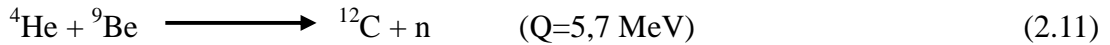
Çizelge 2.1. Nötronun özellikleri (Karadeniz, Yaramış ve Özkök 1973; Şahin 1999; Korkut 2010)

Kütle (akb)	1,008982
Yük	0
Spin	½
Yaşam Süresi (s)	887
Asal Bozunum Kipi	p+e+ν _e
Çap (cm)	1,45x10 ⁻¹³
Manyetik Moment	-1,9135μ _N

2.3. Nötron Kaynakları

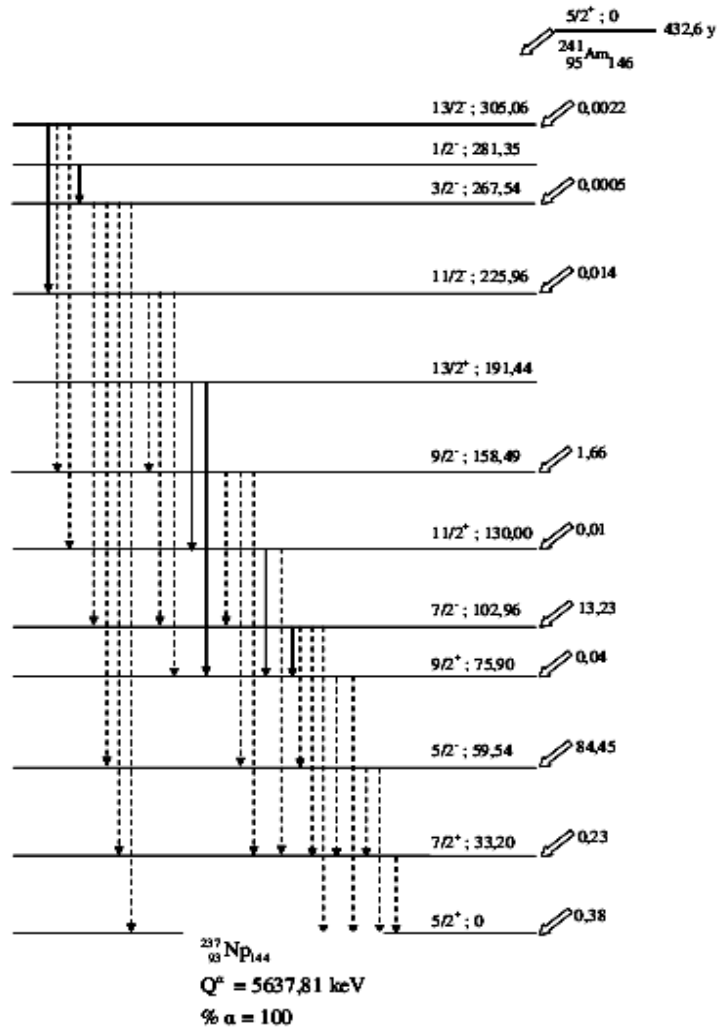
2.3.1. Alfa-berilyum kaynakları

Yukarıda bahsedildiği gibi nötronun keşfinde kullanılan reaksiyon laboratuvarında nötron kaynağı olarak kullanılabilir. ⁹Be kararlı izotopu, bağlanma enerjisi 1,7 MeV olan zayıf bağlı bir nötrona sahiptir. 2.11 reaksiyon denkleminde de ifade edildiği gibi ⁹Be çekirdeğine, radyoaktif bozunma sonucu oluşan 5-6 MeV'lik enerjiye sahip alfa parçacığı çarpınca nötron açığa çıkabilir (Yaramış 1985; Knoll 1989).



Burada alfa yayıncısı olarak uzun-ömürlü ²²⁶Ra kullanılırsa ⁹Be ile çarpışması sonucu düzgün bir nötron demeti elde edilebilir. Dolayısıyla nötronların 13 MeV'e kadar uzanan enerji spektrumu ²²⁶Ra ve bunun radyoaktif ürünlerinin 5-8 MeV enerjili alfa yayınlamaları sonucunda elde edilebilir. Oluşan nötronların enerjileri alfa gruplarının çok farklı olmaları, alfaların madde içerisindeki çarpışmalardan dolayı yavaşlaması, yayımlanan nötronların doğrultularının alfalara göre çeşitli olması ve ¹²C izotopunun uyarılmış enerji seviyelerinde olması gibi durumlarından dolayı tek enerjili değildir. En olası nötron enerjisi yaklaşık 5 MeV olup ²²⁶Ra için nötron üretim hızı Ci biriminde aktifliği başına saniyede 10⁷ nötrondur (Aygün 2010).

Radyum-berilyum nötron kaynaklarında ^{226}Ra ve bunun radyoaktif ürünlerinin yayınladıkları gamaların yüksek enerjili olmasından bunun yerine genellikle ^{241}Am (458 yıl) kaynağı kullanılmaktadır ve bozunma şeması şekil 2.2’de verilmiştir. Ayrıca ^{210}Po (138 gün), ^{238}Pu (86 yıl) kaynakları da kullanılmaktadır. Bu kaynakların ise nötron üretim hızı yine Ci biriminde alfa aktivitesi başına saniyede $2\text{-}3 \times 10^6$ nötrondur.

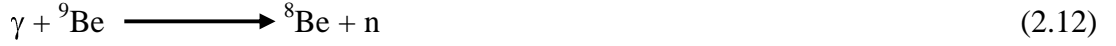


Şekil 2.2. Amerisyum-241’in bozunma şeması (Demir 2009)

2.3.2. Fotonötron kaynakları

Alfa-nötron kaynaklarına benzer bir yöntemle gama-nötron reaksiyonu da elde

edilebilir. Buradaki avantajlı durum eğer foton yaklaşık olarak tek enerjili ise elde edilecek olan nötronlarda yaklaşık olarak tek enerjili olabilirler. ^{24}Na izotopunun yayınladığı 2,76 MeV enerjiye sahip gamaları ^9Be 'nin soğurması sonucunda nötronun bağlanma enerjisine yeterli olabilecektir (Yaramış 1985; Knoll 1989).



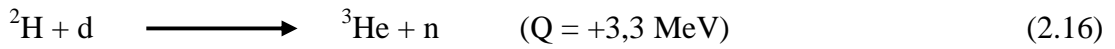
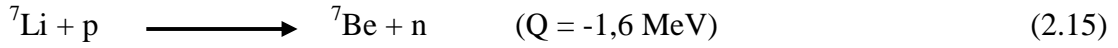
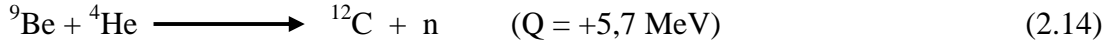
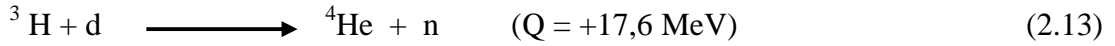
Burada verimin yeterli olmasına karşın yarı-ömür kısadır yani ^{24}Na 'nın Ci cinsinden nötron üretim hızı aktifliği başına 2×10^6 'dır. Oluşan nötronun enerjisi yaklaşık olarak 0,8 MeV'dir. ^{124}Sb (60 gün) izotopu daha uzun ömürlü olup ^9Be 'nin bağlanma enerjisinden daha büyük enerjiye sahip gama yayınlar. Bu olayın sonucunda ise oluşan nötronlar yaklaşık olarak 24 keV'lik düşük bir enerjiye sahip olurlar.

2.3.3. Kendiliğinden fisyon

Kendiliğinden fisyon olayında genellikle nötron kaynağı olarak kendiliğinden fisyonla uğrayan ^{252}Cf (2,65 yıl) izotopu kullanılmaktadır. Fisyon reaksiyonu sonucu her parçalanma başına direkt olarak yaklaşık dört nötron üretilir. Bu olaydaki bozunmaların %3 fisyonla oluşup kalanı ise alfa bozunumudur. ^{252}Cf 'nin aktifliği başına nötron üretim hızı, Ci birimde $4,3 \times 10^{12}$ 'dir. Oluşan nötronların enerjileri sürekli bir spektrum dağılımına sahip olup 1-3 MeV'dir (Knoll 1989).

2.3.4. Nükleer reaksiyonlar

Birçok nükleer reaksiyon-sonucu nötron elde edilebilir. Nükleer reaksiyonun başlaması için hızlandırıcılarla yüklü parçacıklar elde edilir. Dolayısıyla kullanışlı bir radyoaktif kaynak değildir. Buna karşın nötron yayınlanma açısı ve yüklü parçacığın enerjisi dikkate alınarak olabildiğince tek enerjili istenilen bir nötron demeti elde edilebilir. Burada kullanılacak nükleer reaksiyonların (Yaramış 1985) bazıları aşağıda verilmiştir;



2.3.5. Reaktörler

Nötron akısı bir nükleer reaktörün yakın bölgelerinde oldukça yüksek olabilir. Bu durumdaki nötronlar reaktör içerisinde genellikle termal enerjilere kadar yavaşlatılsa da hızlı nötronlar reaktör korunda da bulunur. Reaktörün, radyasyon zırhındaki küçük bir delik yardımıyla elde edilecek nötron demeti laboratuardaki deneylerde kullanılabilir. Bu şekilde elde edilen yüksek düzeydeki nötron demeti, nötron aktivasyon enerjisi analizinde ve radyoizotop üretiminde kullanılmaktadır.

Bölünme reaktörlerinin çalışması sırasında birim yüzeyden saniyede yayılan nötron sayısı 10^{19} nötron/m²s kadardır. Bu arada gama ışınları da yayılır. Yani bölünme reaktörleri, enerji sağlamalarının yanı sıra, çok iyi nötron ve gama ışınları kaynağı olarak da kullanılabilir (kuşkusuz bu durum aynı zamanda bir tehlike kaynağıdır ve reaktörün dışarıdan iyice yalıtılmasını gerektirir). Bölünme reaktörleri; araştırma reaktörleri, elektrik üreten güç reaktörleri ve plutonyum üreten üretici reaktörler olmak üzere üç çeşittir (Zeren 2008).

2.4. Nötronların Enerjilerine Göre Sınıflandırılması

Nötronlar, nötr olduğu için çekirdek reaksiyonlarında hemen hemen her enerjideki nötronları kullanmak mümkündür (Karadeniz, Yaramış ve Özkök 1973; Yaramış 1985). Nötronların enerjilerine göre dört farklı sınıfa ayrılabilir. Bunlar;

- Termal nötronlar ($E \approx 0,025$ eV)
- Epitermal nötronlar ($E \approx 1$ eV)
- Yavaş nötronlar ($E \approx 1$ keV)
- Hızlı nötronlar ($E = 100$ keV– 10 MeV)

Nükleer reaksiyonların oluşmasıyla nötron akıları elde edilebilir. Yüklü parçacıklar gibi hızlandırılmayan nötronlar yüksek enerjili oldukları zaman farklı madde atomlarıyla çarpıştıklarında enerjilerini azaltabilirler. Bu işlem “yavaşlatma” olarak adlandırılır. Böylece yukarıda da ifade edildiği gibi düşük enerjili nötronlar sınıflandırılabilir (Zeren 2008).

2.5. Nötronların Madde ile Meydana Getirdikleri Etkileşimler

Nötronlar yüksüz parçacıklar oldukları için Coulomb kuvvetinin etkisinde kalmaksızın çekirdek ve parçacıklarla çeşitli etkileşimlerde bulunurlar (Yaramış 1985; Zeren 2008). Bu durumdaki etkileşimin meydana gelme ihtimaline “Mikroskopik Tesir Kesiti” denir. Bu da saçılma, soğurma ve fisyon durumlarında oluşabilir.

Nötronların beton gibi ağır materyallerle etkileşme ihtimaline ise “Makroskopik Tesir Kesiti” denir. Makroskopik Tesir Kesiti'ndeki ihtimal madde içerisindeki nötronun iki çarpışması arasındaki ortalama serbest yola bağlıdır (Korkut 2010).

Madde içerisinde santimetrelerce ilerleyebilen nötronlar enerjilerine bağlı olarak birçok etkileşim meydana getirebilirler. Bu etkileşimler aşağıda açıklanmıştır.

2.5.1. Elastik saçılma

Enerjisi MeV mertebesinde olan nötronların enerjilerini kaybederken meydana getirdikleri olaydır. Bu saçılma (n,n) tipindeki reaksiyonlar olup çarpışan iki parçacığın toplam kinetik enerjisi korunur. Nötron atomun çekirdeğine çarpar ve kinetik enerjisinin

bir kısmını çekirdeğe aktarır. Çekirdeğin kütlesi ne kadar küçükse çekirdek tarafından alınacak kinetik enerji o kadar büyük olur. Daha sonra geliş doğrultusundan saparak çekirdekten uzaklaşır. Bu durumda çekirdeğin yapısında herhangi bir değişiklik olmaz. Böyle çarpışmalarda yavaş nötronlar sahip oldukları küçük kinetik enerjilerinden dolayı enerjilerinin küçük bir kısmını çekirdeğe aktarabilir (Yaramış 1985).

2.5.2. İnelastik saçılma

Bu saçılma (n,n), (n,2n) tipindeki reaksiyonların meydana geldiği durumlarda oluşur. Yeterli enerjiye ($E=1$ MeV veya $E>1$ MeV) sahip olan nötron, çekirdeği uyarır. Bu halde nötron çarptığı çekirdeğin içerisine girer. Böylece çekirdeğin fiziksel yapısını değiştirmiş olur. Bu çok kısa bir zaman sürer, nötron kinetik enerjisinin bir kısmını çekirdeğe vererek, çekirdeği geliş doğrultusundan farklı bir doğrultuda ve başlangıçta sahip olduğu enerjisinden daha küçük bir enerji ile çekirdeği terk eder. Bu enerji değerinin altında, sadece elastik saçılma olur. Böyle reaksiyonlarda çekirdek uyarılmış durumda bırakılır. Daha sonra uyarılmış çekirdek gama ışını gibi radyasyon yayınlamaya bozunur (Yaramış 1985).

2.5.3. Nötron yakalanması



Tesir kesitinin $\approx 1/v$ ile değiştiği durumlarda nötron yakalanması oluşur (v nötronun hızı). Bu nedenle düşük enerjili nötronların yakalanma ihtimali daha yüksektir. Gelen nötron çekirdeğin içerisine girebilir ve onunla birleşerek bombardıman edilen atomun yeni bir izotopunu meydana getirebilir. Bu durum 2.7 reaksiyon denklemindeki gibi ifade edilebilir. Bu tip reaksiyonlarda çekirdek enerjisinin fazlasını gama ışını şeklinde yayınlamaya temel enerji seviyesine geçer (Yaramış 1985).

2.5.4. Yüklü parçacıkların yayınlanması

Nükleer reaksiyonlar (n, p), (n, d), (n, α), (n, t) tipindeki reaksiyonlarla oluşur. Yüklü parçacıklar çekirdeği terk etmeden önce coulomb potansiyel duvarını aşmaları gerektiğinden bu tip reaksiyonlar en çok hafif çekirdekler ve hızlı nötronlar için mümkündür (Yaramış 1985). Yani bu reaksiyonlarda enerjisi keV ile eV mertebesinde olan nötronlar çekirdek tarafından yakalanır ve daha sonra yüklü parçacık yayınlanır.

2.5.5. Fisyon

Çekirdek ile termal enerjili ($E \approx 0,025$ eV) nötronların etkileşmesiyle çekirdeğin parçalanmasıdır. Fisyon sonrasında iki ürün çekirdek, diğer yan ürünlerin yanı sıra büyük miktarda da enerji açığa çıkar (Yaramış 1985; Zeren 2008).

2.5.6. Yüksek enerji nötronlarla meydana gelen reaksiyonlar

Çekirdek içerisinde tutulan yüksek enerjili ($E=100$ MeV veya $E>100$ MeV) nötronlar birçok tipte parçacık oluşturan sağanağa sebep olabilirler (Yaramış 1985). Bu ayrı ayrı etkileşimlerin tesir kesitlerinin toplamı nötronun madde ile etkileşiminin olasılığıdır.

2.6. Nötronların Soğrulması ve Yavaşlatılması

Madde içerisinden geçen nötronların şiddeti meydana gelen nükleer reaksiyonlar sonucunda azalır. (n, p), (n, α) ya da (n, 2n) tipindeki reaksiyonları hızlı nötronların oluşturması mümkündür (Şarer 2002; Zeren 2008). Ancak (n, γ) yakalama reaksiyonları termal ve yavaş nötronların yok olmalarının sebebidir. Bu yakalama reaksiyonlarının tesir kesitleri bir veya daha fazla sayıdaki büyük tesir kesitine sahip rezonanslar ile belirlenir. Elastik ve inelastik saçılmalar sonucunda yavaşlayan nötronların rezonanslarda veya rezonanslar dışında soğrulma ihtimali artacaktır (Şarer 2002).

Nötronlar dx kalınlığındaki maddeyi geçtikleri zaman, n maddenin birim hacmindeki atom sayısı olmak üzere, birim yüzey başına ndx atomla çarpışacaklardır. Şiddetindeki kayıp ise 2.18 ve 2.19 denklemlerindeki gibi ifade edilebilir;

$$dI = -I \sigma_t n dx \quad (2.18)$$

$$I = I_0 e^{-\sigma_t n x} \quad (2.19)$$

Burada σ_t toplam tesir kesitidir. Tek enerjili nötronlar için geçerli olan denklemde şiddet, soğurucu kalınlığı ile üstel olarak azalır. Değişik tesir kesitlerine sahip nötronlar da bulunacağından dolayı toplam nötron sayısındaki azalmayı bulmak için bu ifadeyi daha güvenilir şekilde kullanmak gerekir. Bu nedenle sadece verilen bir ilk enerjili nötronların şiddet değişimi bulunabilir (Karadeniz, Yaramış ve Özkök 1973; Şarer 2002).

Başlangıçta durgun olan A kütleli hedef atomu ile başlangıç enerjisi E ve hızı v olan nötronun elastik saçılması sonucunda momentum ve enerji korunum yasalarının uygulanmasıyla nötronun son enerjisinin ilk enerjisine oranı 2.20'deki gibi olur;

$$\frac{E'}{E} = \frac{A^2 + 2A \cos \theta + 1}{(1 + A)^2} \quad (2.20)$$

Burada θ , saçılma açısıdır. Saçılmanın olmadığı durumlarda 2.20 ifadesinden beklenildiği gibi $(E'/E)=1$ olacaktır. Maksimum enerji kaybı merkezi çarpışma sonucunda oluşur ve bu durumda $\theta=180^\circ$ olur. Bu defa (E'/E) oranının minimum değerini alır ve 2.21'deki gibi ifade edilebilir;

$$\left(\frac{E'}{E} \right)_{\min} = \left(\frac{A - 1}{A + 1} \right)^2 \quad (2.21)$$

Hidrojenen saçılma için $A=1$ olacağından nötron tüm enerjisini çarptığı protona aktaracaktır. Enerjisi 10 MeV'den küçük olan nötronların saçılmaları s dalgası şeklindedir. Böylece kütle sistemindeki saçılma θ 'dan bağımsızdır. Her nötron çok defa saçılacağından enerji kaybındaki hesaplama art arda yapılmalıdır. İkincil saçılmaların olduğu zaman da artık nötronlar tek enerjili olmayacaktır. Hesaplamaların daha ölçülebilir olması açısından tek bir çarpışmadan sonraki parametrenin tanımlaması yapılabilir. Buda 2.22 denklemindeki gibi olur;

$$\xi = \left(\log \frac{E'}{E} \right) = \frac{\int \log \left(\frac{(1+A)^2}{A^2 + 2A \cos \theta + 1} \right) d\Omega}{\int d\Omega} \quad (2.22)$$

Burada ξ , $\log(E'/E)$ 'nin ortalamasını veren parametre, $d\Omega$ ise kütle merkezi sistemindeki katı açı elemanıdır. Saçılmanın izotropik olduğu kabul edilerek integrali alındığında ve her çarpışmadan sonra $\log E$ 'nin değeri bir ξ kadar azalır ve n çarpışma sonraki ortalama değeri denklem 2.23 gibi olur.

$$\log E_n' = \log E - n \xi \quad (2.23)$$

MeV mertebesindeki nötronlar için nötronların saçıldığı atomların durgun kabul edilmesi isabetli bir yaklaşım olabilir. Fakat termal enerjilere yaklaştıkça, yavaşlatıcı atomlarının hareketi ile nötronun hızının birbirine yakın olduğu görülebilir. Bu durumda saçılma olayı istatistiksel mekanik kullanılarak daha iyi şekilde ifade edilebilir (Şarer 2002).

2.7. Nötronların Zırhlanması

Nötronların iyi zırhlanması için kullanılan materyalin sahip olacağı özellikler aşağıda verilmiştir (Korkut 2010; Demir 2009);

1. İnelastik saçılımlar için demir,
2. Elastik saçılımı sağlamak ve nötron yakalamak için su,
3. Oluşan ikincil ışınları azaltmak için ise bor, ^{10}B izotopu içermelidir.

Nötron parçacıklarının zırhlanmasında çeşitli malzemeler kullanılabilir. Bunlardan bazıları aşağıda açıklanmıştır.

2.7.1. Bor

Simgesi (B) olan Bor'un atom numarası 5, atom ağırlığı 10,81 ve ergime noktası 2190°C olup, periyodik sistemin üçüncü grubunun başında bulunmaktadır. Ülkemizde bor rezervi 2,5 milyon ton civarında olup bu da toplam dünya bor rezervinin %63'üne karşılık gelmektedir. Bor bileşikleri; nükleer uygulamalarda, savunma sanayisinde, sağlık alanında, cam sanayide, tarım ve metalürji gibi çeşitli alanlarda kullanılmaktadır (Güyagüler 2001).

2.7.2. Parafin

Ham petrolün çeşitli aşamalarından sonra elde edilen renksiz, kokusuz bir mum çeşididir. 26-30 karbonlu alkan olan parafinin erime noktası yüksektir. $\text{C}_n\text{H}_{2n+2}$ kimyasal formülüyle gösterilen parafin yapısındaki hidrojen atomundan dolayı nötronların tutulmasında etkilidir (Aygün 2010).

2.7.3. Su

Doğal bir zırh malzemesidir. Nötronların zırlaması için yeterli kalınlık seçilmelidir (Durmaz 2002). Bu durumda büyük su tankları gerektirdiğinden parafin gibi daha yoğun maddeler tercih edilmektedir.

2.8. Radyoaktivite

Bir atomun çekirdeğinin gama ışını, alfa, beta veya başka bir parçacık yayınlamasına ya da çekirdek kabuğundan elektron yakalaması olayına radyoaktif bozunma denir. Bozunmanın rastgele bir işlem olduğu kabullenilirse de deneysel verilerden bu bozunmanın exponansiyel (üstel) olduğu gözlemlenmiştir. Bu rastgele tabiat ise hangi atomun hangi anda bozunacağına bilinmeyeceği anlamına gelmektedir. Bozunmamış atom için λ 'yı gelecek bir saniye içindeki bozunma ihtimali olarak kabul edilebilir. Burada istatistik teorisinin λ 'nın diğer çekirdeklerin sayısından ve zamandan bağımsız olması temel kabullenmedir. Dolayısıyla dt zaman aralığında herhangi bir atomun bozunma ihtimaliyeti λdt olacaktır. Şayet dt zaman aralığında N, bozunmamış atom sayısı ise bozunacak olan atomların sayısı $dN = -\lambda N dt$ ile ifade edilir. Bu ifade de küçük bir dt zamanı süresince bozunma sayısının, bozunmamış atom sayısı ile ve bu zamanla doğru orantılı olduğunu gösterir. Yine bu ifade de bulunan “-” işareti zaman geçtikçe bozunmamış atom sayısının azaldığını göstermektedir. Bu ifade 2.24 deklemindeki gibi yazılabilir:

$$dN = -\lambda N dt \quad (2.24)$$

Bu eşitlikte $t=0$ olduğunda radyoaktif atom sayısının N_0 olduğu kabul edilip integral alınırsa t anındaki mevcut radyoaktif atomların sayısı $N(t) = N_0 e^{-\lambda t}$ olarak elde edilir. Artık λ , bozunma sabiti ya da parçalanma sabiti adını alır (Cansoy 1978; Şarer 2001).

Radyoaktif bir numunedeki mevcut atomların sayısı yerine birim zamanda bozunmaya uğrayan atom sayısının bilinmesi daha önemlidir. Bozunmaya uğrayan atom sayısı ise numunenin aktifliğinden yararlanılarak bulunur. Aktifliği “numunenin saniyedeki parçalanma sayısı” tanımlamasından denklem 2.25;

$$\text{Aktiflik} = \left| \frac{dN}{dt} \right| = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = \lambda N \quad (2.25)$$

olarak elde edilebilir. Böylece aktifliğin, bozunma sabiti λ 'ya ve mevcut atom sayısı N 'ye bağlı olduğu söylenebilir (Yılmaz 1998; Şahin 1999).

2.8.1. Yarı-ömür

Aktifliğin yarıya düşmesi için geçen zaman olup $t_{1/2}$ ile gösterilir. Yarı-ömür aktiflikte olduğu gibi bozunmamış atom sayısıyla doğru orantılı olup bu sayının yarıya düşmesi için gerekli olan zamandır. Bu tanımlamalardan $N = N_0/2$ ve $t = t_{1/2}$ değerleri dikkate alınarak;

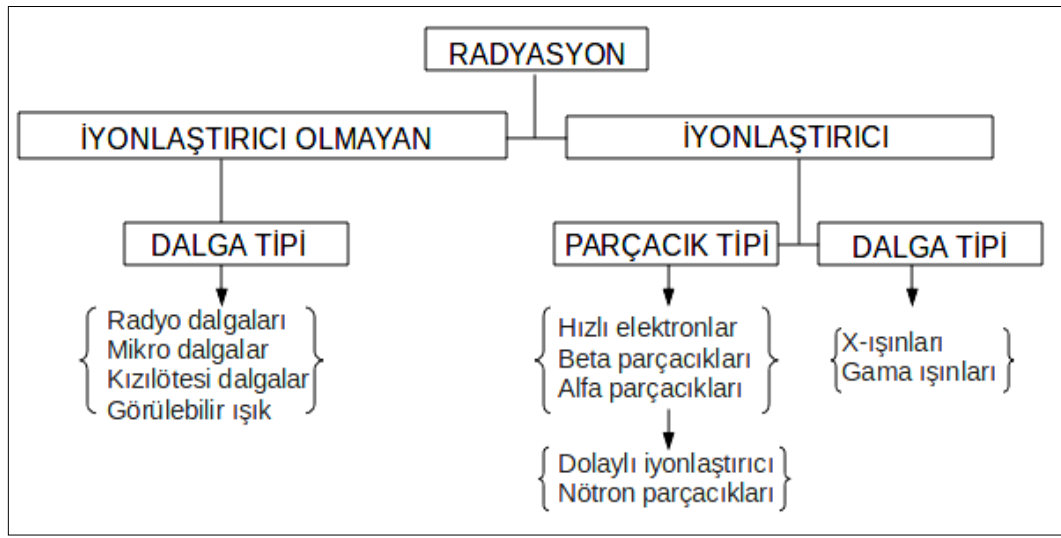
$$\frac{N_0}{2} = N_0 e^{-\lambda t_{1/2}} \quad (2.26)$$

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda} \quad (2.27)$$

ifadeleri elde edilebilir. Burada λ 'nın birimi s^{-1} 'dir (Şahin 1999).

2.9. Radyasyon ve Birimleri

Kaynağından doğru çizgiler boyunca yayılan parçacık ya da elektromanyetik dalgadır. Dolayısıyla enerjinin elektromanyetik dalgalar vasıtasıyla bir yerden başka bir yere ya da uzayda taşınması mümkün olur (Aydoğan 2007). Radyasyon çeşitleri Şekil 2.6'da verilmiştir.



Şekil 2.3. Radyasyon çeşitleri (Büyüksulu 2007; Korkut 2010)

2.9.1. Becquerel (ve Curie)

Radyoaktif çekirdekler; alfa parçacıkları, elektronlar, pozitronlar, fotonlar ve bölünme ürünleri yayarlar. Verilen bir örnekteki çekirdek türlerinin aktifliği, bu türlerin birim zamanda yaptığı bozunumun ortalama sayısı olup becquerel ile ölçülür: 1Bq, saniye başına ortalama bir bozunuma karşılık gelir. Curie, başlangıçta 1 g ^{226}Ra içeren bir kaynağın ^{226}Ra aktifliği olarak tanımlanır. ^{226}Ra 'nın ortalama ömrü ise $7,28 \times 10^{10}$ s'dir (Açıkgöz ve Yıldırım 2001).

2.9.2. Gray ve sievert (rad ve rem)

Bir malzemedeki herhangi bir noktada mutlak soğurulmuş ışımaya dozu, malzeme tarafından soğurulan birim hacimdeki enerjinin bu noktadaki kütle yoğunluğuna bölümü olarak tanımlanır. Soğurulmuş doz için SI birimi gray'dır, bu 1 kg malzeme başına 1 Joule'lük soğurulan enerjiye karşılık gelir. Daha eski bir birim rad'dır. Uygulamada, soğurulan doz belli bir bölge üzerinden ortalamaya karşılık gelir. Örneğin, tüm vücut ortalamasından veya vücudun belli bir organı üzerinden ortalamadan söz edilebilir.

Canlı bir doku için söz konusu olan ışımaya hasarının basitçe mutlak soğurulmuş dozla orantılı olmayıp başka etkenlere bağlı olduğu bulunmuştur. Bu etkenlerden biri ışımaya tipidir. Örneğin, aynı sayıda gray için alfa parçacıkları gama ışımaya göre daha zararlıdır. Tıbbi deneyimle dayanılarak farklı ışımaya tiplerinin bağlı biyolojik etkinlik (BBE) çarpanlarını verdiği söylenebilir. Bu BBE çarpanı boyutsuz sayılardır. Birçok nedenden dolayı bu çarpanları şu şekilde almak gelenekseldir: x ışınları, gama ışınları ve beta parçacıkları için 1; nötronlar ve protonlar için 10; alfa parçacıkları için 20. daha kesin olarak BBE çarpanı belli bir tipte olduğu kadar parçacık enerjisine de bağlıdır.

Sievert, BBE çarpanını mutlak soğurulmuş doza bağlayan bir birimdir: Sv eşdeğeri doz, söz konusu ışımaya için uygun BBE çarpanıyla çarpılmış olarak Gy dozuna eşittir. Sv dozu, verilen bir ışımaya dozunu almış canlı dokuya yönelik potansiyel hasarın bir göstergesidir. Uygulamada dozlar genellikle milisievert (mSv) olarak ifade edilir. Rem ile rad arasındaki ilişki sievert ile gray arasındaki ilişkinin aynıdır (Çizelge 2.2), yani $1\text{Sv}=10^2\text{ rem}$ 'dir (Açıkgöz ve Yıldırım 2001).

Çizelge 2.2. Radyasyon birimleri

Radyasyon Birimleri	SI Birimi	Özel Birim	Dönüştürme
Eşdeğer Doz Birimi	Sievert (Sv)	Rem	1 Sv =100 Rem
Aktivite Birimi	Becquerel (Bq)	Curie (Ci)	1 Ci = $3,7 \times 10^{10}$ Bq
Soğurulma Doz Birimi	Gray (Gy)	Rad	1 Gy =100 Rad
Işınlama Birimi	Coulomb/kilogram (C/kg)	Röntgen (R)	1 R = $2,58 \times 10^{-4}$ C/kg

2.9.3. Işıma düzeyleri

Yaşam her zaman, iyonlaştırıcı ışımının tehlikeleriyle karşı karşıyadır. Başlıca üç doğal kaynak söz konusudur: Kozmik ışınlar, vücudun kimyasında rol oynayan radyoaktif çekirdekler ve toprak ya da kayalarda radyoaktif elementler.

Kozmik ışınlar galaksiyi baştanbaşa geçen çok yüksek enerjili parçacıklardır. Yer atmosferine çarpan kozmik ışınlar ikincil parçacık sağanağına neden olurlar; deniz yüzeyinde bu ikincil sağanak insan vücuduna yaklaşık olarak 0,25 mSv/yıl'lık bir doz iletir. Kesin doz enleme bağlıdır ve yükseklikle artar. 4000 metre yükseklikteki doz yaklaşık olarak 2 mSv/yıl'dır.

Vücutta bulunan en önemli radyoaktif çekirdek ^{40}K 'dir. Potasyum, toplam vücut ağırlığının yaklaşık olarak %0,2'sini oluşturur. Spin ve paritesi 4^- olan ^{40}K izotopu yerin oluşumundan beri varlığını sürdürmekte olup doğal potasyumun %0,0117'sini oluşturur. Bu izotop bir tek-tek çekirdektir ve üç tip beta bozunumuna uğrayabilir. Fakat en yaygın kip 1,32 MeV kinetik enerji salan elektron yayımıdır. Bozunumların geriye kalan %11'i ^{40}Ar 'nin uyarılmış bir durumuna geçişle sonuçlanan elektron yakalaması yoluyla oluşur; bu durum 1,46 MeV enerjili gama ışını yayarak kendiliğinden bozunur. Bu bozunmalar nedeniyle vücut, 0,17 mSv/yıl'lık bir doz alır. Vücuttaki diğer radyoaktif çekirdekler de benzer büyüklükte bir katkı yapar.

Yerdeki radyoaktif elementlerin bozunum ürünlerinden çıkan gama ışımını dozu, yerel jeolojiye bağlı olup oldukça değişkendir. Gama ışımını dozu, tipik olarak yılda 0,2-0,4 mSv arasında olmakla birlikte, granit kayalarının olduğu bölgelerde birkaç kat yüksek olabilir. Büyük bir tehlike, inert gaz olan radonun ^{222}Rn ve ^{220}Rn izotoplarının solunumuyla ortaya çıkar. Bunlar uranyum ve toryumun bozunum ürünleri olup hava içinde yayılabilecek özelliktedirler. Bu izotoplar, bazı yapı malzemelerinden ortama yayılabilir ve sağlıklı biçimde havalandırılmayan odalarda birikebilirler. ^{222}Rn , katı olan ve akciğerde biriken bir dizi alfa yayıcısına bozunur. ^{232}Th zincirinden gelen ^{220}Ra da benzer biçimde zararlıdır. Alınan doz; yapı malzemelerine ve kurulma şekline, zemin

toprağına ve havalandırmaya bağılı olarak geniş bir ölçekte değışir. Eşdeğer tüm vücut dozunun ortalama olarak 1 mSv/yıl olduđu tahmin edilmektedir.

Böylece toplam art-alan ışımalarının 2 mSv/yıl olduđu görülmektedir. 20. yüzyılda insanların uğraşları bu miktarı biraz da olsa artırmıştır. İngiltere’de, radyoaktivitenin ve x ışınlarının sağılık alanındaki kullanımının ortalama olarak 0,5 mSv/yıl’a eşdeğer olduđu tahmin edilmektedir. Denenen silah çekirdeklerinden dolayı atmosferde biriken radyoaktif serpentinin yaklaşık olarak 0,01 mSv/yıl olduđu bulunmuştur; bu miktar 1963 yılındaki en büyük deęerin %1’i civarındadır.

Sağılık kuruluşlarında ve çekirdekle bağılantılı endüstri kuruluşlarında çalışan çok sayıda birey, ortalamadan daha fazla düzeydeki ışımının etkisine açık durumdadır. ABD’de tüm vücudun kabul edebildiđi en yüksek dozun 50 mSv/yıl olduđu belirlenmiştir.

Gray ve Sievert, biyolojik hasar açısından büyük birimlerdir: Yaklaşık 50 Gy’lik vücut dozları %50 oranında ölümlle sonuçlanmaktadır. Çok düşük dozlarda biyolojik hasar için eşik deęerin varolup olmadıđı henüz kesinleştirilmemiştir. Zarara uğrama tehlikeleri, doz ve etki arasındaki orantı dikkate alınarak tespit edilmektedir. Eğer bu doruysa 1 milyonluk bir nüfusun 1 mSv’lik dozuna uğraması halinde 20 öldürücü kanser, bir o kadar da tedavi edilebilir kanser olayı görüleceđi ileri sürülmektedir. Bununla birlikte, söz konusu sayılar o kadar küçüktür ki bir kural konması olası olmamıştır (Açıkgöz ve Yıldırım 2001).

2.9.3.a. Işıma doz birimi (röntgen)

1 cm³ kuru havada, normal koşullarda iyon çifti oluşturan ışınım miktarına denir. Havada bir iyon çifti oluşturmak için gerekli enerji 32,5 eV olduğuna göre bir röntgen 1 cm³ havada 0,108 erg’lik bir enerji soğurulmasına karşılıktır. 1 gram Radyum’un yayınladıđı süzölmüş gama ışınları, 10 cm uzaklıkta 1 saatte 85 röntgenlik bir doz yaratır (Yılmaz 1998).

3. MATERYAL ve YÖNTEM

3.1. Geant4 Simülasyon Programı

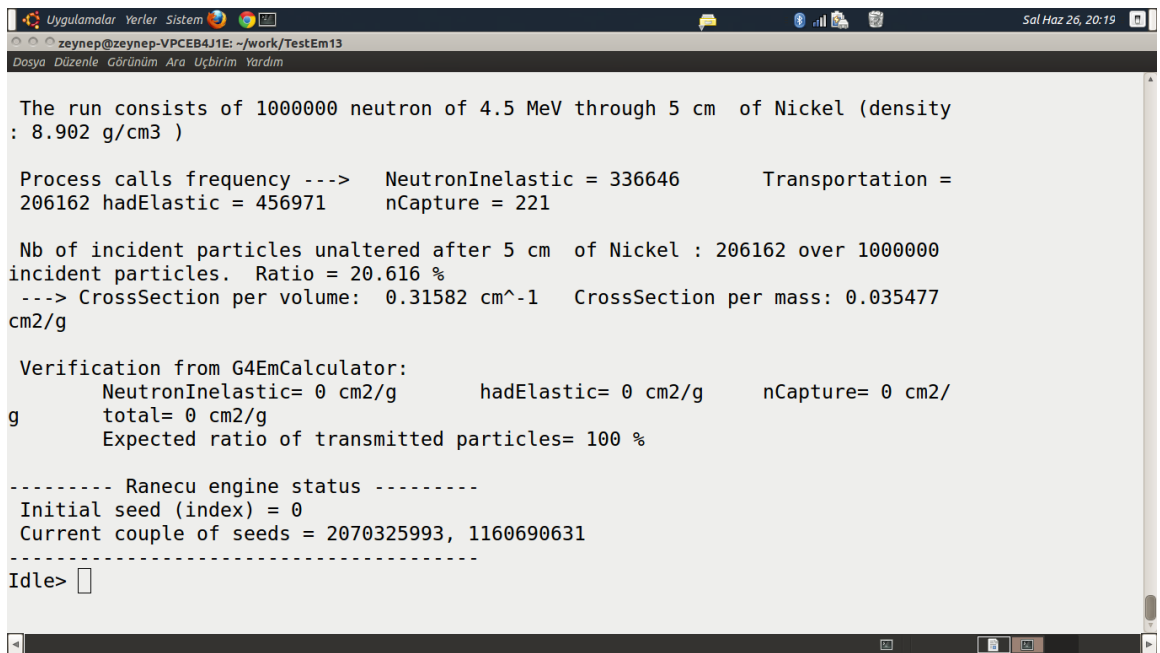
Adını “Geometry And Tracking” kelimelerden alan GEANT4, madde içerisinden geçen, madde ile etkileşen parçacıkların simülasyonunu yapmakta ve istatistiksel metotlarla yaklaşık sonuçları hesaplarken Monte Carlo Kodlarını kullanmaktadır.

1933 yılında Avrupa Nükleer Araştırma Laboratuvarı (CERN)’nda yüksek enerji ve nükleer fizik deneylerinde kullanılan dedektörler ile etkileşen parçacıkların simülasyonunu yapmak için tüm dünyadaki yazılım mühendisleri ve bilim adamları tarafından geliştirilmiş olan bir yazılım programıdır. Fortran diline sahip olan ilk sürümü GEANT3 yaygın olarak kullanılmaktaydı. C++ programlama diline sahip olan GEANT4 sürümü ise 1998 yılında geliştirilmiş ve günümüze kadar kullanılmaktadır. Bu sürüm ile birlikte nükleer tıp, uzay, biyoloji, radyasyon kimyası gibi alanlarda da yoğun bir şekilde kullanılmaya başlamıştır.

GEANT4 ile simülasyon yapılırken ortam geometrisi, parçacığın türü, parçacığın enerjisi, ve parçacığın madde ile olan etkileşimi gibi kullanıcının ihtiyaç duyabileceği bilgiler kendisi tarafından belirlenmelidir. GEANT4 kullanıcıları ihtiyaç duyabilecekleri 250 eV'den TeV mertebesine kadar enerjiye sahip olan parçacıkların meydana getirebileceği elektromanyetik, hadronik, optik olaylarını içeren tüm bilgileri GEANT4 kütüphanelerinde bulabilmektedir. Programın gerçekçi olması düşüncesi ile farklı fizik modelleri geliştirilip bunların farklı enerji değerlerinde kullanılması sağlanmış ve simülasyonu yapılacak olan modelin belirlenmesi GEANT4 kullanıcılarına bırakılmıştır. Kullanıcının ihtiyaç duyabileceği farklı enerji aralıklarında işlem yapan bu modellerden, hadronik etkileşimlere precompound, high energy, high energy parameterized, elastic, cascade ve low energy parameterized modellemeleri örnek olarak verilebilir. Elektromanyetik etkileşimlere penelope, standard ve low energy modellemeleri örnek olarak verilebilir. GEANT4 kullanıcısı tutarlı sonuçlara hızlı bir şekilde bütün fizik

olaylarını dikkate almadan kendi çalışmasına uygun bir model seçerek ulaşabilir (Arslan 2011).

Programın çalıştırılması için birden fazla dosyaya ihtiyaç duyulmaktadır. Bu dosyalar *src* şeklinde isimlendirilen bir kaynak klasör içerisinde hazırlanır. Her bir dosya farklı simülasyon ayarları içermektedir. Örneğin kullanılan materyaller *Detector Construction.cc* isimli dosyada, madde üzerine uygulanacak radyasyon ile ilgili ayarlar *Primary Generator Action.cc* adlı dosya içinde bulunur. Bu alt dosyalar arasında en önemli olanı *Physics List.cc* dosyasıdır. Simülasyonun yapılmasında bu dosya büyük ölçüde sorumludur. GEANT4 programı ile yapılmış bir simülasyon için çıktı ekranı şekil 3.1’de verilmiştir. Burada yapılan simülasyonda, 4,5 MeV enerjili 1.000.000 nötron 5 cm kalınlığındaki Nikel ile etkileşmiş ve elde edilen tesir kesiti çıktı ekranından alınmıştır. Bu verilerden elde edilen bilgiler şöyledir: 336.646 nötron inelastik saçılmaya, 456.971 nötron elastik saçılmaya uğramıştır. Ayrıca 206.162 nötron Nikeli geçmiş ve 221 nötron Nikel tarafından yakalanmıştır. Meydana gelen bu etkileşimler neticesinde Nikel için mikroskopik tesir kesiti değeri $0,31582 \text{ cm}^{-1}$ olarak elde edilmiştir.



```

Uygulamalar Yerler Sistem
zeynep@zeynep-VPCEB4J1E:~/work/TestEm13
Dosya Düzenle Görünüm Ara Uçbirim Yardım

The run consists of 1000000 neutron of 4.5 MeV through 5 cm of Nickel (density
: 8.902 g/cm3 )

Process calls frequency ---> NeutronInelastic = 336646      Transportation =
206162 hadElastic = 456971      nCapture = 221

Nb of incident particles unaltered after 5 cm of Nickel : 206162 over 1000000
incident particles. Ratio = 20.616 %
---> CrossSection per volume: 0.31582 cm^-1 CrossSection per mass: 0.035477
cm2/g

Verification from G4EmCalculator:
NeutronInelastic= 0 cm2/g      hadElastic= 0 cm2/g      nCapture= 0 cm2/
g
total= 0 cm2/g
Expected ratio of transmitted particles= 100 %

----- Ranecu engine status -----
Initial seed (index) = 0
Current couple of seeds = 2070325993, 1160690631
-----
Idle>

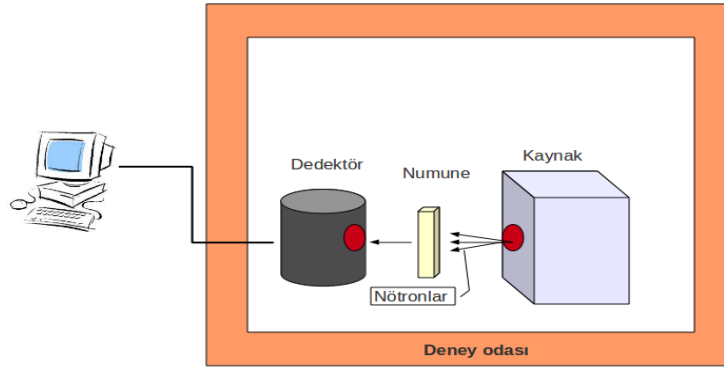
```

Şekil 3.1. Nikel’in GEANT4 programı ile yapılmış simülasyon ekran çıktısı

3.2. Deney Geometrisi ve Kullanılan Cihazlar

3.2.1. Deney geometrisi

^{241}Am -Be nötron kaynağından çıkan nötronlar kompozit malzeme şeklinde hazırlanan numuneler ile etkileşiminden sonra BF_3 orantılı sayacında dedekte edilmiştir. Bu numunelerin nötronlara karşı zırhlama özelliğinin araştırılması için dedektöre ulaşan nötronların ölçüm sonuçları bilgisayar ortamında değerlendirilmiştir. Bu anlatılanlar şematik olarak Şekil 3.2’de gösterilmiştir.

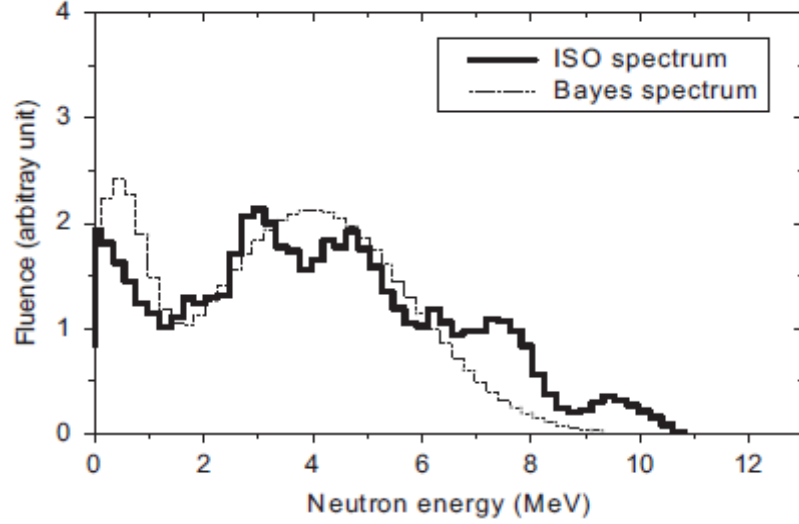


Şekil 3.2. Deney düzeneği

3.2.2. Deneyde kullanılan nötron kaynağı

Deneyde radyoaktif ^{241}Am -Be nötron kaynağı kullanılmaktadır. Bu kaynaktaki alfa yayınlayıcısı ^{241}Am (486 yıl) izotopudur. Bu kaynak 0-11 MeV aralığında nötron yayınlamaktadır. Fakat şekil 3.3’de de gösterildiği üzere nötronlar 4,5 MeV etkin enerjili (Beyster *et al.* 1955) olarak düşünülmektedir. Bu radyoaktif çekirdekten açığa çıkan alfa parçacıkları ile nötron bağlanma enerjisi düşük olan berilyum hedefi bombardıman edildiği zaman nötron parçacıkları elde edilir. Bu işlem sonucunda nötron parçacıklarının yanı sıra gama ışınları da açığa çıkar. Gama ışınlarını zırlamak için kaynağın etrafı 5 cm kalınlığında kurşun üzerine aynı kalınlıkta parafin wax ve bunun üzerine 2 cm kalınlığında kurşun plakalar kaplanmıştır. Yapılan bu zırhlamadan sonra

oluşan nötronların çıkışını sağlamak için ön kısımda küçük bir kesit açılmış ve daha sonra herhangi bir sızıntının olmadığı dedektörle tespit edilmiştir.



Şekil 3.3. Tipik standart spektrum (ISO spektrum) ile karşılaştırıldığında Bayes (Bayesian) analizinden elde edilen iki Gauss grafiğinin toplamı olarak modellenen nötron spektrumu (Boushaki *et al.* 2012)

3.2.3. Deneyde kullanılan dedektör

Deneyde BF_3 gazlı ADM-606-Model NP serisi bir nötron dedektörü (şekil 3.4) kullanılmıştır. Dedektörün özellikleri Çizelge 3.1’de verilmiştir. Bu dedektör BF_3 (^{10}B ile zenginleştirilmiş) gazı ile doldurulmuş bir orantılı sayaçtır. Bu gaz dedektöre gelen termal nötronlar için de bir hedeftir. Dedektörün çalışma prensibi, içerisinde meydana gelen ve 3.1’de ifade edilen nükleer reaksiyonuna dayanmaktadır (Şarer 2002).



Bu reaksiyona göre bor nötron reaksiyonu sonucu üretilen alfalar, lityum çekirdeği ile birlikte BF_3 gazının bulunduğu ortamda ikincil iyonizasyona neden olacak kadar yüksek enerjiye sahiptir ve bu oluşan ikincil iyonizasyonlar ise dedekte edilebilir. Yani iyonizasyon sonucu oluşan elektronlar merkezi anot teline ulaştığı zaman bir pulsa

neden olur. Bu pulsun oluşturduğu şarj ise hassas yükselticilerle yükseltilir ve ADM 616 seri dijital veri okuyucuyla değerlendirilir.

Çizelge 3.1. Nötron dedektörünün özellikleri

Dedektörün karakteristiği	NP100B
Dedektör tipi	BF ₃ gazlı orantılı sayaç
Dedektör hassasiyeti	0–100 mSv/h (0–10 Rem/h)
Enerji aralığı	0,025 eV–15 MeV
Boyutları	244x292 mm
Çalışma sıcaklık aralığı	–10°C / +50°C
Kütle	10 kg (22 lb)
Nemde çalışması	0–% 100 yoğunluk
Dedektör linearitesi	% ±5
Yüksek voltaj aralığı	1750-1950 V



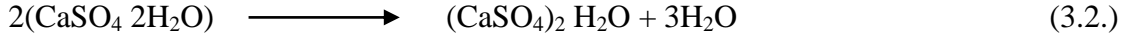
Şekil 3.4. Deneyde kullanılan ADM-606 Model NP serisi nötron dedektörü

3.3. Deneyde Kullanılan Numuneler

3.3.1. Alçı

Alçı taşı yapısında iki molekül su bulunduran kalsiyum sülfat mineralidir. 3.2 reaksiyon

denkleminde de ifade edildiği gibi kimyasal formülü $\text{CaSO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ olan alçı taşı (jips) pişirildiği zaman kimyasal tepkime sonucunda suyunun dörtte üçünü kaybeder ve daha sonra öğütülerek yarı hidrat yapıdaki alçı maddesi elde edilir:



Elde edilen bu alçı tekrar suyla karıştırılınca bağlayıcılık özelliği taşıyan bir yapı malzemesine dönüşür (Anonim 1995; Aydın İpekçi vd. 2010). Mevcut çalışmada ABS Aşkale toz alçı tesislerinde üretilen TS EN 13279-1 ve 2 standartlarında sıva alçısı kullanılmıştır. Karışımı ise tercih edilen alçının teknik özelliklerine uygun bir şekilde; 2000 gr alçıya 1200 gr su katılarak hazırlanmıştır. Karışım homojen halini alana kadar karıştırıldıktan sonra yine teknik özelliklerinde bulunan 60 dk'lık kullanım süresi içerisinde kalıplara konulmuştur.

3.3.2. Harç

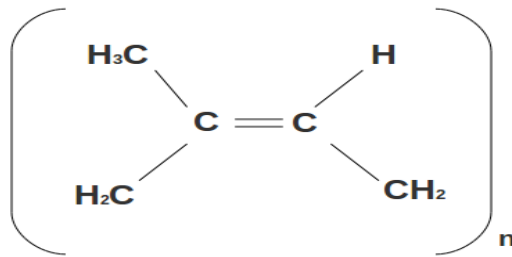
Bu çalışmada, Deprem Bölgelerinde Yapılacak Binalar Hakkında Yönetmeliğe (2007) uygun olarak hazırlanan harç 'çimento harcı' olarak üretilmiştir. Buna göre çimento:kum hacimsel oranı 1:4'dür. Çalışmada kullanılan çimento Limak Ankara çimento üretimi olan CEM I 42.5 R tipi çimentodur. Kum ise Atatürk Üniversitesi, Mühendislik Fakültesi, İnşaat Bölümü, Yapı Malzemeleri ve Tatbiki Laboratuvarı'nda depolanan dere kumudur. Kum %64 oranında 0/2, %36 oranında ise 2/4 tane sınıfına sahiptir. Maksimum agrega çapı 4 mm olarak elde edilen kum Şekil 3.5'de görülmektedir. Kum ve çimento, belirtilen oranlarda hazırlandıktan sonra karışıma 400 gr su ilave edilip homojen hale gelinceye kadar el ile karıştırılmıştır. Üretilen harç miktarı 2 dm^3 'tür.



Şekil 3.5. Maksimum agrega çapı 4 mm olan kum

3.3.2. Kauçuk ve lastik

Kauçuk aslında özsuyu lateks olan bir ağaçtır. Kauçuk ağacının üzerinde açılan yarıklardan elde edilen lateks, asetik asit veya formik asitle işleme tabii tutulur. Bu durumda çekilebilir özelliğe sahip topaklar halindedir. Ancak kopmaya dayanıklı değildir. Kauçuğa kükürt ile vulkanizasyonu esnasında çeşitli katkı maddeleri ilave edilerek farklı özelliğe sahip lastikler elde edilir (Vahapoğlu 2007; Anonim 2007). Doğal kauçuk (NR)'un kimyasal formülü Şekil 3.6'da gösterilmektedir.



Şekil 3.6. Doğal Kauçuk (NR)'un kimyasal formülü (Erkek 2007)

3.3.2.a. Taşıt lastikleri

Taşıt lastikleri, çelik tellerle örülen iskelet kauçuk veya sentetik reçineler ile kaplanır. Bu kısmının yani tekerlek sırtının yanına yapışmayı çoğaltıcı ve dişleri bulunan lastik

tabakası yerleştirilir. Önceleri iç lastik delinmesini önlemek için bu lastik tabakasının üzerine tel ve kauçuktan yapılmış ek bir bant vardı. Şimdilerdeyse iskeleti çelik teller ile yapılmaktadır ve çok dayanıklıdır (Anonim 2007). Atık lastiği geri kazanma metotları; doğrudan değerlendirme, hammadde olarak değerlendirme, tekrar kaplama ve termik değerlendirme olmak üzere dört duruma ayrılabilir (Sugözü vd. 2009). Atık otomobil lastiğinden küçük parçacıkların elde edilişi Şekil 3.7’de gösterilmektedir. Şekil 3.8’de ise 5x5 cm boyutlarında elde edilmiş atık lastik parçacıkları gösterilmektedir. Çalışmada 175/70 R 13 82 T M+S P2500 EURO özellikteki atık halde bulunan atık otomobil lastiği kullanılmıştır.



Şekil 3.7. Atık otomobil lastiğinden küçük kesitlerin elde edilmesi

Atık otomobil lastiklerinin harç ile birlikte kullanılabilirliğine yönelik yapılan çalışmalar da vardır. Örneğin Turgut vd. (2009), uygun geometriye sahip atık otomobil lastiklerini uygun koşullarda harç içerisine ilave edip termo-mekanik özelliklerini ayrıca farklı miktar ve dizilişin ısı yalıtım performansı ile fiziko-mekanik özellikleri üzerindeki etkisini araştırmışlardır. Atık lastik miktarına bağlı olarak harç numunelerin %65–13,3 ve briket numunelerin %4,5 – 10,8 yalıtımda sağlanan minimum iyileşme aralıkları olarak belirlemişlerdir. Diğer taraftan, atık lastik katkısı ile briket numunelerin mekanik özelliklerinde önemli seviyede azalmalar, fiziksel özelliklerde ise bazı iyileşmeler olduğunu ileri sürmüşlerdir.



Şekil 3.8. 5x5 cm boyutlarına sahip atık otomobil lastikleri

Atık lastiklerin depolanması ve taşınmasının zor olduğunu, çevre kirliliğine sebep olduğunu ileri sürmüşlerdir. Çalışmalarının neticesinde hafif harç yapımında atık lastiklerin kullanılabileceğinin uygun olduğunu ifade etmişlerdir (Topçu vd. 2009). İnce ve iri agregalı atık lastikleri beton içerisinde kullanmışlardır. Lastik agregalı betonların fiziksel ve mekanik özelliklerini incelemişlerdir (Emiroğlu vd. 2008). Atık haldeki lastik malzemeleri beton harcına ilave edip yalıtım özelliklerini iyileştirmesini deneysel olarak incelemişlerdir (Yeşilata vd. 2005; Emiroğlu vd. 2009).

3.3.3. Su

Alçı ve harçta kullanılacak su, ilgili standartlara uygun olmalıdır. Karma suyu asit özelliği taşımamalı ($\text{pH} \geq 7$ olmalı); zararlı etkisi olacak oranda karbonik asit, mangan bileşikleri, amonyum tuzları, serbest klor, madensel yağlar, organik maddeler ve endüstri atıkları içermemelidir (Anonim 2000). Çalışmada Atatürk Üniversitesi şebeke suyu kullanılmıştır.

3.4. Deneyde Kullanılan Numunelerin Hazırlanması

Numunelerin hazırlanması hem kullanılan malzemelere hem de bu malzemelerin kalınlıklarına göre belirlemiştir. Aşağıda numunelerin farklı kombinasyonlarına göre nasıl kodlanacağı açıklanmıştır.

3.4.1. Numune kalınlığının belirlenmesi

Tabakalı kompozit malzemeler şeklinde hazırlanan numunelerin kalınlıklarının belirlenmesinde izlenen yol aşağıda anlatılmıştır. Bunun için kullanılan şematik gösterim ise Şekil 3.9'da verilmiştir.



Şekil 3.9. Kompozit malzemedeki tabakaların kalınlık belirlenmesinin gösterimi

1 ve 3. tabaka: $d_{\max} \times 3 = 12\text{mm} + 10\text{mm} + 12\text{mm} = 34\text{mm}$

1 ve 3. tabaka: $d_{\max} \times 5 = 20\text{mm} + 10\text{mm} + 20\text{mm} = 50\text{mm}$

1 ve 3. tabaka: $d_{\max} \times 7 = 28\text{mm} + 10\text{mm} + 28\text{mm} = 66\text{mm}$

Burada d_{\max} maksimum agrega çapını göstermektedir. Harcın konulacağı 1 ve 3. tabakalar maksimum agrega çapına ($d_{\max} = 4\text{mm}$) göre belirlenmiştir. 2. tabakaya ise 1 cm sabit kalınlıktaki atık otomobil lastiği ya da parafin konulmuştur. Farklı kombinasyonlar elde etmek için 4. tabakaya alçı ya da harç konulmuştur. Toplam kalınlığın üç farklı durumu için kalıplar hazırlanmıştır. Ahşaptan yapılmış kalıplar Şekil 3.10'da gösterilmiştir.



Şekil 3.10. Ahşaptan yapılmış kalıplar

3.4.2. Numunelerin kodlanması

Çalışmada numunelere verilen kodlar Çizelge 3.2’de verilmiştir. Kodlamada harf/harfler alçı (A), parafin (P), harç (H), lastik (L)’i göstermekte onları takip eden rakam ve d harfi ise lastik ile numunenin dış yüzeyi arasındaki kalınlığı maksimum agrega çapı (4 mm) bakımından ifade etmektedir. Örneğin ALA3d: Alçı-Lastik-Alçı, alçı kalınlıkları $3 \times 4 = 12$ mm’i göstermektedir.

Çizelge 3.2. Numunelerin kodlanması

	Kodu		Kodu		Kodu		Kodu
1	ALA3d	9	ALA5d	17	APA7d	25	P
2	HLH3d	10	HLH5d	18	HLH7d	26	L
3	HLA3d	11	HLA5d	19	HLA7d		
4	APA3d	12	APA5d	20	APA7d		
5	LA3d	13	LA5d	21	LA7d		
6	LH3d	14	LH5d	22	LH7d		
7	H3d	15	H5d	23	H7d		
8	A3d	16	A5d	24	A7d		

Kalıplara alçı, parafin harç ve lastik konulduktan sonra farklı kombinasyonlar da 24 numune elde edilmiştir. Numuneler elde edilirken harç için 3d’ler 25 defa, 5d’ler 50 defa ve 7d’ler 75 defa 1 mm çapındaki çelik çubuk ile şişlenmiştir. Ayrıca 1 cm kalınlığında sadece lastik ve 2,5 cm kalınlığında sadece parafin için de ölçüm yapılmıştır. Numunelerin kalıplı ve kalıptan çıkarıldıktan sonraki görünümleri Şekil 3.11’de verilmiştir.



Şekil 3.11.a. 7d'lik numuneler ve kalıptan çıkarıldıktan sonraki görünüşleri



Şekil 3.11.b. 5d'lik numuneler ve kalıptan çıkarıldıktan sonraki görünüşleri

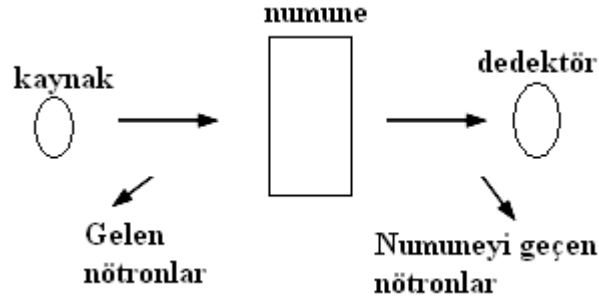


Şekil 3.11.c. 3d'lik numuneler ve kalıptan çıkarıldıktan sonraki görünüşleri

4. ARAŞTIRMA BULGULARI

4.1. Numune Ölçüm Sistemi

Ölçüm sisteminin şematik olarak gösterimi Şekil 4.1’de verilmiştir. İlk olarak transmisyon geometrisine uygun bir şekilde dedektör ile kaynak arasında herhangi bir numune olmadan boş eşdeğer ölçümü yapılmıştır.



Şekil 4.1. Numune ölçüm sistemi

D_i = Gelen nötronların eşdeğer doz oranı

D_s = Numuneyi geçen nötronların eşdeğer doz oranı

T = Doz Transmisyonu = D_s / D_i

Sonrasında kaynak ile dedektör arasına tabakalı kompozit malzeme şeklinde hazırlanan numuneler konularak doz eşdeğeri ölçümleri elde edilmiştir. Her bir numune için $\mu\text{Sv/saat}$ birimindeki doz eşdeğeri ölçümü, boş ölçümden elde edilen doz eşdeğerine bölünerek doz transmisyonu değerleri belirlenmiştir. Ölçümler her numune için 10 dakika sürmüştür. Deneysel olarak sayım sonuçları elde edilmiştir ve transmisyon hesaplamalarında tüm bu sonuçların ortalaması kullanılmıştır.

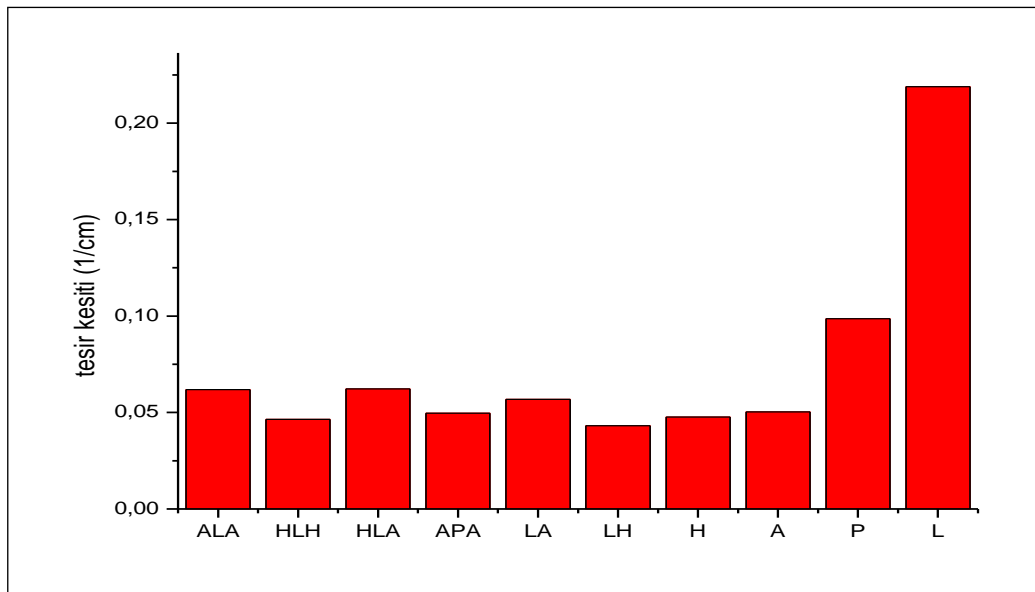
4.2. Tesir kesiti deney sonuçları ve değerlendirilmesi

Am-Be nötron kaynağı ile kompozit malzemeler şeklinde hazırlanan numuneler için 10 dakikalık ölçümler yapılmıştır. 3,4-5-6,6 cm farklı kalınlıklarına sahip numunelerin tesir kesiti değerlerinin aynı olması beklenmektedir. Ancak kaynaktan çıkan nötronların enerji spektrumuna (Şekil 3.2) bakıldığında MeV mertebesinde belli bir enerji aralığına sahip olduğu görülmektedir. Yine enerji spektrumuna bakılarak enerji yoğunluğunun fazla olduğu kısım dikkate alınırsa nötronların 4,5 MeV etkin enerjiye sahip olduğu söylenebilir. Nötronların enerji spektrumu ve ölçüm süresi göz önünde bulundurularak farklı kalınlıklardaki kompozit malzemelerin tesir kesitleri hemen hemen (%1'lik bir fark ile) aynı çıkmıştır. Deney sonuçlarına göre hesaplanan tesir kesiti (cm^{-1}) değerleri Çizelge 4.2'de verilmiştir.

Çizelge 4.1. Numunelerin 28 günlük hesaplanan tesir kesiti (cm^{-1}) değerleri

Kodu	Transmisyon değeri	Kodu	Transmisyon değeri	Kodu	Transmisyon	ortalamalar	Kodu	Transmisyon
ALA3d	0,0609	ALA5d	0,0493	ALA7d	0,0758	0,0619	P	0,0986
HLH3d	0,0221	HLH5d	0,0621	HLH7d	0,0550	0,0464	L	0,2189
HLA3d	0,0746	HLA5d	0,0580	HLA7d	0,0540	0,0622		
APA3d	0,0548	APA5d	0,0444	APA7d	0,0495	0,0496		
LA3d	0,0595	LA5d	0,0550	LA7d	0,0559	0,0568		
LH3d	0,0393	LH5d	0,0499	LH7d	0,0405	0,0443		
H3d	0,0441	H5d	0,0510	H7d	0,0482	0,0477		
A3d	0,0505	A5d	0,0505	A7d	0,0499	0,0503		

Alçı, lastik, harç ve parafin kullanılarak hazırlanan kompozit malzemelerin kombinasyonları şeklindeki numuneler ile sadece lastik ve sadece parafinin tesir kesitlerinin karşılaştırılması Şekil 4.3'deki grafikte gösterilmiştir. Yapılan ölçümlerden nötron soğurganlıklarına bakıldığında en iyi ilk üç numunenin sırasıyla sade atık lastik numunesi ($\Sigma=0,2189 \text{ cm}^{-1}$), parafin numunesi ($\Sigma=0,0986 \text{ cm}^{-1}$) ve harç-lastik-alçı sandviç yapısının ($\Sigma=0,0622 \text{ cm}^{-1}$) olduğu söylenebilir.

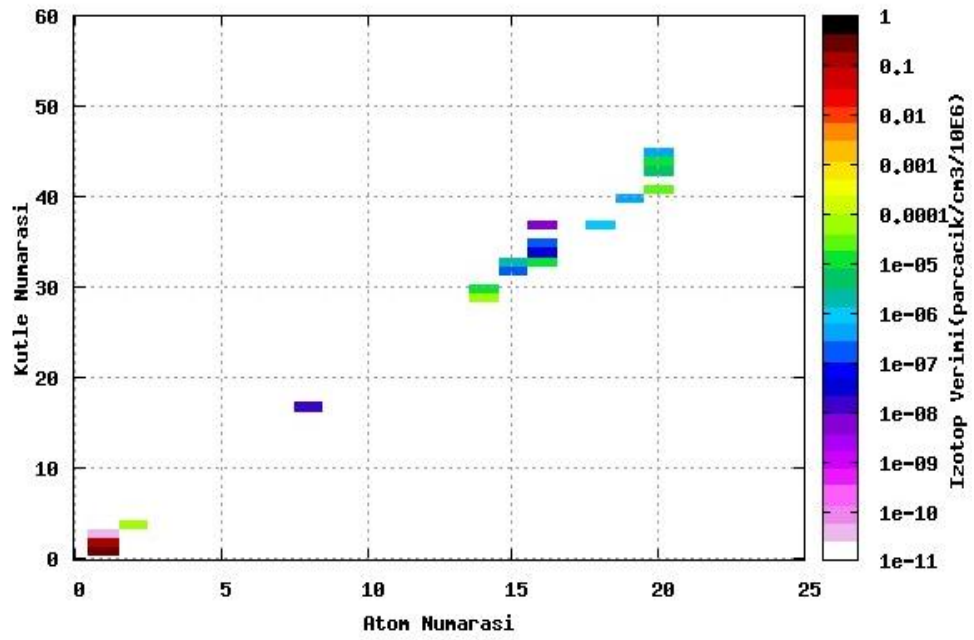


Şekil 4.2. Tabakalı kompozit numunelerin tesir kesiti (cm^{-1}) değerlerini gösteren grafik

4.2.1. Üretilen izotop çekirdeklerin GEANT4 hesaplamaları ve değerlendirilmesi

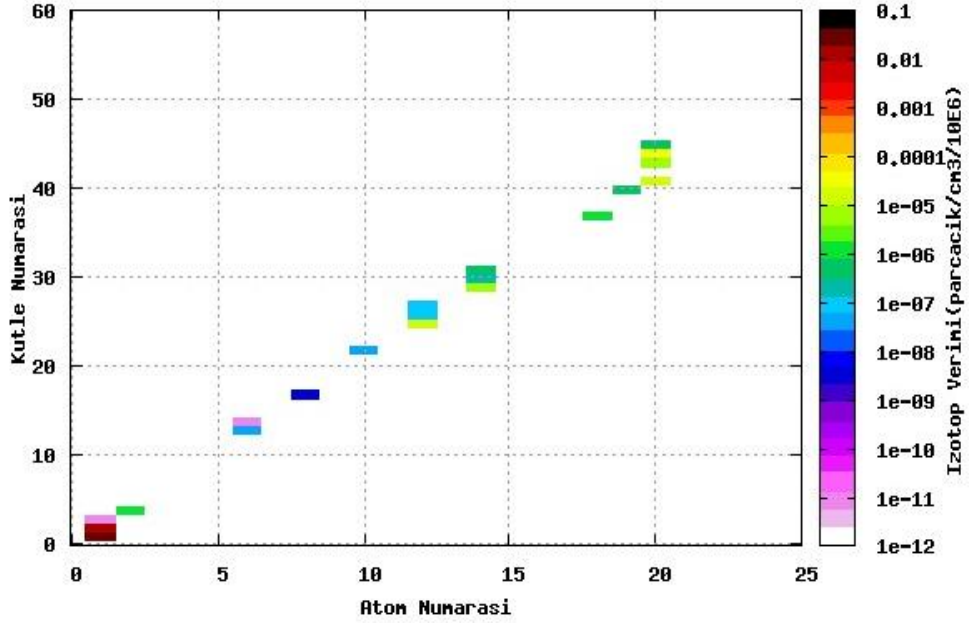
Hazırlanan numuneler üzerine $^{241}\text{Am}/\text{Be}$ kaynağından gönderilen nötronlar, numune içerisindeki atomlarla etkileşerek çeşitli radyoizotopların oluşmasına sebep olmaktadır. Nötronun oluşturduğu radyasyon sonucu açığa çıkan izotop çekirdeklerin verimi (cm^3 başına çekirdek sayısı) için hesaplamalar, GEANT4 Monte Carlo simülasyon programı kullanılarak yapılmıştır. Bu simülasyonların yapılabilmesi için GEANT4 programının input dosyasına numunenin boyutları, kompozit malzemeyi oluşturan bileşenlerin kimyasal formülü ve nötron kaynağının enerji dağılımı (2-12 MeV) yazılarak simülasyon işlemlerine devam edilmiştir. Simülasyonlar yapılırken

numune üzerine 1.000.000 nötron gönderilmiştir. Kompozit malzemeler halinde hazırlanan numuneler ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda farklı izotoplar üretilmiştir. Simülasyon sonuçlarına göre elde edilen grafikler, 3d boyutundaki numuneler için Şekil 4.4'te, 5d boyutundaki numuneler için Şekil 4.5'de ve 7d boyutundaki numuneler için Şekil 4.6'da verilmiştir. Ayrıca parafin için üretilen izotoplar Şekil 4.7'de ve lastik için üretilen izotop çekirdekler ise Şekil 4.8'de verilmiştir.



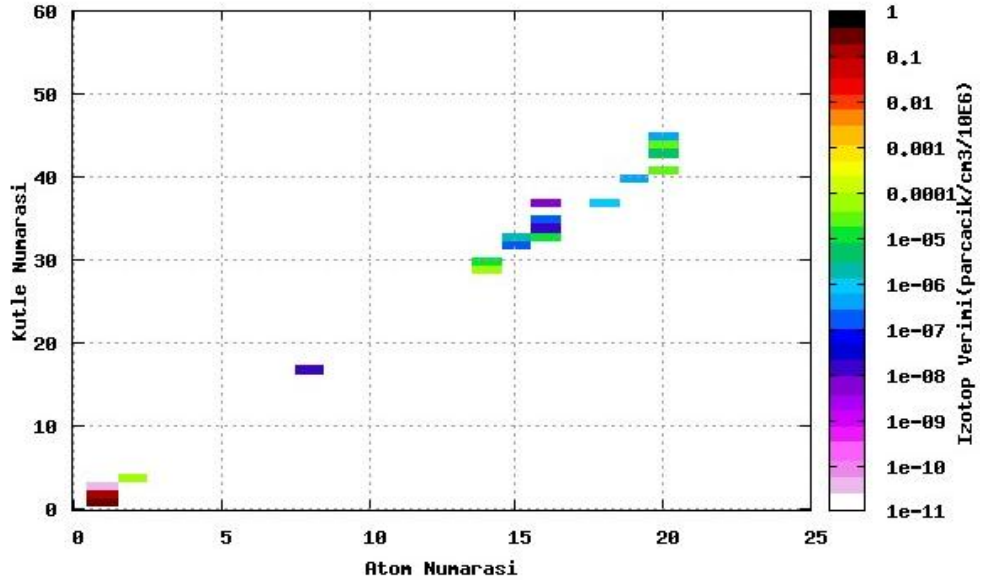
Şekil 4.3.a ALA3d için üretilen izotop çekirdekler*

*ALA3d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopu üretilmiş, ^3H izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



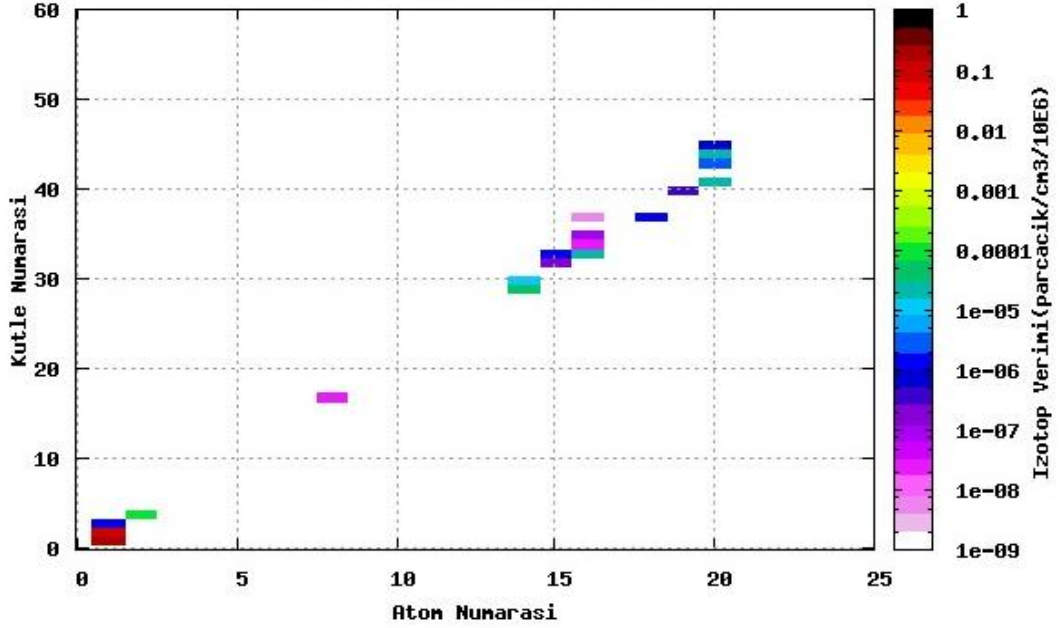
Şekil 4.3.b. HLH3d için üretilen izotop çekirdekler*

*HLH3d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 20 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopu üretilmiş, ^3H ve ^{14}C izotopu ise eser miktarda tespit edilmiştir. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop mevcut değildir.



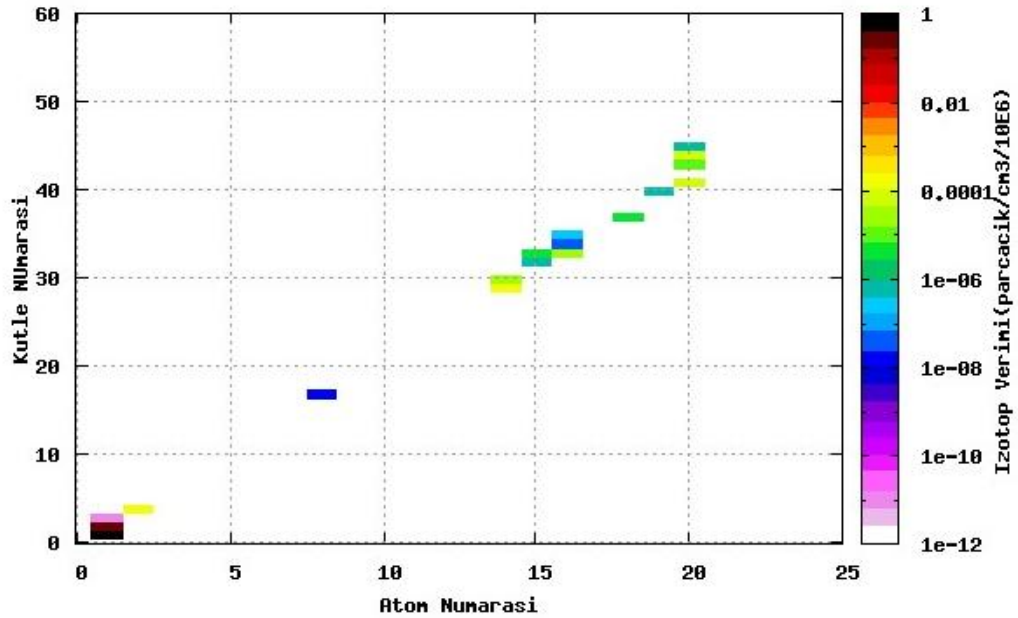
Şekil 4.3.c. HLA3d için üretilen izotop çekirdekler*

*HLA3d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopu üretilmiş, ^3H izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop bulunmamaktadır.



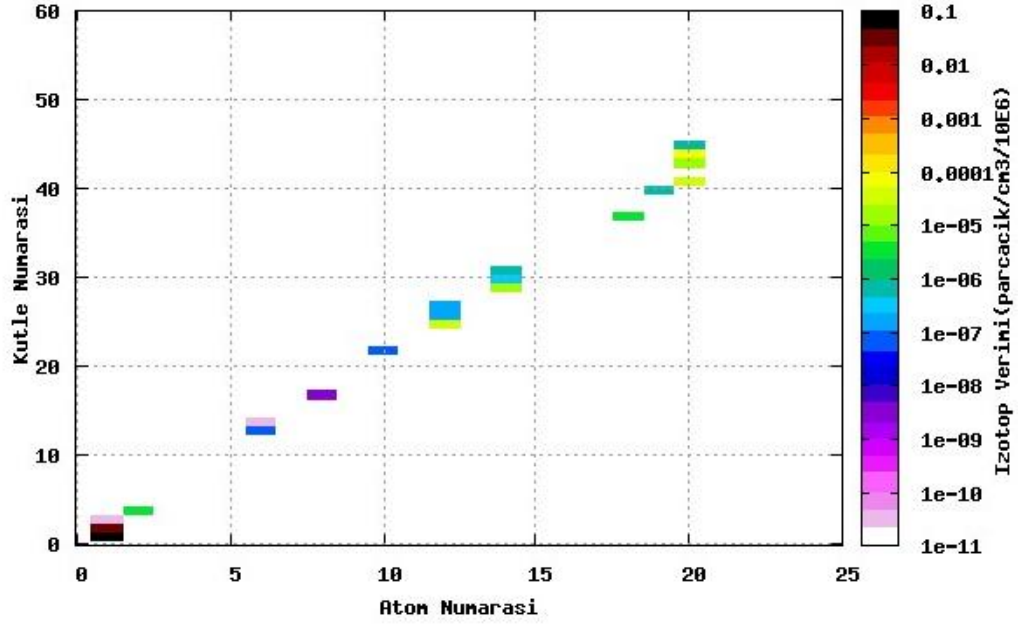
Şekil 4.3.d. APA3d için üretilen izotop çekirdekler*

*APA3d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H izotopu üretilmiş, ³⁷S izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



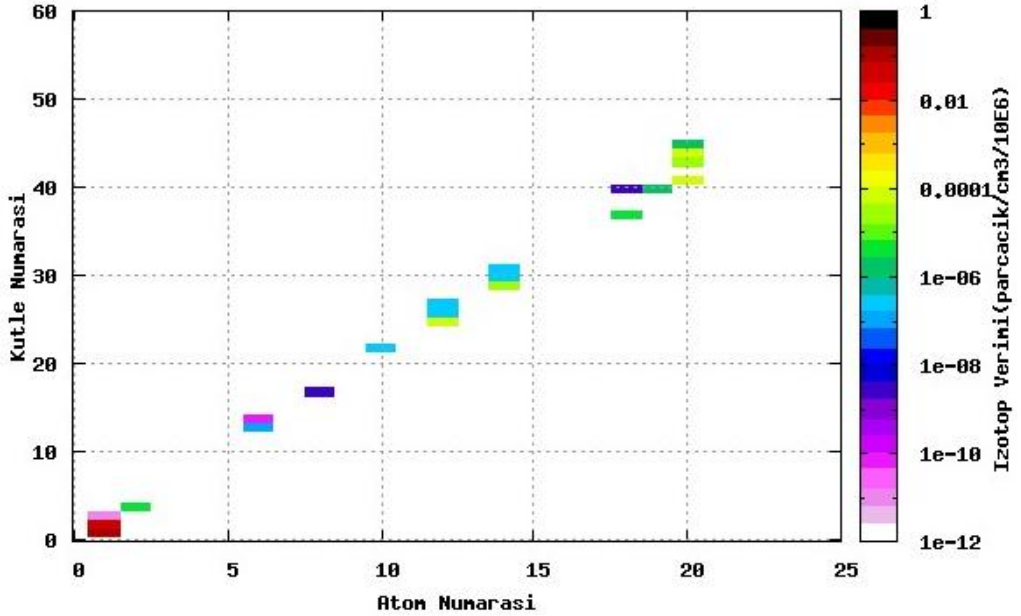
Şekil 4.3.e. LA3d için üretilen izotop çekirdekler*

*LA3d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 18 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H izotopu üretilmiş, ³H izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



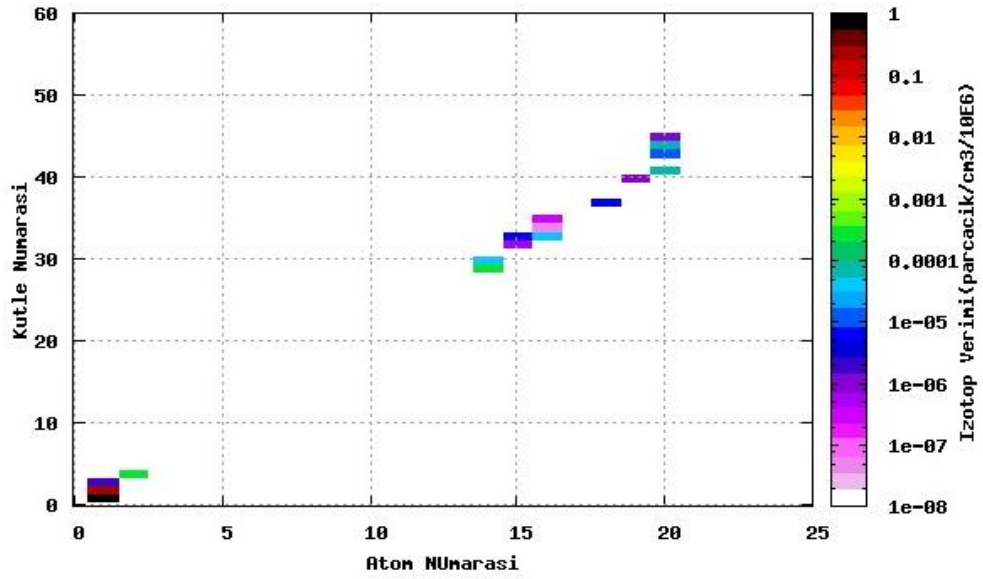
Şekil 4.3.f. LH3d için üretilen izotop çekirdekler*

*LH3d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 20 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H izotopü üretilmiş, ¹⁴C ve ³H izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



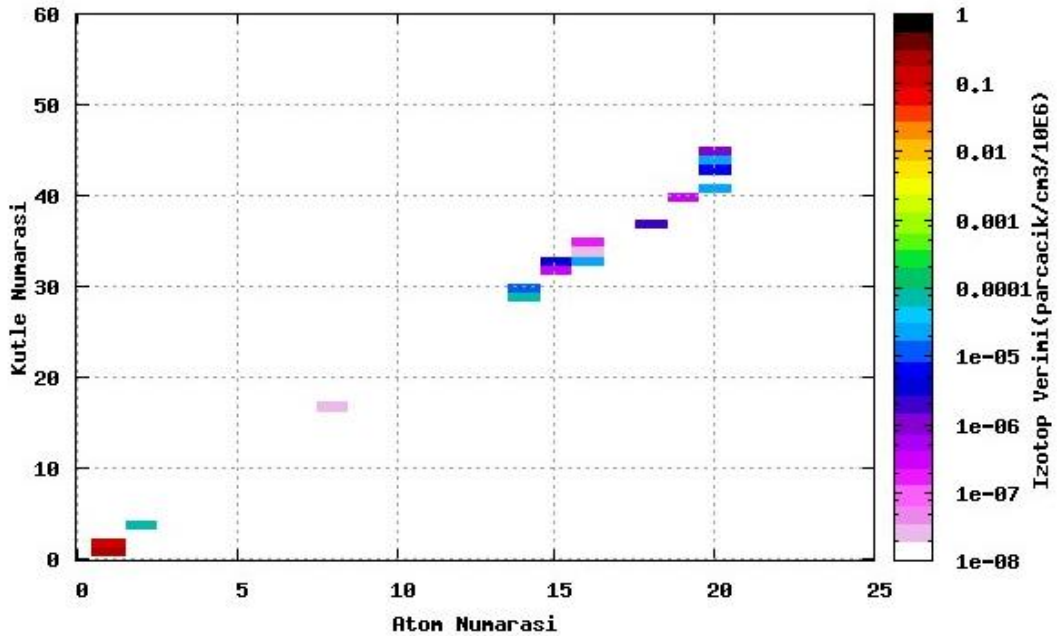
Şekil 4.3.g. H3d için üretilen izotop çekirdekler*

*H3d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 21 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H izotopü üretilmiş, ³H izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



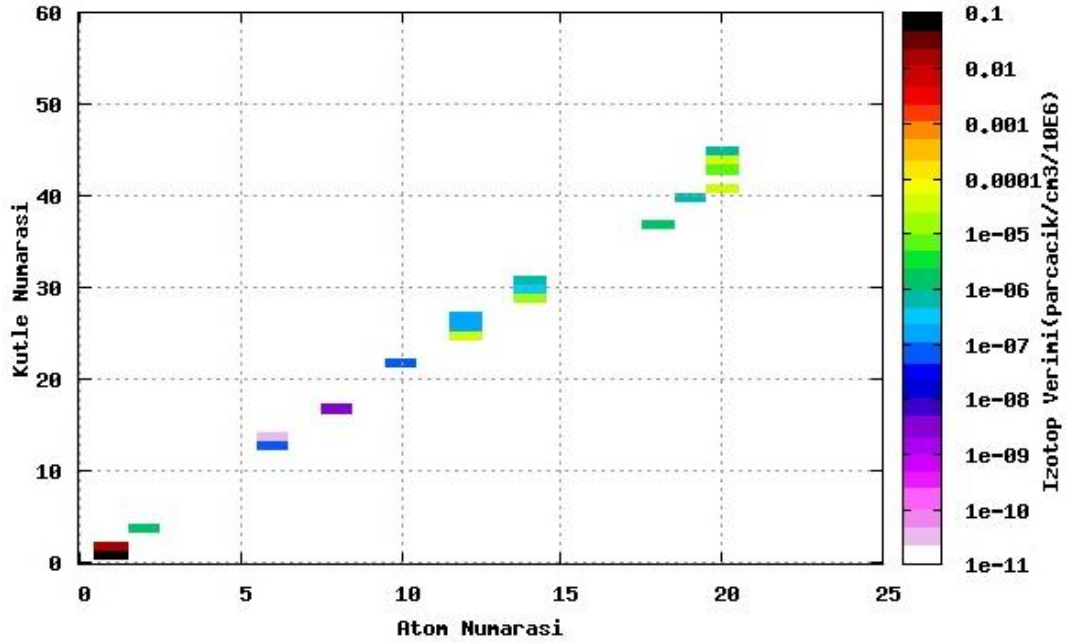
Şekil 4.3.h. A3d için üretilen izotop çekirdekler*

*A3d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 17 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopu üretilmiş, ^{33}S izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



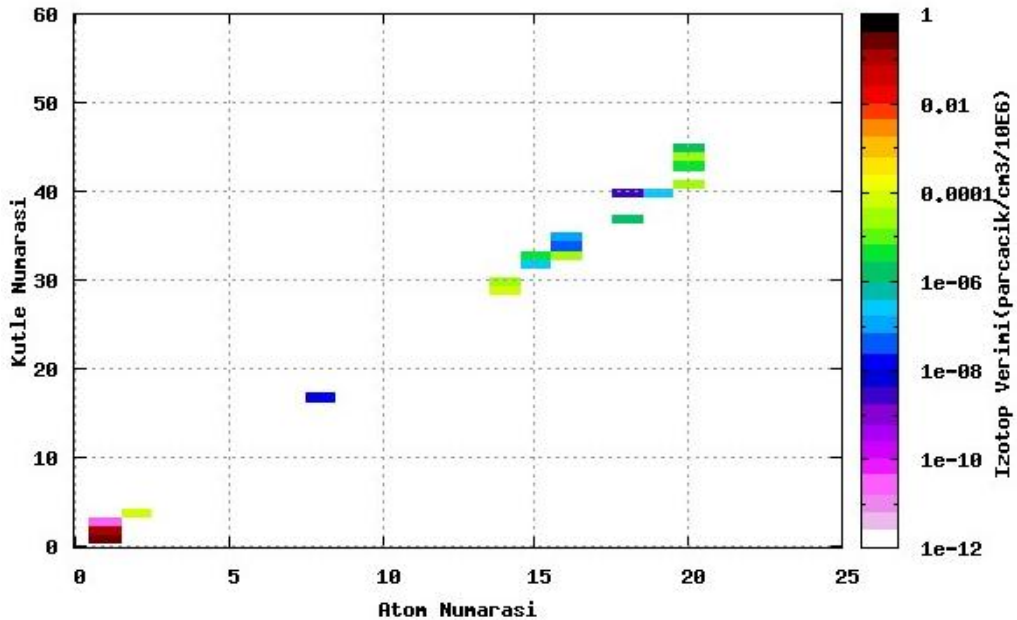
Şekil 4.4.a. ALA5d için üretilen izotop çekirdekler*

*ALA5d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 17 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopu üretilmiş, ^{17}O ve ^{34}S izotopları ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



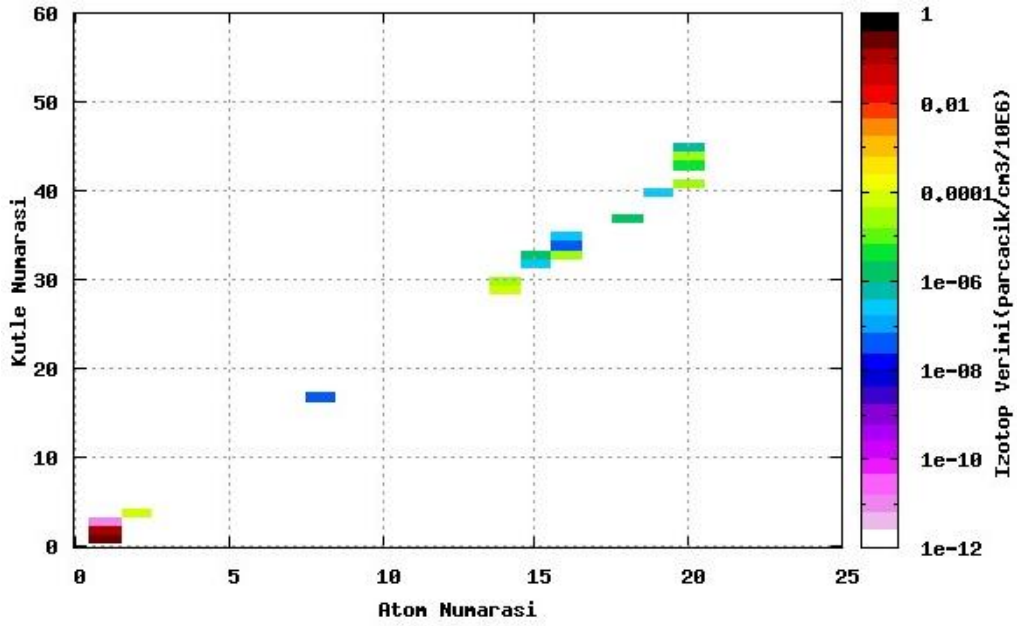
Şekil 4.4.b. HLH5d için üretilen izotop çekirdekler*

*LH5d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopu üretilmiş, ^{14}C izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif bir izotop yoktur.



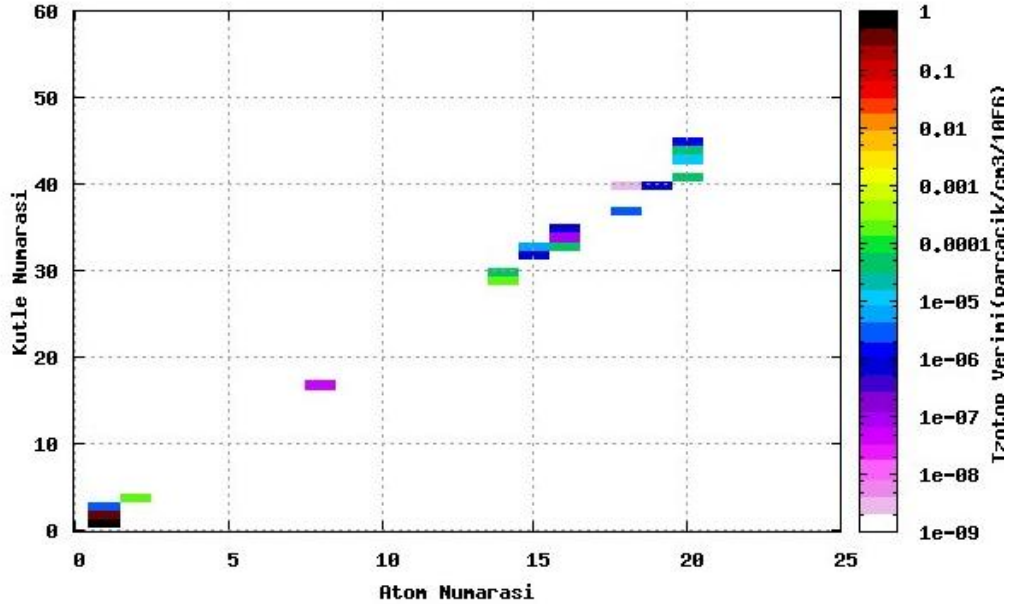
Şekil 4.4.c. HLA5d için üretilen izotop çekirdekler*

*HLA5d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopu üretilmiş, ^3H izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



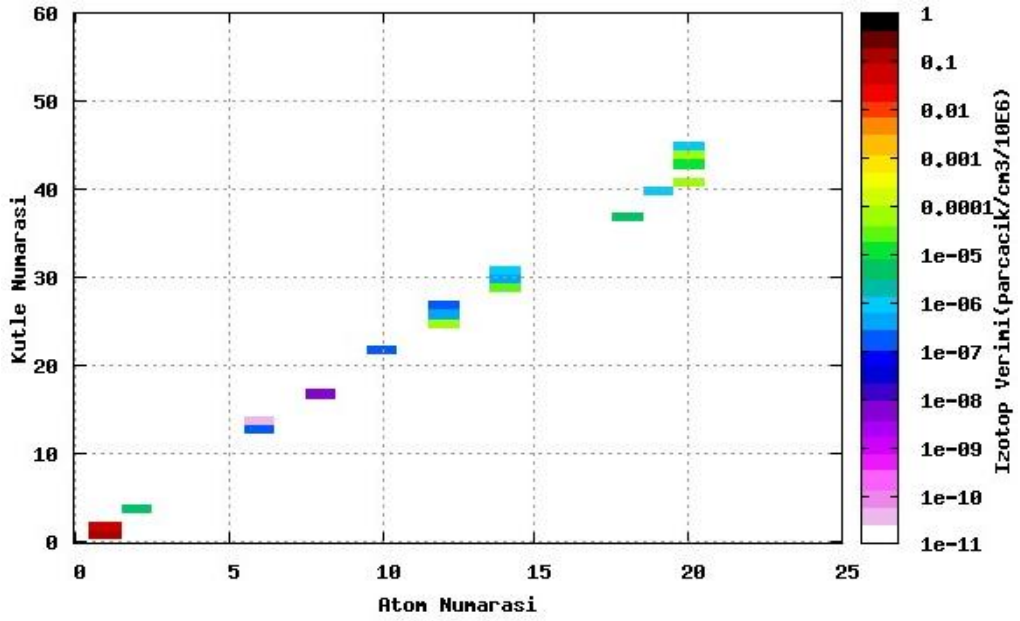
Şekil 4.4.d. APA5d için üretilen izotop atomlar*

*APA5d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 18 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopü üretilmiş, ^3H izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



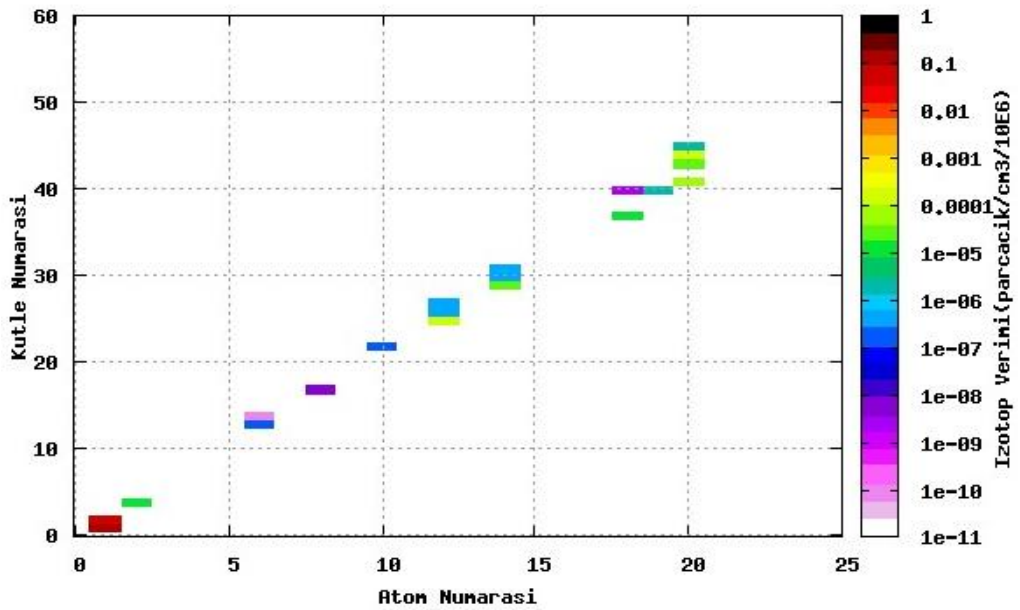
Şekil 4.4.e. LA5d için üretilen izotop çekirdekler*

*LA5d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopü üretilmiş, ^{40}Ar izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



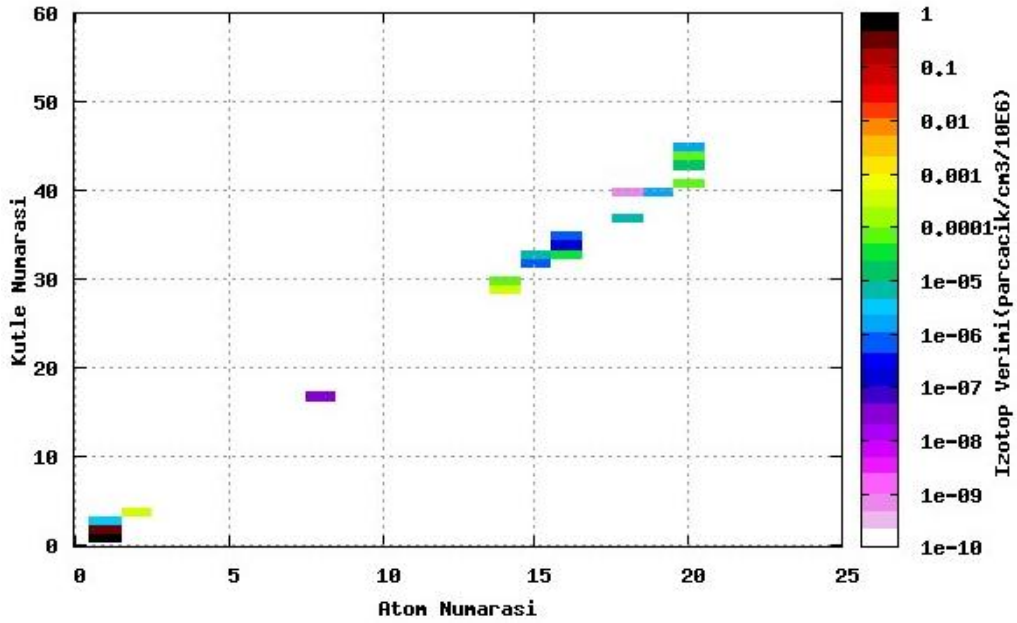
Şekil 4.4.f. LH5d için üretilen izotop atomlar*

*LH5d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H izotopu üretilmiş, ¹⁴C izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



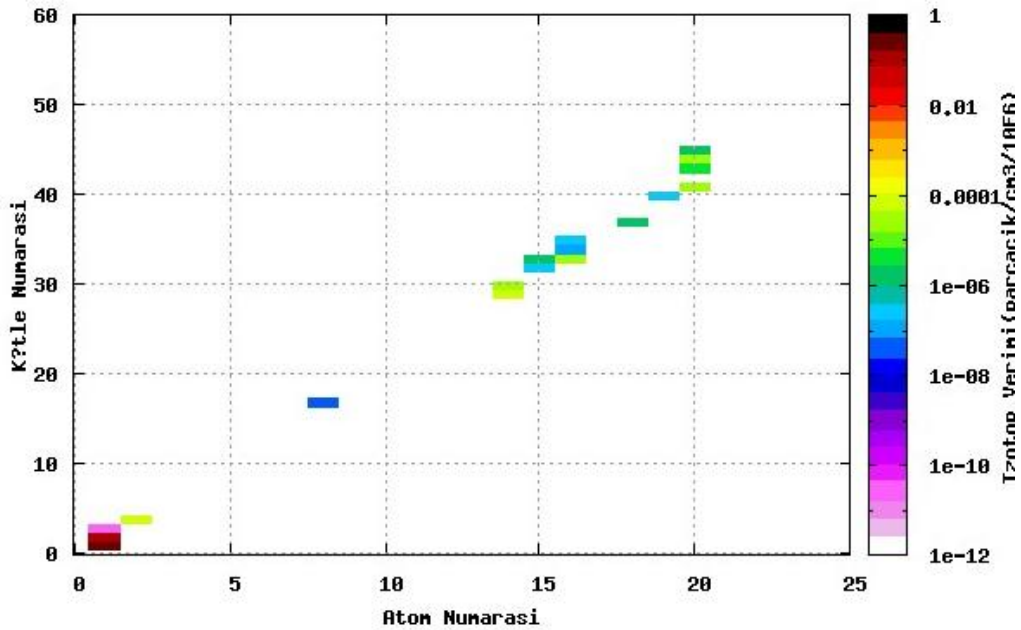
Şekil 4.4.g. H5d için üretilen izotop çekirdekler*

*H5d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 20 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H izotopu üretilmiş, ¹⁴C izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



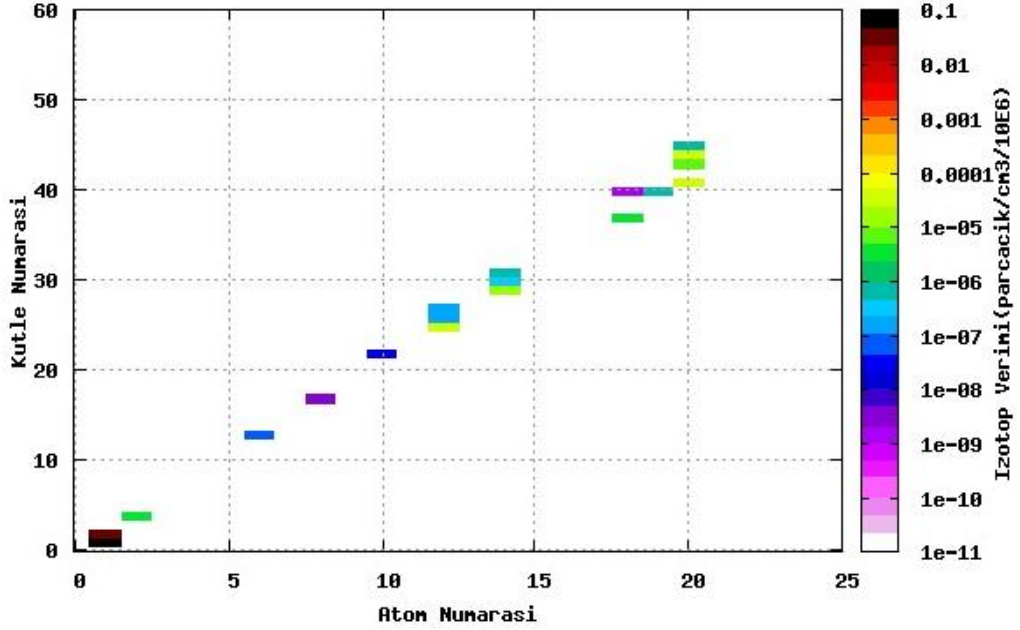
Şekil 4.4.h. A5d için üretilen izotop çekirdekler*

*A5d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopü üretilmiş, ^{40}Ar izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



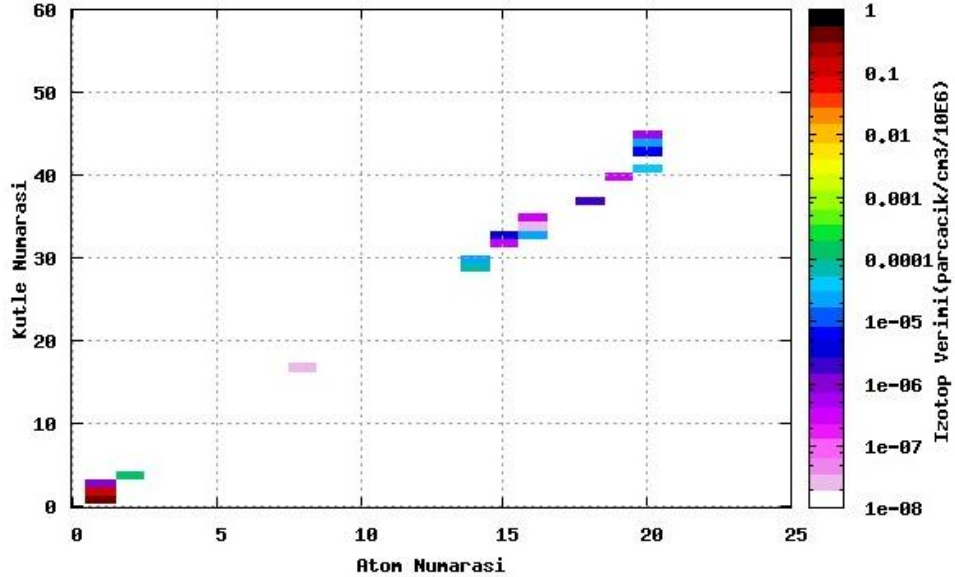
Şekil 4.5.a. ALA7d için üretilen izotop çekirdekler*

*ALA7d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 18 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopü üretilmiş, ^3H izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



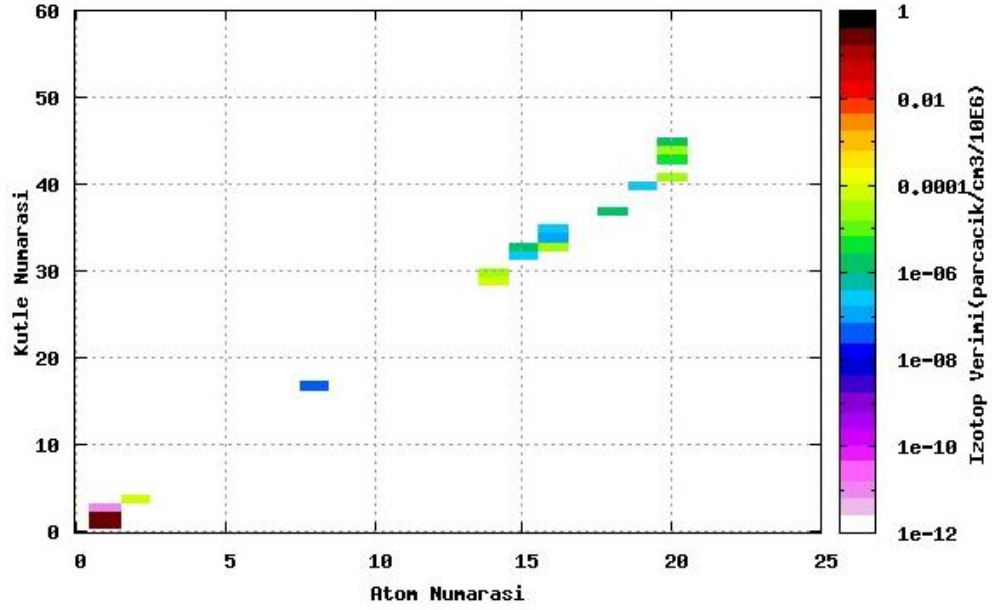
Şekil 4.5.b. HLH7d için üretilen izotop çekirdekler*

*HLH7d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H izotopu üretilmiş, ⁴⁰Ar izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



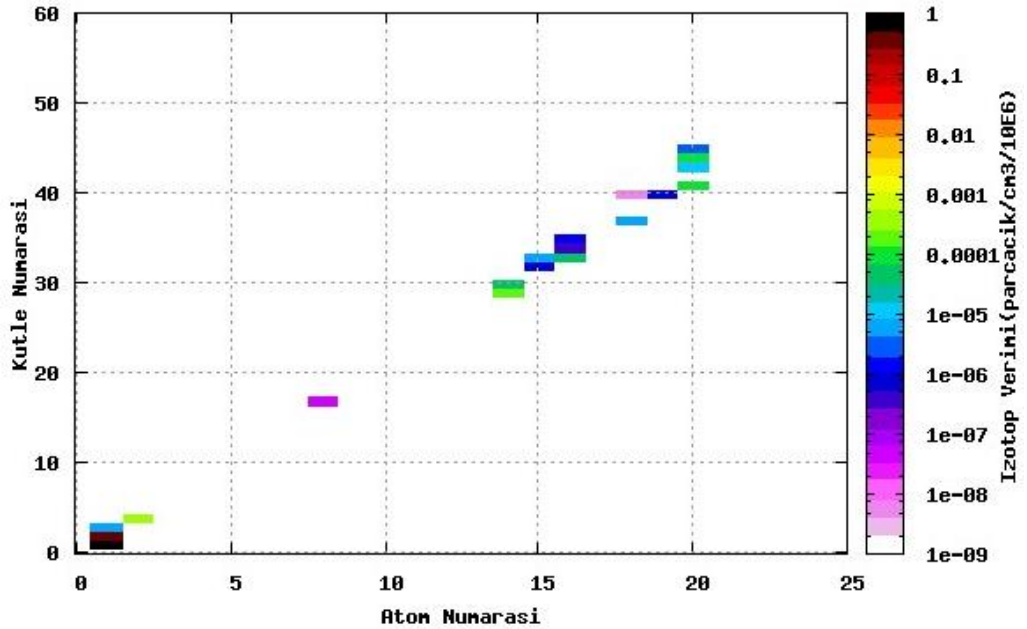
Şekil 4.5.c. HLA7d için üretilen izotop çekirdekler*

*HLA7d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 18 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda H-1 izotopu üretilmiş, ¹⁷O ve ³³S izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



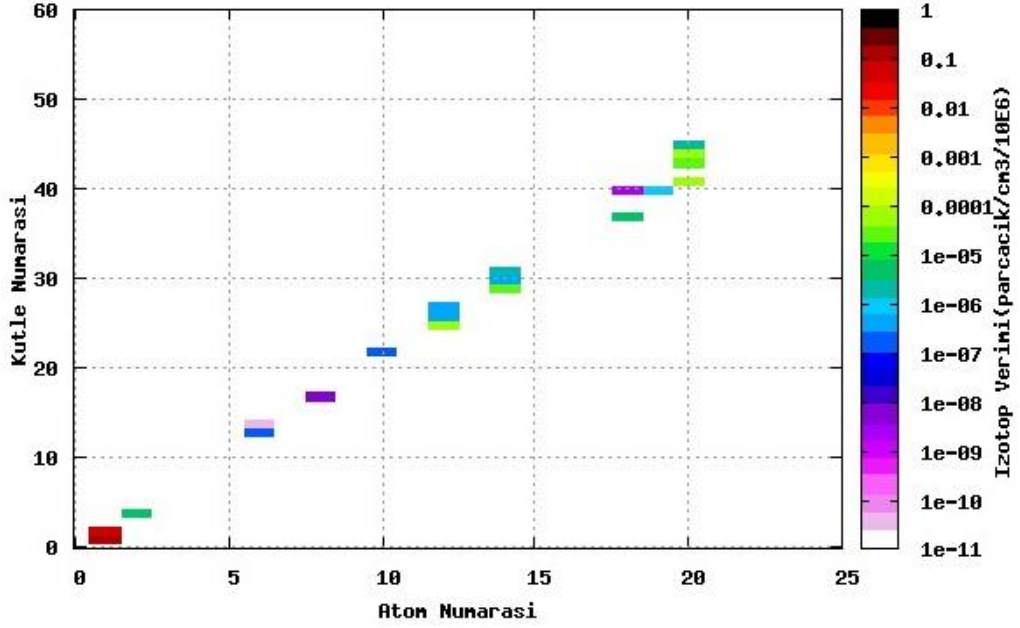
Şekil 4.5.d. APA7d için üretilen izotop çekirdekler*

*APA7d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 18 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H ve ²H izotopu üretilmiş, ³H izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



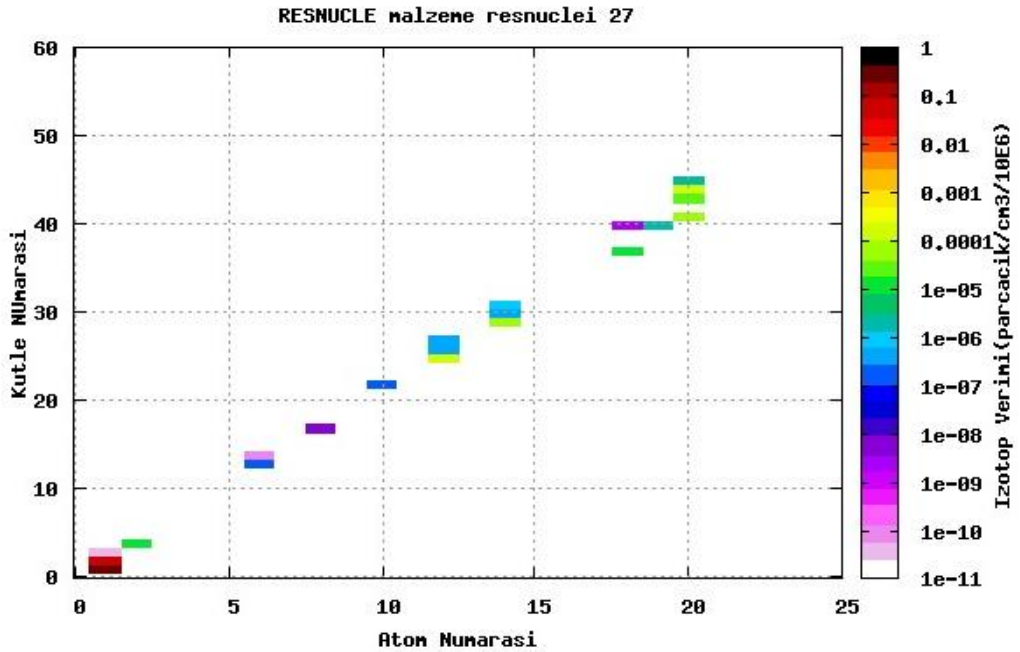
Şekil 4.5.e. LA7d için üretilen izotop çekirdekler*

*LA7d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 19 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H izotopu üretilmiş, ⁴⁰Ar izotopu ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



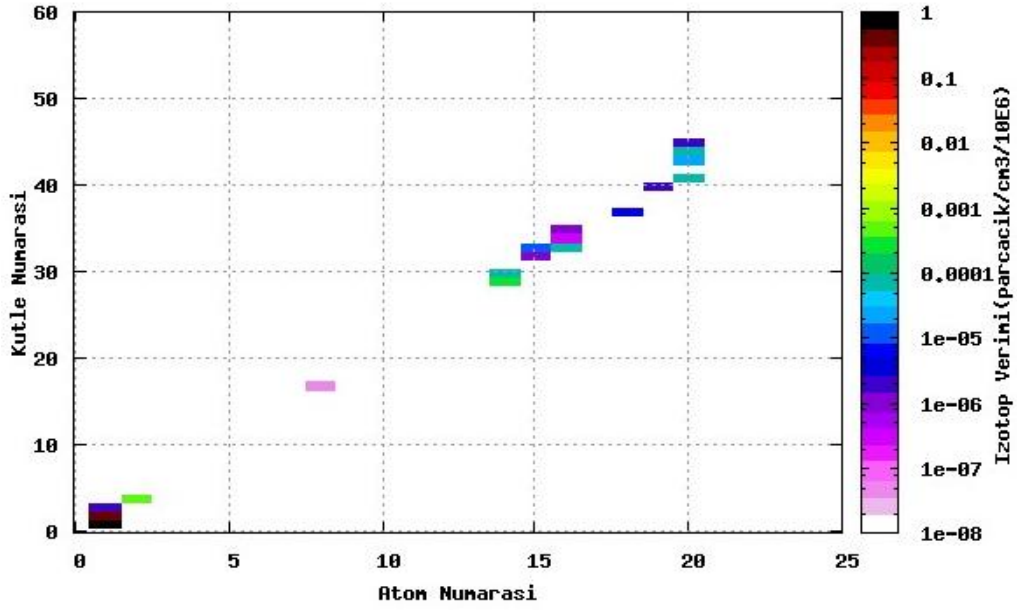
Şekil 4.5.f. LA7d için üretilen izotop atomlar*

*LA7d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 20 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopü üretilmiş, ^{14}C izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



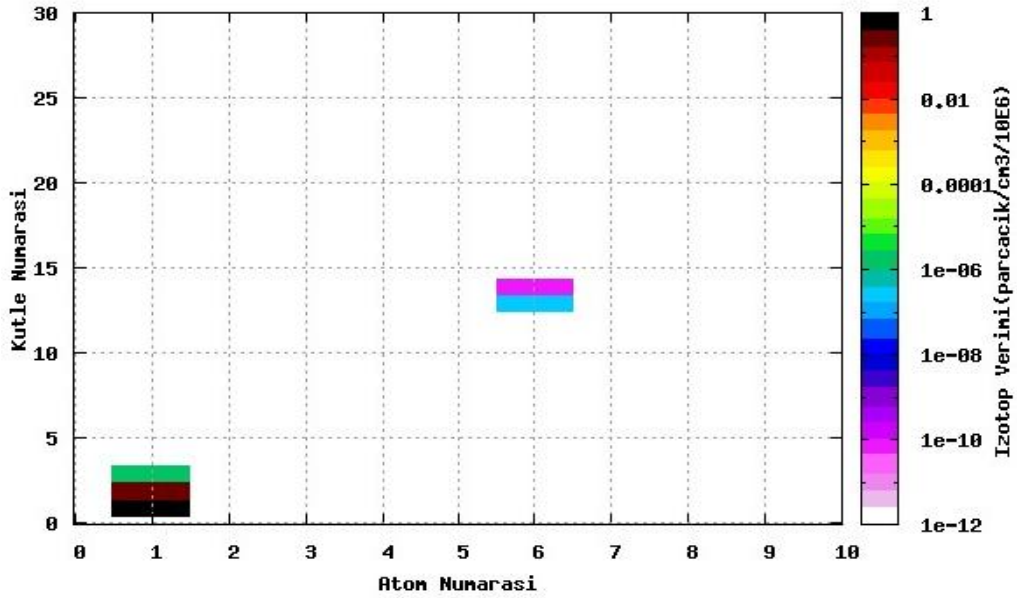
Şekil 4.5.g. H7 için üretilen izotop çekirdekler*

*H7d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 21 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopü üretilmiş, ^3H izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



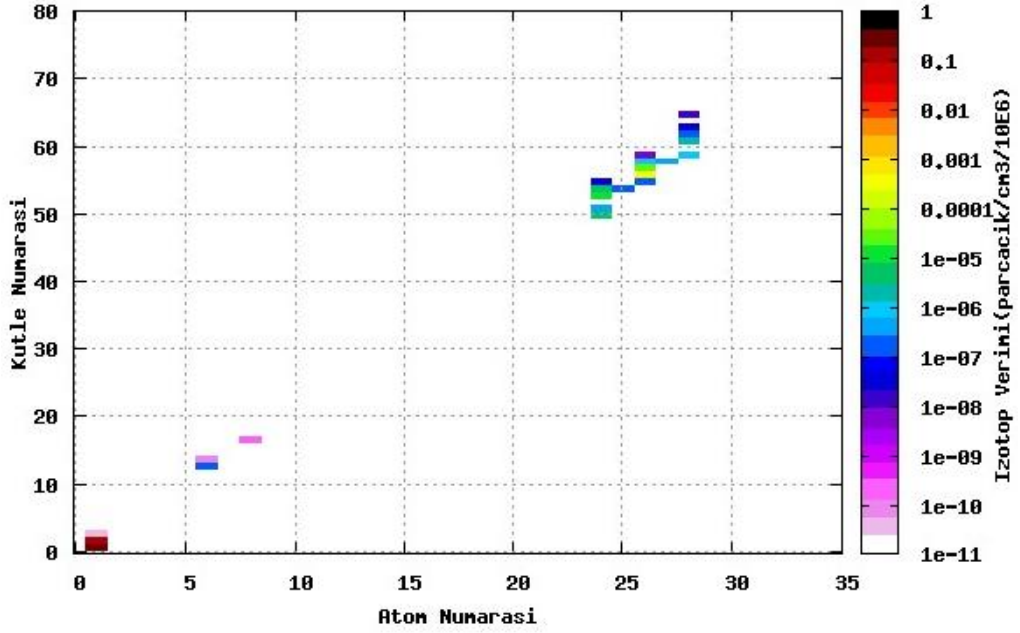
Şekil 4.5.h. A7d için üretilen izotop çekirdekler*

*A7d numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 18 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Kalsiyum arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ¹H izotopü üretilmiş, ¹⁷O izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Üretilen izotoplar arasında radyoaktif (kararsız) bir izotop yoktur.



Şekil 4.6. P için üretilen izotop çekirdekler*

*P numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 5 farklı izotop üretilmiştir. Kararlı olan bu izotoplar ¹H, ²H, ³H, ¹³C ve az miktarda ¹⁴C izotoplarıdır.



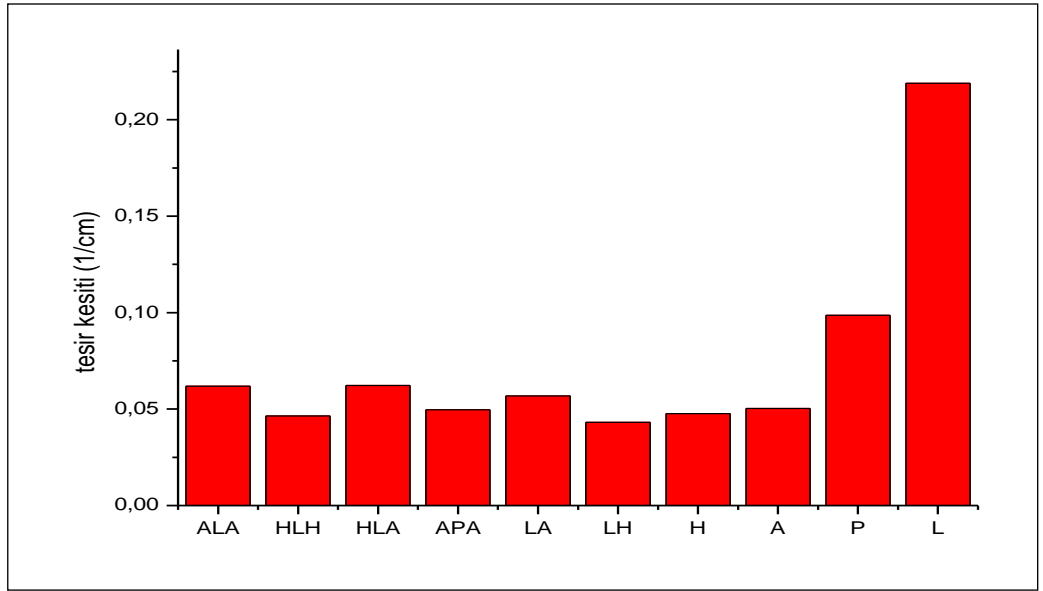
Şekil 4.7. L için üretilen izotop çekirdek*

*L numunesi ile Am-Be nötronlarının etkileşimi sonucunda 23 farklı izotop üretilmiştir. Bu izotoplar Hidrojen ile Nikel arasındaki elementlere aittir. En yüksek oranda ^1H izotopü üretilmiş, ^3H izotopü ise en az miktarda üretilen izotoptur. Diğer numunelerden farklı olarak nötronlar ile lastik numunesi arasındaki etkileşimler sonucunda çok az miktarda ($0,119$ çekirdek/ cm^3) ^{55}Fe radyoaktif izotopü üretilmiştir.

Sonuç olarak Şekil 4.3, Şekil 4.4, Şekil 4.5, Şekil 4.6 ve Şekil 4.7'den görüldüğü üzere yapılan GEANT4 simülasyonların da üretilen numunelerin radyoizotop üretimi açısından güvenli olduğu söylenebilir.

5. TARTIŞMA ve SONUÇ

Yapılan bu tez çalışmasında nötron parçacıklarının sebep olduğu zararlı etkilere karşı yapılarda kullanılacak uygun zırh malzemelerinin üretilmesi amaçlanmıştır. Bunun için alçı ve harç ile birlikte lastik ve parafinin farklı kombinasyonları, farklı kalınlıklarda ve farklı günlerde nötron zırhlama ölçüm işlemlerine tabii tutulmuştur.



Şekil 5.1. Tabakalı kompozit numunelerin ve lastik ile parafinin tesir kesiti (cm^{-1}) değerlerini gösteren grafik

Şekil 5.1'deki grafiğe bakıldığında çelik örgü ile güçlendirilmiş atık lastiğin diğer numuneler içerisinde nötron parçacıklarına karşı en yüksek performansı gösterdiği açıktır. Ancak atık lastik numunesinin özellikle bina inşasında kullanılabilir olması için alçı ve harç gibi yapı elemanları ile birlikte düşünülmesi gerekir. Bu nedenle lastik parçalarının alçı ve harç bloklar içerisine yerleştirilmesi durumunda nötron parçacıklarını zırhlama kapasiteleri önem taşımaktadır.

Çizelge 4.1'deki ortalama tesir kesitlerine bakıldığında L ve P numunelerinden sonra HLA, ALA ve LA numunelerinin diğerlerine göre daha yüksek tesir kesitine sahip

oldukları görülmektedir. Yani yüksek nötron soğurma kapasitelerine sahip atık otomobil lastiğinden alınan parçalar, HLA, ALA ve LA dizilerini uygun şekilde tasarlanarak inşaat sektöründe “nötron yalıtımı” amacı ile kullanılabilir. Bu malzemelerin hızlı nötronlarla etkileşimleri sonucu kararsız izotop oluşturmamaları bu malzemelerin nükleer arařtırmalarda kullanılabileceklerinin bir diğerk göstergesidir.

Çalışmanın en çarpıcı sonuçlarından biride çevre kirliliğine yol açan atık lastiklerin radyasyon zırlama endüstrisinde (bor nötron yakalama tedavisi, nükleer reaktörler, arařtırma laboratuvarları gibi nötron sızıntısı durumu olan uygulamalar) kullanılabilirliklerinin ortaya konulmasıdır.

KAYNAKLAR

- Abdel-Aziz, M M., Gwaily, S. E., 1997. Thermal and mechanical properties of styrene-butadiene rubber/lead oxide composites as gamma-radiation shields, *Polymer Degradation and Stability*, 55 269-214.
- Açıkgöz, İ., Yıldırım, S., 2001. Çekirdek Fiziğine Giriş, Literatür Yayınları:55, İstanbul, Türkiye.
- Alhajali, S., Kharita, M H., Naom, B., Yousef, S., AlNassar, M., 2009. Estimation of the activation of local reactor shielding concretes , *Progress in Nuclear Energy*, 51 374–377.
- Anonim, 1995. Türkiye Alçı Üreticileri Derneği, Alçı, Alçının Yararları, Alçının Tarihi, <http://www.alcider.org.tr>, (25.05.2012).
- Anonim, 2000. TS 500/Şubat. Beton karışım suyu standartları. TSE, Ankara.
- Anonim 2007. T.C. Milli Eğitim Bakanlığı, MEGEP (Mesleki Eğitim ve Öğretim Sisteminin Güçlendirilmesi projesi), İnşaat Teknolojisi, Alçı, Ankara.
- Anonim 2007. T.C. Milli Eğitim Bakanlığı, Kimya Teknolojisi, Lastik Hamuru Ham Maddeleri, Ankara.
- Anonim 2007. Deprem Bölgelerinde Yapılacak Binalar Hakkında Yönetmelik, Resmi Gazete No: 26454,, Değişiklik (03.05.2007), Resmi Gazete No: 26511.
- Anonim, 2007. Kauçuk Bilgi Rehberi, Kauçuk Maddeleri, Lastik, Taşıt Lastikleri, <http://www.kaucuk.org/kaucuk.asp>, (31.05.2012).
- Arslan, H., 2011. Dünya'nın Elektrik ve Manyetik Alanının Deniz Seviyesindeki Kozmik Müon Akısı Üzerine Etkisinin GEANT4 ile İncelenmesi, Yüksek Lisans tezi, Sakarya Üniversitesi, Sakarya.
- Atsuhiko, M., Shinji, S., Koichi, O., Satoshi, S. , Yury, V., Atsushi, K., Takeo, N., Hiroshi, T., Yusuke, K., Shigeru, Y., Makoto, M., 2007. Development of 300°C heat resistant boron-loaded resin for neutron shielding, *Journal of Nuclear Materials* 367–370 1085–1089.
- Atsuhiko, M., Yoshimasa, A., Koichi, O., Shinji, S., Atsushi, K., 2011. Flexible heat resistant neutron shielding resin, *Journal of Nuclear Materials*, 417 850–853.
- Aydın İpekçi, C., Aköz, F., 2010. Ceramic and Mould Gypsum Properties Used for Fofming Ceramics, *Journal of Engineering and Natural Sciences*, Sigma 28, 249-258.
- Aydoğan, Ş., 2007. Fizik Terimleri Sözlüğü, Erzurum.
- Aygün, B., 2010, Değişik Yağ Oranlarına Sahip Parafin Waxlarda Hızlı Nötronların Makroskopik Soğrulma Tesir Kesitlerinin Belirlenmesi ve Değişen Yağ Oranının Zırhlama Üzerindeki Etkisinin Araştırılması, Yüksek Lisans Tezi, Atatürk Üniversitesi, Erzurum.
- Bartoli, L., Becherini, F., Grazi, F., Zoppi, M., 2009. Surface scattering efficiency of some common materials for shielding pulsed neutron scattering instruments, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* 608 360–362.
- Berkem, A. R., 1951. Radyoaktivite, İstanbul Üniversitesi Yayınlarından, sayı: 440, İstanbul, Türkiye.
- Beyster, J. R., Henkel, R. L., Nobles, R. A., Kister, J. M., 1955. Inelastic collision cross sections at 1,0-, 4,0-, and 4,5-MeV neutron energies, *Physical Review*, volume

- 98, number 5, June 1 1955.
- Boushaki, G. M. I., Allab., M., 2012. Comparison between standard unfolding and Bayesian methods in Bonner spheres neutron spectrometry, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* 689 35–39.
- Büyükuslu, H., 2007. Isparta'nın Yalvaç İlçesi ve Çeresinin Doğal Fon (Background) Radyasyon Düzeylerinin Araştırılması, Yüksek Lisans Tezi, Süleyman Demirel Üniversitesi, Isparta.
- Cansoy, Ç., 1978. Teorik Fizik Dersleri-cilt 10, İstanbul Üniversitesi Yayınlarından, sayı: 2416, İstanbul, Türkiye.
- Demir, F., 2009. Bor ve barit agregalı ağır betonların nötron parçacıkları, x- ve γ -ışınları için radyasyon soğurganlıklarının belirlenmesi, Doktora tezi, Atatürk Üniversitesi, Erzurum.
- Donzella, A., Bonomi, G., Giroletti, E., Zenoni, A., 2011. Monte Carlo simulations of a D-T neutron generator shielding for landmine detection , *Radiation Measurements* 46 1187-1193
- Durmaz, H., 2002. Radyasyon Zırhlaması Amacıyla Karbonlu Yapı Çeliklerinin Değerlendirilmesi, Yüksek Lisans Tezi, İstanbul Teknik Üniversitesi, İstanbul.
- Elbio, C., Florian G., Burkhard, S., Harald, T., 2011. Reusable shielding material for neutron and gamma radiation, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* 651 77–80.
- Emiroğlu, M., Yıldız, S., Özgan, E., 2008. Lastik Agregalı Betonlarda Elastisite Modülünün Deneysel ve Teorik Olarak İncelenmesi, *J. Fac. Eng. Arch. Gazi Univ.*, Vol 24, No 3, 469-476.
- Emiroğlu, M., Yıldız, S., Keleştemur, M. H., 2009. Katı Etiklerle Elde Edilmiş Betonlarda Dayanım Azalma Faktörünün Belirlenmesi, 5. Uluslararası Ö_öleri Teknolojiler Sempozyumu (IATS'09), 13-15 Mayıs, Karabük, Türkiye.
- Erkek, S., 2007, Karbon siyahı/yağ ve karbon siyahı/dolgu maddesi oranının farklı vulkanizasyonsistemlerinde epdm, nbr ve sbr elastomerlerinin fiziko-mekaniksel özellikleri üzerine etkisi, Yüksek Lisans Tezi, Çukurova Üniversitesi, Adana.
- Gencel, O., Bozkurt, A., Kam, E., Korkut, T., 2011. Determination and calculation of gamma and neutron shielding characteristics of concretes containing different hematite proportions, *Annals of Nuclear Energy*, 38 2719–2723.
- Ghassoun, N., Senhou, A., 2011. Neutron and photon doses in high energy radiotherapy facilities and evaluation of shielding performance by Monte Carlo method, *Annals of Nuclear Energy*, 38 2163–2167.
- Güyağüler, T., 2001. Türkiye Bor Potansiyeli, Maden Mühendisleri Odası, Ankara, http://maden.org.tr/resimler/ekler/d34d468ac887633_ek.pdf (25.10.2012).
- Gwaily, S. E., 2002. Galena/(NR+SBR) rubber composites as gamma radiation shields, *Polymer Testing* 21 883–887.
- Gwaily, S. E., Hassan, H. H., Badaw, M., Madani, M., 2002. Study of Electrophysical Characteristics of Lead-Natural Rubber Composites as Radiation Shields, *Polymercomposites*, December 2002, Vol. 2 ,No. 6.
- Gwaily, S. E., Hassan, H. H., Badawy, M. M., Madani, M., 2002. Natural rubber composites as thermalneutron radiation shields, II — H3BO3/NR composites, *Polymer Testing* 21 513– 517.
- Gwaily, S. E., Hassan, H. H., Badawy, M. M., Madani, M., 2002. S.E. Natural rubber composites as thermalneutron radiation shields , I. B4C/NR composites ,

- Polymer Testing 21 129–133.
- Hawk, A. E., Blue, T. E., Woollard, J. E., 2004. A shielding design for an accelerator-based neutron source for boron neutron capture therapy, *Applied Radiation and Isotopes* 61 1027–1031.
- Huasi, H., Qunshu, W., Juan, Q., Yuelel, W., Tiankui, Z., Zhongsheng, X., Xinbiao, J., Guoguang, Z., Hu, X., Xiangyang, Z., Jing, Z., Wenhao, L., Zhenghong, L., Boping, Z., Linbo, L., Zhaohui, S., Xiaoping, O., Jun, Z., Yaolin, Z., Xiaoqin, M., Zhengping, D., Cheng, L., Zhenyu, J., Yuanping, Z., 2008. Study on Composite Material for Shielding Mixed Neutron and Gamma-Rays, *Ieee Transactions on Nuclear Science*, VOL. 55, NO. 4.
- Juárez, R., Sanz, J., Perlado, J. M., 2012. Advances in neutronics and radiological protection of HiPER 4a, *Fusion Engineering and Design*, 87 336–343.
- Karacasu, M., Bilgiç, Ş., 2009. Ayık Lastik Katkısının Sıcak Asfalt Özelliklerine Etkisi, *Journal of Engineering and Architecture Faculty of Eskişehir Osmangazi University*, Vol: XXII, No:2.
- Karadeniz, C., Yaramış, B., Özkök, Ş., 1973. Atom ve Çekirdek Fiziği, Şikketi Mürettibiye Basımevi, İstanbul, Türkiye.
- Kawai, M., Saito, K., Sanami, T., Nakao, N., Maekawa, F., (2005). Study of the neutron beam line shield design for JSNS, *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 115, No. 1–4, pp. 580–586, doi:10.1093/rpd/nci214.
- Knoll, G. F., 1989. *Radiation detection and measurement*, John Wiley and Sons, New York.
- Kopecky, S., Harvey, J. A., Hill, N. V., Krenn, M., Pernicka, M., Riehs, P., Steiner, S., 1997. Neutron charge radius determined from the energy dependence of the neutron transmission of liquid ^{208}Pb and ^{209}Bi , *Physical Review C*, Volume 56, Number 4, S0556-2813(97)02610-1.
- Korkut, T., 2010. Deneysel ve Cern Fluka Monte Carlo Simülasyon Kodu Yöntemleri Kullanılarak 4,5 MeV Enerjili Hızlı Nötronların Borlu Bileşik ve Cevherler Tarafından Yavaşlatılmasına İlişkin Parametrelerin Belirlenmesi, Doktora Tezi, Atatürk Üniversitesi, Erzurum.
- Korkut, T., Ün, A., Demir, F., Karabulut, A., Budak, G., Şahin, R., Oltulu, M., 2010. Neutron dose transmission measurements for several new concrete samples including colemanite, *Annals of Nuclear Energy* 37 996–998.
- Korkut, T., Karabulut, A., Budak, G., Korkut, H., 2010. Investigation of fast neutron shielding characteristics depending on boron percentages of MgB_2 , NaBH_4 and KBH_4 , *J Radioanal Nucl Chem* 286:61–65, DOI 10.1007/s10967-010-0619-0.
- Korkut, T., Korkut, H., Karabulut, A., Budak, G., 2011. A new radiation shielding material: Amethyst ore, Contents lists available at ScienceDirect, *Annals of Nuclear Energy* 38 56–59.
- Korkut, T., Karabulut, A., Budak, G., Aygun, B., Gencel, O., Hancerlioğulları, A., 2012. Investigation of neutron shielding properties depending on number of boron atoms for colemanite, ulexite and tincal ores by experiments and FLUKA Monte Carlo simulations, *Applied Radiation and Isotopes*, 70 341–345.
- Kreider, M. L., Panko, J. M., McAtee, B. L., Sweet, L. I., Finly, B. L., Physical and chemical characterization of tire-related particles: Comparison of particles generated using different methodologies, *Science of the Total Environment* 408 652–659.

- Medhat, M., Fayez-Hassan, M., 2011. Elemental analysis of cement used for radiation shielding by instrumental neutron activation analysis, *Nuclear Engineering and Design*, 241 2138–2142.
- Onur, S., 2002. Gama Radyasyonu Zırhlaması Amacıyla Farklı Betonların Değerlendirilmesi, Yüksek Lisans Tezi, İstanbul Teknik Üniversitesi, Nükleer Enerji Enstitüsü, İstanbul.
- Proctor, A., Gabriel, T., A., Hunt, A. W., 2012. JoAnn Manges, Thomas Handler, Detecting fissionable materials in a variety of shielding matrices via delayed gamma and neutron photofission signatures—Part 2: Experimental results, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* 662 71–80.
- Reda, A. M., 2011. Monte Carlo simulations of a D-T neutron generator shielding for landmine detection, *Radiation Measurements*, 46 1187-1193.
- Sugözü, İ., Mutlu, İ., 2009. Atık Taşıt Lastikleri ve Değerlendirme Yöntemleri, *Electronic Journal of Vehicle Technologies* Vol: 1, No: 1 (35-46), 2009.
- Şahin, Y., 1999. Çekirdek Fiziğinin Esasları, Aktif Yayıncılık, Erzurum, Türkiye.
- Şarer, B., 2002. Nükleer Fizik 1. cilt, Palme Yayıncılık, Ankara, Türkiye.
- Şarer, B., 2002. Nükleer Fizik 2. cilt, Palme Yayıncılık, Ankara, Türkiye.
- Topçu, İ. B., Demir, A., 2009. Farklı Çimentolarla Üretilen Lastik Agregalı Harçların Bazı Özellikleri, *Journal of Polytechnic*, Vol: 12 No: 3 pp. 201-206.
- Topçu, İ. B., Toprak, M. U., 2009. Lastik Küllü Harçların Özellikleri, *Journal of Engineering and Architecture Faculty of Eskişehir Osmangazi University*, Vol: XXII, No:1.
- Turgut, P., Yeşilata, B., 2009. Atık Lastik Katkılı Harç Plak ve Briketlerin Termomekanik Davranışlarının Araştırılması, *J. Fac. Eng. Arch. Gazi Univ.*, Vol 24, No 4, 651-658.
- Vahapoğlu, V., (2007). Kauçuk Türü Malzemeler I. Doğal Kauçuk, C.B.U. *Journal of Science*, 3.1 57 70, ISSN 1305-130.
- Yaramış, B., 1985. Nükleer Fizik, İ.T.Ü., Fen Edebiyat Fakültesi, Yayın No:7, İstanbul, Türkiye.
- Yeniçay, F., 1971. Çekirdek Fiziği ikinci cilt, Fen Fakültesi Basım Evi, No: 106, İstanbul, Türkiye.
- Yeşilata, B., Turgut, P., 2005. Atık Lastik Katılmış Harçların Isı Yalıtım Özelliği, *Journal of Polytechnic*, Vol: 8 No: 2 pp. 173-177.
- Yeşilata, B., Turgut, P., 2009. Atık Lastik Katkılı Harç Plak ve Briketlerin Termomekanik Davranışlarının Araştırılması, *J. Fac. Eng. Arch. Gazi Univ.*, Vol 24, No 4, 651-658.
- Yılmaz, M., 1998. Çekirdek Fiziği, Balıkesir Üniversitesi Necatibey Eğitim Fakültesi Yayınları, no: 003, Balıkesir, Türkiye.
- Yusuf, M., Canan, K., Memet, V. K., 2011. Thermal and neutron shielding properties of 10B2O3/polyimide hybrid materials, *Polym. Bull.*, 67:1741–1750.
- Zeren, M. A., 2008. Atomlar Moleküller, Birsen Yayınevi, İstanbul.
- Zhong, Z., Gohar, Y., 2011. Shielding design and analyses of KIPT neutron source facility, *Progress in Nuclear Energy*, 53 92-99.

ÖZGEÇMİŞ

1986 yılında Erzurum'da doğdu. İlk ve orta öğrenimini sırasıyla Erzurum Palandöken Mimar Sinan İlköğretim Okulu Anasınıfı (1990-1992), Erzurum Palandöken Mimar Sinan İlköğretim Okulu (1992-1997), Erzurum Palandöken Yahya Kemal İlköğretim Okulu (1997-2000), Erzurum Palandöken Mehmet Akif Ersoy Lisesi (2000-2001) ve Bayburt Merkez Bayburt Lisesi'nde (2001-2003) tamamladı. 2005 yılında Erzurum Atatürk Üniversitesi Fen Fakültesi Fizik Bölümü'nde öğrenimine devam etti ve 2009 yılında mezun oldu. Aynı yıl Atatürk Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Atom ve Molekül Fiziği bilim dalında yüksek lisans eğitimine başladı. Halen Erzurum'da yüksek lisans eğitimine devam etmektedir.